戻土の初期せん断剛性G_0、岩盤のせん断剛性G、コンクリートの圧縮強度Ｆｃの３つの変動因子を考慮する。下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Ｐｆは、試行回数をＮ、耐震裕度が１以下になった回数をＮｆとすれば、Ｐｆ＝Ｎｆ／Ｎとして算定する。

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。

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　Ｆｃ	平 均 値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13
埋戻土の初期せん断剛性　G_0	平 均 値：室内試験結果に基づき設定 変動係数：試験結果のばらつきから設定
岩盤のせん断剛性　G （岩盤のせん断波速度Ｖｓ）	平 均 値：PS検層結果に基づき設定 変動係数：試験結果のばらつきから設定

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表で作成した建屋・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、電気的機能限界等）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PSA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。

$$A = Am \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで、

Am　：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Am、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様に算定する。

$$Am = F \times A_d \quad (式1.2.1\text{-}1)$$

ここで、

Am　：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1.2.1-1）の安全係数（裕度）は、（式1.2.1-2）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1.2.1-3）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、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。

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

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}}$$

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

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、それぞれ以下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。

$F_{ER}=F_{ESS}\cdot F_{D}\cdot F_{EM}\cdot F_{EMC}$

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

$F_{SR}=F_{SS}\cdot F_{\delta}\cdot F_{M}\cdot F_{NL}$

ここで、

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

建屋応答係数について、原子炉建屋（O/S、I/C）は第1.2.1.c-3-2表及び第1.2.1.c-3-3表、原子炉補助建屋(A/B)は第1.2.1.c-3-4表の値を使用する。

$F_{EC}=F_{S}\cdot F_{\mu}$

ここで、

F_{S} ：機器の限界強度に関する係数

F_{μ} ：機器の塑性化によるエネルギ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JSME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、β_{R}・β_{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本申請の基準地震動を用いた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、β_R・β_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本申請の基準地震動を用いた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。なお、フラジリティ評価用データは１号炉を代表して評価している。

(1) 原則、以下の現実的な耐力、応答を参照

・現実的な耐力：既工認で使用した値

・現実的な応答：本申請の基準地震動を用いた耐震評価の値

(2) 以下の機器については、PRA結果に有意な影響を及ぼさないことを踏まえ、PWR標準の現実的な耐力、工認におけるシビアアクシデント設備に係る耐震Ｂ、Ｃクラスの耐震計算に基づく応答等を参照

・耐震Ｂ、Ｃクラス機器（ファン、ダクト）等

(3) PRA結果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

・現実的な耐力、応答評価における保守性見直し（安全保護シーケンス盤など）

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」、「動的機器」、「電気盤・計装」及び「配管」の５グループに分類した。また、グループごとに代表機器を抽出し、その評価の具体例を以下に示す。抽出に当たっては、川内１号炉の特徴及びFV重要度等を参照した。なお、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、多質点系時刻歴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、計装品等の電気的機器の機能損傷

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

(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EL.19.364m

・耐震クラス：S

・固有振動数：14.4Hz

・各部位の基準地震動Ssに対する発生応力

・評価対象部位：蒸気発生器上部胴支持構造物用スナバ

・評価応力：引張

下表に、蒸気発生器上部胴支持構造物用スナバの耐震評価結果を示す。これを基にフラジリティを算出した。

表　蒸気発生器上部胴支持構造物用スナバの耐震評価結果

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
タイボルト	SCM435	引張	444	192	2.31

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。

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

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タイボルトの材質はSCM435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Su＝847N/mm^2（最高使用温度270℃）を採用する。このSu値の1.1倍を限界応力の中央値とする。

したがって、

$\sigma_C=1.1\times Su=1.1\times 847=931.7\ N/mm^2$

また、地震時発生応力は192N/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、通常運転時応力は安全側に無視して評価するものとする。

$\sigma_N=0\ N/mm^2$

以上より、強度に関する係数F_Sは、以下のとおりとなる。

$$Fs = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{931.7}{192/0.75} = 3.63$$

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

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

(b) 塑性エネルギ吸収効果に関する係数F_μ

全体系の振動エネルギに比べ、基礎ボルトの弾塑性変形によるエネルギ吸収効果は小さいため、本係数は考慮しない。即ち、以下のとおりとする。

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

b. 機器応答係数F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数F_{ESS}

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

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

ただし、当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。

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

ただし、当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。

$F_D = 1.00$、$\beta_R = \beta_U = 0$

(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、当機器の耐震評価は、建屋連成解析モデルを用いて行われており、モデル化する不確実さ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}

当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、β_R＝β_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、建屋フラジリティ評価において評価する原子建屋の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、β_R＝0.17、β_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、蒸気発生器上部胴支持構造物用スナバのフラジリティ加速度の中央値Am、その不確実さβ_R・β_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。

Am ＝1.76（G）

β_R＝0.19、β_U＝0.19

HCLPF＝Am×exp[－1.65×(β_R＋β_U)]

＝1.76×exp[－1.65×(0.19＋0.19)]

＝0.94（G）

表　蒸気発生器　安全係数評価結果の一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値		3.63	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.89	0.99	1.00	1.00	1.76
不確実さ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.17	0.19
	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（余熱除去冷却器）

・評価対象機器の諸元を以下に示す。

・設置位置：補助建屋 EL.-9.0m

・耐震クラス：S

・構造概要：横置円筒形サドル支持

・固有振動数：剛

・各部位の基準地震動Ssに対する発生応力：

下表に、余熱除去冷却器の耐震評価結果を示す。各部位・各評価応力のうち、設計許容値に対する発生応力の裕度が最小である胴板が、余熱除去冷却器の地震時の損傷に支配的であると考えられる。したがって、各安全係数は、余熱除去冷却器の胴板に着目して評価する。

表　余熱除去冷却器の耐震性評価結果

評価部位	材　料	評価応力	許容値（Su） (N/mm^2)	発生応力 (N/mm^2)	裕　度
胴板	SGV410	1次応力	334	140	2.38
支持脚	SS400	組合せ応力	261	36	7.25
基礎ボルト	SS400	引張応力	210	54	3.88

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。

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

ここで、σ_C：限界応力の中央値

σ_T：地震時発生応力

σ_N：通常運転時応力

評価対象部位である胴板の材質はSGV410であることから、限界応力としてJSME発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）第Ⅰ編付録図表Part5の引張応力Su＝373N/mm^2（最高使用温度95℃）が適用可能であるため、それを限界応力の中央値とする。

したがって、

$\sigma_C=1.1\times Su=1.1\times 373=410.3 N/mm^2$

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。

$\sigma_N=0\ N/mm^2$

以上より、強度に関する係数F_Sは、以下のとおりとなる。

$$Fs=\frac{\sigma_C}{\sigma_T}=\frac{1.1\times Su}{\sigma_T}=\frac{410.3}{140}=2.93$$

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

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

(b) 塑性エネルギ吸収効果に関する係数F_μ

支持脚の塑性変形によるエネルギ吸収効果はある程度期待できると考えられるが、今回の評価では安全側に本係数は考慮しないものとする。

すなわち、以下のとおりとする。

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

b. 機器応答係数F_{ER}

(a)床応答スペクトルの拡幅に関する係数F_{ESS}

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

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

ただし、本機器は剛であるため、耐震評価において最大応答加速度（以下「ZPA」という。）の1.2倍が入力加速度として用いられていることから、ここではこの係数1.2を裕度として取り扱い、ばらつきは考慮しない。

以上より、$F_{ESS} = 1.20$、$\beta_R = \beta_U = 0$

(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。

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

本機器は剛な機器であるため、減衰定数による裕度は考慮できない。

したがって、本係数は以下のとおりとなる。

$F_D = 1.00$、$\beta_R = \beta_U = 0$

(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、余熱除去冷却器の耐震評価においては、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β_Uは以下の値とする。

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

(d) モード合成法に関する係数F_{EMC}

本機器は１質点系モデルであるため、本係数及び不確実さは考慮しない。

F_{EMC}＝1.0、β_R＝β_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、建屋フラジリティ評価において評価する原子炉建屋の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。ただし、ZPA領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮せず以下のとおりとする。

F_{NL}＝1.0、β_R＝0.0、β_U＝0.0

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、余熱除去冷却器のフラジリティ加速度の中央値Am、その不確実さβ_R・β_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。

Am ＝3.62×0.551＝1.99（G）

β_R＝0.08、β_U＝0.17

HCLPF＝Am×exp[－1.65×（β_R＋β_U)]

＝1.99×exp[－1.65×(0.08＋0.17)]

＝1.31（G）

表　余熱除去冷却器　安全係数評価結果の一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値		2.93	1.00	1.20	1.00	1.00	1.00	1.04	0.99	1.00	1.00	1.99
不確実さ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08
	β_U	0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.17

(3) 電気盤・計装（原子炉ソレノイド用直流分電盤）

・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 EL.20.3m

・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Ssに対する盤の設計応答加速度：

水平方向　4.45　G、　上下方向　0.80　G

→電気盤類については、水平方向と上下方向の同時入力が、電気盤（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、耐震評価における水平方向・上下方向のうち裕度が小さいほうに着目して評価する。

・機能維持確認済加速度（取付電気品ベース）：水平：[　　] G

：上下：[　　] G

([　　]は商業機密に属しますので公開できません。)

a. 機器耐力係数F_{EC}の評価

(a) 強度に関する係数F_Sの評価

F_Sは下記の式で算出する。

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

・損傷加速度中央値について

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

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

[β設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

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

ここで、　　Am：フラジリティ加速度の中央値

上式より、

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

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

損傷加速度の中央値＝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＝試験加速度”とし、不確実さβ_R及びβ_Uを与えることにより、損傷加速度の中央値を推定できる。

なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確実さは最低でも

β_R＝0.11、β_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実さの最小値を採用した。また、電気盤全体のシステムとしての誤動作に関する不確実さは、電気品レベルでの不確実さよりも大きいと考えられるため、上記の電気品の不確実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、原子炉ソレノイド用直流分電盤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。

損傷加速度の中央値＝試験加速度×exp(1.65×(β_R＋β_U))

＝[　　]×exp(1.65×(0.11＋0.17))＝[　　](G)

したがって、強度に関する係数Ｆｓ及びその不確実さは、以下のとおりとなる。

F_S＝損傷加速度の中央値／床応答加速度

＝[　　]

([　　]は商業機密に属しますので公開できません。)

β_R＝0.11、β_U＝0.17

(b) 塑性エネルギ吸収効果に関する係数F_μ

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

F_μ＝1.0、β_R＝β_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、本申請の基準地震動を用いた耐震評価における盤の応答値算定の際に、床応答曲線の拡幅及び減衰定数に関する裕度が含まれるため、これを評価する。

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数F_{ESS}

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

ただし、床応答の拡幅による余裕は、前記のフラジリティ評価用盤応答加速度算出の段階で排除しているため、ここでは考慮しない。

したがって、

F_{ESS}＝1.0　β_R＝β_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。

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

本電気盤は剛構造のため、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。

機器の解析モデル化に関する係数F_{EM}、モード合成法に関する係数F_{EMC}は一質点系のため考慮しない。

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、建屋フラジリティ評価において評価した原子炉補助建屋の建屋応答係数のうち、水平・上下で厳しい方の値を用いる。

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従い低減する傾向にあると考えられる。

ただし、この様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、原子炉ソレノイド用直流分電盤のフラジリティ加速度の中央値Am、その不確実さβ_R・β_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。

Am ＝5.04（G）

β_R＝0.14、β_U＝0.23

HCLPF＝Am×exp[－1.65×(β_R＋β_U)]

＝5.04×exp[－1.65×(0.14＋0.23)]

＝2.73（G）

表　原子炉ソレノイド用直流分電盤　安全係数評価結果の一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_S	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値		[redacted]	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.04	0.99	1.00	1.00	5.04
不確実さ	β_R	0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.14
	β_U	0.17	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.23

([redacted]は商業機密に属しますので公開できません。)

(4) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））

・評価対象機器の諸元を以下に示す。

・設置位置：ディーゼル建屋 EL. 11.35m

・耐震クラス：S

・基準地震動Ssに対する設置床面のZPA：

水平方向　0.65G、　上下方向　0.34G → SRSS＝0.734G

→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：1.7G、上下：1.0G

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（機能確認済加速度など）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、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。

損傷加速度の中央値＝試験加速度$\times \exp(1.65\times(\beta_R+\beta_U))$

$=\sqrt{(1.7^2+1.0^2)}\times\exp(1.65\times(0.10+0.10))=2.74$（G）

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＝損傷加速度の中央値／床応答加速度

＝2.74/0.734＝3.74

β_R＝0.10、β_U＝0.10

(b) 塑性エネルギ吸収効果に関する係数F_μ

ポンプやディーゼル機関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_μ＝1.0、β_R＝β_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、本申請の基準地震動を用いた耐震評価におけるポンプ・動的機器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　　β_R＝β_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、建屋フラジリティ評価において評価した原子炉補助建屋の建屋応答係数のうち、水平・上下で厳しい方の値を用いる。

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従い低減する傾向にあると考えられる。

ただし、この様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、β_R＝β_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Am、その不確実さβ_R・β_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。

Am ＝2.12（G）

β_R＝0.13、β_U＝0. 19

HCLPF＝Am×exp[－1.65×(β_R＋β_U)]

＝2.12×exp[－1.65×(0.13＋0.19)]

＝1.25（G）

表　内燃機関(ディーゼル発電機)　安全係数評価結果一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値		3.74	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.04	0.99	1.00	1.00	2.12
不確実さ	β_R	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	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。

・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリートEL.4.7m

・耐震クラス：S

・固有振動数：6.7Hz

・各部位の基準地震動Ssに対する発生応力

・評価対象部位：コンジットチューブ

・評価応力：１次応力

下表に、炉内計装引出管の耐震評価結果を示す。

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	SUS316TB	１次応力	80	342	4.27

a.機器耐力係数F_{EC}の評価

(a) 強度に関する係数F_Sの評価

本係数は、次式により評価する。

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

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SUS316TB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Su＝427N/mm^2（最高使用温度343℃）を採用する。このSu値の1.1倍を限界応力の中央値とする。したがって、

$\sigma_C = 1.1 \times Su = 1.1 \times 427 = 469.7 N/mm^2$

なお、通常運転時応力は安全側に無視して評価するものとする。

$\sigma_N = 0\ N/mm^2$

以上より、強度に関する係数F_Sは、以下のとおりとなる。

$$Fs = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{469.7}{80} = 5.87$$

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

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

(b) 塑性エネルギ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鋼構造機器では評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギ吸収効果が期待できるが、保守的に本係数は考慮しない。

即ち、以下のとおりとする。

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

b. 機器応答係数F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数F_{ESS}

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

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

本申請の基準地震動を用いた耐震評価で用いている拡幅有りの場合の応答値とこれに対応する拡幅無しの応答値は下記のとおりである。

・I/C E.L.4.7m（質点：IC17） 固有値0.149秒 設計用減衰定数2.5%

拡幅有り：5.52G

拡幅無し：5.45G

以上より、

$$F_{ESS} = \frac{5.52}{5.45} = 1.01$$

床応答曲線の拡幅は、本来は建屋物性値及び地盤物性値の不確実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実さを含めた建屋応答解析に起因する不確実さは、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、本係数では不確実さは考慮しない。

以上より、本係数は以下のとおりとなる。

$F_{ESS}=1.01$、$\beta_R=\beta_U=0$

(b) 設計用減衰定数に関する係数F_D

固有周期が0.149秒であり、剛構造以外の機器に分類されるので、本係数を考慮する必要があり、「Newmark式」を適用して係数を算定する。Newmark式は以下により定義される。

なお、設計用減衰定数は2.5%で、減衰定数中央値は7.1%を適用する。

$$F_D=\frac{3.21-0.68\times\ln(\text{設計減衰定数})}{3.21-0.68\times\ln(\text{減衰定数中央値})}$$

$$\beta_R=0$$

$$\beta_U=\ln\left(\frac{3.21-0.68\times\ln(1\beta\text{相当減衰定数})}{3.21-0.68\times\ln(\text{減衰定数中央値})}\right)$$

以上より、本係数は以下のとおりとする。

$$F_D=1.38、\quad \beta_R=0、\quad \beta_U=0.17$$

(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、本申請の基準地震動を用いた耐震評価において、多質点系モデルを用いており、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。

$F_{EMC}=1.0$、$\beta_R=0$、$\beta_U=0$

c. 建屋応答係数F_{SR}（建屋非線形応答に関する係数F_{NL}）

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数F_{NL}以外の係数については、建屋フラジリティ評価において評価する原子炉建屋の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Am、その不確実さβ_R・β_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。

Am ＝3.97（G）

β_R＝0.25、β_U＝0.30

HCLPF＝Am×exp[－1.65×(β_R＋β_U)]

＝3.97×exp[－1.65×(0.25＋0.30)]

＝1.60（G）

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_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	
中央値		5.87	1.00	1.01	1.38	1.00	1.00	0.89	0.99	1.00	1.00	3.97
不確実さ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.08	0.00	0.17	0.25
	β_U	0.00	0.00	0.00	0.17	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.30

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について

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。

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．Excess LOCA：

原子炉容器等の損傷によりECCS注入機能を上回るLOCAが発生する事象として想定する。

ｃ．大中小破断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。

ｄ．２次冷却系の破断：

主蒸気ライン配管の破損若しく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次系冷却の喪失事象を想定する。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。

ｅ．原子炉補機冷却機能喪失：

原子炉補機冷却系の機能喪失を想定する。なお、本事象はサポート系で扱っている。

ｆ．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で扱っている。

ｇ．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。

ｈ．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次系の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。

ｉ．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。

ｊ．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ATWSは燃料棒や制御棒クラスタの損傷によるトリップ失敗を想定し、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について

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炉心損傷起因事象の発生確率の和が1.0を越えないように取り扱う。発生する起因事象は事象の厳しいものが優先して配列され、ヘディングで設定した事象が発生しない場合は、主給水流量喪失のイベントツリーで評価する。

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建物・構築物・機器などを設定し、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。起因事象の条件付き発生確率を第1.2.1.d-1表に示す。

② 成功基準

(1) 成功基準について

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1PRAと相違ない。したがって、地震PRAにおける成功基準は、内部事象出力時レベル1PRA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1PRA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。

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

a．地震損傷機器イベントツリー

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

b．サポート系イベントツリー

フロントラインのサポーティングシステムである電源系、計測・制御系、冷却水系等のシステムをサポート系イベントツリーのヘディングに設定する。サポート系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル1PRAで考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。サポート系イベントツリーを第1.2.1.d-4図に示す。

c．起因事象階層ツリー

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

d．共用系イベントツリー

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

e．フロントライン系イベントツリー

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

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

④　システム信頼性

(1) 評価対象としたシステム

内部事象出力時レベル1PRA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1PRA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

高圧注入系統等の冗長設備は、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、冗長するすべての機器は損傷するとして完全相関を想定した。それ以外の機器間の相関は完全独立を想定した。

(3) システム信頼性評価結果

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

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度

地震レベル1PRA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RCPサーマルバリアによる冷却機能が喪失し復旧に期待できないことから、原子炉補機冷却機能喪失のRCPシールLOCA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

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であるため、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PRA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、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き発生確率を乗じて算出した。なお、解析コードはRISKMANを用い、評価地震動範囲は0.2G～1.2G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、起因事象は起因事象階層イベントツリーにおいて階層化を行い、発生する事象の厳しいものを優先して配列することで、事象が重畳する場合は影響の大きい事象で代表させて炉心損傷頻度を算出した。例えば、格納容器バイパス事象の炉心損傷頻度にはLOCA事象が重畳した場合の炉心損傷頻度も含めて算出し

た。

一方、更に異なる組合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、すべての重畳の組合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3.1E-05（／炉年）となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第1.2.1.d-2表に示す。起因事象別の結果では、外部電源喪失を起因とする炉心損傷頻度が大部分を占めている。

また、地震PRA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）、Excess LOCA、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、複数の信号系損傷、炉内構造物損傷等を新たな事故シーケンスとして整理している。

さらに、加速度区分別の炉心損傷頻度を第1.2.1.d-3表に示す。加速度区分別では、0.6～0.8Gが支配的となっており、次いで0.4～0.6G、0.8～1.0Gが支配的となっている。

起因事象別のCDF寄与割合を示すパイチャートを第1.2.1.d-7図に、加速度区分ごとのCDF寄与割合を第1.2.1.d-8図及び加速度区分ごとの条件付き炉心損傷確率を第1.2.1.d-9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重要度評価として、Fussell-Vesely（FV）重要度を実施した（重要度は地震PRAで評価対象とした0.2Gから1.2G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。

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

ここで、

Ｐi(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(top)：頂上事象の発生確率

地震で損傷するSSCのFussell-Vesely（FV）重要度評価結果及び事故シーケンスグループごとの重要度評価結果を第1.2.1.d-4表及び第1.2.1.d-5表に示す。FV重要度は、炉心損傷頻度に寄与する相対的な割合を表すものである。

重要度の高い機器についてプラントへの影響を以下に示す。

第1.2.1.d-4表で示した機器が損傷した場合の事故シナリオは、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に分類される。地震で中央制御室空調ユニット、空調用冷水膨張タン

ク、空調用冷水設備逆止弁、空調用冷水設備隔離弁、空調用冷水設備流量調整弁が損傷し、空調用冷水設備が機能喪失することから、安全補機開閉器室空調系の除熱に失敗する。また、地震でSWGR室空調系逆止弁、SWGR室空調系ダクトが損傷することで、安全補機開閉器室の除熱に失敗する。安全補機開閉器室の除熱に失敗し、安全補機開閉器室の室温が上昇することで、室内のメタルクラッド開閉装置が故障しSBOが発生する。

ディーゼル発電機室給気ファンが地震で損傷した場合、ディーゼル発電機室の温度が上昇することで、ディーゼル発電機が機能喪失し非常用所内交流電源の供給に失敗する。地震による外部電源喪失とディーゼル発電機の機能喪失により、安全機能のサポート機能喪失（SBO）となる。

このフラジリティ評価の結果は、空調関連設備のフラジリティ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

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、全炉心損傷頻度の下限値、中央値、平均値及び上限値を評価した。

不確実さ解析の結果を第1.2.1.d-6表に示す。

平均値は点推定値とほぼ同値の3.2E-05となった。また、エラーファクタは4.0と評価され、95%上限値と5%下限値の間に約16倍の不確実さ幅があるという結果となった。炉心損傷頻度への寄与が高い0.4G～1.0Gの地震ハザード曲線の超過発生頻度（年）は、第1.2.1.d-7表より、信頼度区分90%～最大値と、最小値～10%の間に約6～17倍の差があることから、炉心損傷頻度の不確実さは、地震ハザードの不確実さの影響が支配的であると考えられる。

また、シーケンスごとの不確実さ解析として、地震特有のシーケンスに着目して不確実さ解析を実施した。評価結果を第1.2.1.d-8表及び第1.2.1.d-10図に示す。上限値（95%値）、平均値、中央値（50%値）、下限値（5%値）のそれぞれについて、全CDFと地震特有のシーケンスのCDFの比を比較したところ、最大で0.03程度であった。したがって、不確実さを考慮しても、地震特有のシーケンスが全CDFに対して支配的ではないことを確認した（全CDFとシーケンスのCDFの比が1.0の場合、当該シーケンスのCDFが全CDFと等しくなる）。

c．感度解析

冗長となる機器について完全相関として評価していたが、この冗長の機器について独立として評価した場合の感度解析を実施した。具体的には、第1.2.1.d-4表に示すFV重要度が0.01以上の機器について独立として評価した。

冗長設備を完全相関にした場合の条件付き損傷確率を第1.2.1.d-9表に示す。また、独立とした場合の条件付き損傷確率を第1.2.1.d-10表に示す。冗長設備を独立にすることによって、条件付き損傷確率が低下していることが確認できる。

感度解析の炉心損傷頻度を第1.2.1.d-11表に示す。ベースケースでは空調チラー設備の

冗長機器がFV重要度の上位であったため、炉心損傷頻度は、約6割程度低減する結果となった。加速度区分別に結果を分析すると中程度の加速度（0.2G～0.8G）では、相関性の効果はある程度見られるが、高加速度（0.6G以上）では、相関の程度には関係せず、独立としても完全相関と同様の結果となった。これは、高加速度においては、機器の損傷確率が高いこと並びに炉心損傷に直結する機器の寄与が高くなることが影響している。

感度解析の結果から、完全相関とした評価でも過度に保守性な評価にはならないことを確認した。

第1.2.1.a-1表　地震レベル1PRAを実施するために収集した情報及び主な情報源

	PRA評価作業		情　　報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握		PRA実施にあ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1PRA 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、地震動伝ぱモデルの設定に係わる地震動伝ぱ特性に関する情報	・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・機器の耐力評価ならびに応答評価に関する情報	・国内外のPRA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PRA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	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作	・上記１の情報源 ・既往のPRA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SSC以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	・原子炉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。	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	・耐震設計審査指針では、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ことを要求しており、耐震設計で考慮されている。 ・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。	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原子炉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。	除外

第1.2.1.a-2表　地震による事故シナリオのスクリーニング（2/4）

事故シナリオ	分　　析	スクリーニング結果
②安全機能SSC以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒など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。	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	・評価プラントは平地に設置されているため、斜面崩壊による影響はない。	除外
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	・地震PRAでは外部電源のフラジリティは、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。	地震PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	・安全上重要な設備の冷却用水源（海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水タンク、復水タンク）のフラジリティについては地震PRAで考慮済みである。	地震PRAで考慮

第1.2.1.a-2表　地震による事故シナリオのスクリーニング（3/4）

事故シナリオ	分　　析	スクリーニング結果
③運転員操作の阻害による波及的影響		
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PRA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。	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PRA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PRAで考慮
変圧器など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、運転基準（手順書）に従い、中央制御室近傍で操作可能である。	地震PRA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。	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、原子炉はトリップされ、運転基準（手順書）に従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PSA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。	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（内部事象レベル1PRA）		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
1-1	・ランダム故障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	・系統図等をもとに炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響が考えらない機器を除外。 【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、弁など	—	—
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（地震レベル1PRA）		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
2-1	以下を追加する。 ・地震で損傷した際に起因事象を発生させる機器／建屋／土木構築物 ・起因事象発生後に事象を緩和させる機器／建屋／土木構築物		
	［考え方］：①地震動による安全上重要な建物、構築物、配管など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］：①RV、炉内構造物、燃料 ②電気盤（メタルクラッド開閉装置、主盤）などを追加	［対象］：①原子炉建屋、原子炉補助建屋などを追加 ②追加なし	［対象］：①海水管ダクトなどを追加 ②追加なし
2-2	選定した起因事象に基づき、機器／建屋／土木構築物を削除		
	［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などを削除	［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／土木構築物を追加		
	［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もとに、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、以下の観点で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　など		
	［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（1/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
ALEX：Excess-LOCA	原子炉建屋	構造損傷	ー	3.15 0.21 0.15	1.74	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。		
ALSB：SBO+LUHS	原子炉補助建屋	構造損傷	ー	2.36 0.33 0.15	1.07	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。		
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	安全保護シーケンスキャビネット	機能損傷	ー	2.08 0.14 0.23	1.14	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		－
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	主盤	機能損傷	ー	2.72 0.22 0.27	1.21	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	フレーム	－ － －	－	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。	機能損傷で包絡	－
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	原子炉補助盤	機能損傷	ー	2.01 0.22 0.27	0.89	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	基礎溶接部	－ － －	－	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。	機能損傷で包絡	－
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	中央制御室外原子炉停止盤	機能損傷	ー	12.43 0.14 0.23	6.75	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	－
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	原子炉安全保護盤	機能損傷	ー	2.07 0.13 0.23	1.14	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	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。	機能損傷で包絡	－
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	原子炉保護系計器ラック盤	機能損傷	ー	1.38 0.13 0.23	0.76	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		③裕度向上ベース
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	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。	機能損傷で包絡	－
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	炉内構造物	構造損傷	ラジアルサポート	1.61 0.20 0.25	0.78	炉心への冷却材の流れ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。		③裕度向上ベース
ALEX：Excess-LOCA	原子炉容器 (冷却材出口管台(セーフエンド))	構造損傷	冷却材出口管台(セーフエンド)	2.42 0.19 0.19	1.29	原子炉容器の構造損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
SL：小破断LOCA	原子炉容器 (空気抜管台)	構造損傷	空気抜管台	1.48 0.20 0.19	0.77	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。		②ＰＷＲ標準ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（2/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
ALEX：Excess-LOCA	一次冷却材配管（ホットレグ）	構造損傷	ホットレグ	3.49 0.19 0.19	1.86	全ループでの一次冷却材管破損により直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
LL：大破断LOCA	一次冷却材配管（蓄圧タンク注入管台）	構造損傷	蓄圧タンク注入管台	16.62 0.20 0.19	8.73	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。		②ＰＷＲ標準ベース
ML：中破断LOCA	一次冷却材配管（充てん管台）	構造損傷	充てん管台	11.06 0.20 0.19	5.81	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。		②ＰＷＲ標準ベース
－	１次冷却材ポンプ	機能損傷	－	－		炉心損傷防止機能に影響なし。		-
ALEX：Excess-LOCA		構造損傷	吐出口	2.06 0.19 0.19	1.10	全１次冷却材ポンプの大規模なバウンダリ損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	ケーブルトレイ	構造損傷	－	1.82 0.19 0.18	0.99	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	原子炉ソレノイド用直流分電盤	機能損傷	－	5.04 0.14 0.23	2.73	[redacted]電磁弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。		③裕度向上ベース
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	-	[redacted]電磁弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。	機能損傷で包絡	-
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	１次系補助リレーラック	機能損傷	－	2.08 0.14 0.23	1.12	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	－	－ － －	-	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。	機能損傷で包絡	-
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	安全保護系補助リレーラック	機能損傷	－	2.08 0.14 0.23	1.12	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	－	－ － －	-	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。	機能損傷で包絡	-
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	端子台収納盤	機能損傷	－	3.81 0.14 0.23	2.06	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	－	－ － －	-	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。	機能損傷で包絡	-
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	安全保護系テストラック	機能損傷	－	2.08 0.14 0.23	1.12	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
ALTR：過渡事象＋2次系除熱		構造損傷	－	－ － －	-	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。	機能損傷で包絡	-

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（3/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
ALSV：LUHS	電動弁	機能損傷	ー	3.74 0.30 0.34	1.30	[redacted]電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。	一般弁の値	①工認ベース
ALSV：LUHS	電動弁	構造損傷	ー	- - -	-	[redacted]電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。	構造損傷は配管に包絡	-
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	逆止弁	機能損傷	ー	1.82 0.13 0.19	1.07	[redacted]逆止弁の機能損傷により直接炉心損傷に至る場合を想定。		①工認ベース
ALTR：過渡事象＋2次系除熱	逆止弁	構造損傷	ー	- - -	-	[redacted]逆止弁の機能損傷により直接炉心損傷に至る場合を想定。	構造損傷は配管に包絡	-
ALEX：Excess-LOCA	炉内計装用コンジットチューブ	構造損傷	コンジットチューブ	3.97 0.25 0.30	1.60	構造損傷により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
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	1.49 0.27 0.27	0.61	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
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（半挿入時）	2.52 0.25 0.25	1.10	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
ALEX：Excess-LOCA	制御棒クラスタ駆動装置	構造損傷	（サポートタイロッドUリンク）	3.02 0.25 0.25	1.32	制御棒駆動機能の全喪失とともに、全制御棒での圧力ハウジング損傷による制御できないLOCAを想定し、直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALEX：Excess-LOCA	原子炉格納容器（CV座屈以外）	構造損傷	ー	2.68 0.19 0.25	1.31	原子炉格納容器の損傷により制御できない大規模LOCAを想定し、直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALEX：Excess-LOCA	蒸気発生器（冷却材出口管台セーフエンド）	構造損傷	冷却材出口管台セーフエンド	2.05 0.19 0.19	1.10	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[redacted]		①工認ベース
VR：Excess-LOCA＋CVバイパス	蒸気発生器上部胴支持構造物用スナバ（タイボルト）	構造損傷	伝熱管	1.76 0.19 0.19	0.94	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。また、接続する主給水、主蒸気配管はCVバイパス経路となる。		①工認ベース
MB：2次系破断	蒸気発生器（給水入口管台）	構造損傷	蒸気出口管台	1.62 0.19 0.19	0.87	主蒸気ラインまたは主給水配管の損傷による2次冷却系破断を想定。		①工認ベース
LL：大破断LOCA	加圧器（ガイドブラケット）	構造損傷	ガイドブラケット	2.79 0.25 0.26	1.20	加圧器の構造損傷により１ループでの大破断LOCAを想定。		①工認ベース
SL：小破断LOCA	加圧器（スプレイライン用管台セーフエンド）	構造損傷	スプレイライン用管台セーフエンド	2.07 0.25 0.25	0.90	加圧器の構造損傷により１ループでの小破断LOCAを想定。		②ＰＷＲ標準ベース
LL：大破断LOCA	SIS 蓄圧タンク低温側注入配管	構造損傷	配管本体	3.84 0.31 0.36	1.27	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	安全注入設備配管の値	①工認ベース
ML：中破断LOCA	SIS 高圧、RHRS 低圧高温側注入配管	構造損傷	配管本体	3.44 0.31 0.31	1.24	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	安全注入設備配管の値	①工認ベース
SL：小破断LOCA	CVCS 余剰抽出配管	構造損傷	配管本体	5.18 0.28 0.33	1.89	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	該当LOCAに相当する配管のうち最も脆弱な配管で代表 一般配管の値	①工認ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（4/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QU：加圧器圧力制御系	加圧器安全弁	機能損傷	－	1.89 0.13 0.18	1.13	加圧器安全弁の機能喪失。		①工認ベース
SL：小破断LOCA		構造損傷	－	－ － －	－	加圧器安全弁からの小破断LOCAが発生。	構造損傷は配管に包絡	－
QU：加圧器圧力制御系	加圧器逃がし弁	機能損傷	－	4.13 0.21 0.25	1.93	加圧器逃がし弁の機能喪失。		①工認ベース
SL：小破断LOCA		構造損傷	－	－ － －	－	加圧器逃がし弁からの小破断LOCAが発生。	構造損傷は配管に包絡	－
QV：主蒸気圧力制御系	主蒸気逃がし弁	機能損傷	－	3.03 0.21 0.25	1.42	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または主蒸気安全弁の作動が必要)		①工認ベース
MB：2次系破断		構造損傷	－	－ － －	－	主蒸気逃がし弁の構造損傷により2次系破断が発生。	構造損傷は配管に包絡	－
Q5：主蒸気安全弁	主蒸気安全弁	機能損傷	－	2.32 0.21 0.25	1.09	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または主蒸気安全弁の作動が必要)		①工認ベース
MB：2次系破断		構造損傷	－	－ － －	－	主蒸気安全弁の構造損傷により2次系破断が発生。	構造損傷は配管に包絡	－
MB：2次系破断	主蒸気ライン配管	構造損傷	配管本体	6.70 0.31 0.36	2.22	主蒸気ライン配管からの蒸気流出により2次系破断が発生。	主蒸気設備配管の値	①工認ベース
QA：外部電源系	外部電源系	機能損傷	－	0.30 0.25 0.50	0.09	外部電源の喪失。		文献値(1992年 IPEEE Seabrook)による。
QB：125V DC電源	直流コントロールセンタ	機能損傷	－	4.23 0.14 0.23	2.29	直流電源の喪失。		①工認ベース
QB：125V DC電源		構造損傷	基礎溶接部	－ － －	－	直流電源の喪失。	機能損傷で包絡	－
QB：125V DC電源	リレー室直流分電盤	機能損傷	－	1.61 0.14 0.23	0.87	直流電源の喪失。		①工認ベース
QB：125V DC電源		構造損傷	－	－ － －	－	直流電源の喪失。	機能損傷で包絡	－
QB：125V DC電源	ドロッパ盤 （バッテリー分電盤）	機能損傷	－	1.84 0.22 0.25	0.84	直流電源の喪失。		①工認ベース
QB：125V DC電源		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	直流電源の喪失。	機能損傷で包絡	－

[redacted] 内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（5/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QG：125V DC電源	充電器盤（充電器を含む）	機能損傷	ー	2.29 0.22 0.27	1.02	バッテリー充電器機能及び直流電源の喪失。		①工認ベース
QG：125V DC電源		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	バッテリー充電器機能及び直流電源の喪失。	機能損傷で包絡	－
QC：125V DC電源(バッテリ)	バッテリーラック（蓄電池を含む）	構造損傷	柱部	3.04 0.19 0.21	1.57	バッテリーの機能喪失。		①工認ベース
QD：6.6kV非常用電源	メタルクラッド開閉装置	機能損傷	ー	1.32 0.14 0.23	0.71	非常用6.6kV母線の機能喪失。		①工認ベース
QD：6.6kV非常用電源		構造損傷	基礎溶接部	－ － －	－	非常用6.6kV母線の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル建屋	構造損傷	ー	2.36 0.33 0.15	1.07	非常用所内交流電源の機能喪失。		
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機（内燃機関、保護継電装置を含む）	機能損傷	ー	2.12 0.13 0.19	1.25	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	過給機	機能損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料オイル配管	構造損傷	配管本体	5.18 0.28 0.33	1.89	非常用所内交流電源の機能喪失。	一般配管の値	①工認ベース
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機励磁装置	機能損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	シリンダ冷却水タンク	構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	シリンダー冷却ポンプ（機関付）	機能損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	清水冷却器	構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水タンク	構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（6/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) / βR / βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水冷却器	構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水ポンプ	機能損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料油第１コシ器、第２コシ器	構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	潤滑油冷却器	構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	潤滑油ポンプ（機関付）	機能損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	潤滑油タンク	構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機制御盤	機能損傷	ー	2.21 0.11 0.17	1.39	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	ボルト	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機コントロールセンタ	機能損傷	ー	5.22 0.21 0.23	2.52	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	基礎溶接部	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料油貯油槽	構造損傷	ー	8.48 0.08 0.17	5.61	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料移送ﾎﾟﾝﾌﾟ	機能損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料油サービスタンク	構造損傷	取付けボルト	2.31 0.07 0.17	1.55	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
QE：6.6kV非常用電源DG	燃料供給ポンプ（機関付）	機能損傷	ー	－ － －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	D/G出力電圧	機能損傷	ー	3.30 0.13 0.23	1.82	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（7/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR / βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機空気だめ	構造損傷	胴板	3.62 / 0.08 / 0.17	2.39	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
QE：6.6kV非常用電源DG	主始動弁 (電磁弁を含む)	機能損傷	－	－ / － / －	－	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室給気ファン VSF39C,D	機能損傷	－	0.90 / 0.09 / 0.15	0.60	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	基礎(取付)ボルト	2.92 / 0.09 / 0.17	1.90	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室給気フィルタ	構造損傷	フィルタ取付ボルト	86.82 / 0.20 / 0.20	44.87	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室換気系ダクト	構造損傷	－	1.71 / 0.31 / 0.33	0.59	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QE：6.6kV非常用電源DG	空気作動ダンパ　D-VS-402B	機能損傷	リンク	1.81 / 0.20 / 0.20	0.93	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	－	－ / － / －	－	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	空気作動ダンパ D-VS-401C,D	機能損傷	リンク	1.45 / 0.20 / 0.19	0.76	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	－	－ / － / －	－	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室室内空気温度計 (1TC-2660,2661,2662,2663)	機能損傷	－	3.77 / 0.15 / 0.23	2.01	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QE：6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室給気ファン現場操作箱	機能損傷	－	1.86 / 0.14 / 0.23	1.01	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QE：6.6kV非常用電源DG		構造損傷	ボルト	－ / － / －	－	ディーゼル発電機空調系の機能喪失により室温が上昇し、DGが機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QF：440V非常用電源	パワーセンタ	機能損傷	－	1.38 / 0.13 / 0.23	0.76	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非常用電源		構造損傷	基礎溶接部	－ / － / －	－	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QF：440V非常用電源	動力変圧器	機能損傷	－	－ / － / －	－	非常用440V母線の機能喪失.	構造損傷で包絡	－
QF：440V非常用電源		構造損傷	基礎ボルト	2.19 / 0.19 / 0.22	1.11	非常用440V母線の機能喪失.		①工認ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（8/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QF：440V非常用電源	原子炉コントロールセンタ	機能損傷	－	3.75 0.14 0.23	2.03	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非常用電源		構造損傷	基礎溶接部	－ － －	－	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失.	機能損傷で包絡	－
QH：115V 計装用電源	計器用インバータ盤	機能損傷	－	6.35 0.14 0.23	3.44	計装用電源の喪失。		①工認ベース
QH：115V 計装用電源		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	計装用電源の喪失。	機能損傷で包絡	－
QH：115V 計装用電源	計装用交流分電盤	機能損傷	－	2.56 0.22 0.27	1.14	計装用電源の喪失。		①工認ベース
QH：115V 計装用電源		構造損傷	基礎溶接部	－ － －	－	計装用電源の喪失。	機能損傷で包絡	－
QH：115V 計装用電源	自動切替器盤	機能損傷	－	3.75 0.14 0.23	2.03	計装用電源の喪失。		①工認ベース
QH：115V 計装用電源		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	計装用電源の喪失。	機能損傷で包絡	－
QK：安全注入信号 QN：格納容器スプレイ系	ΔPトランスミッタ（格納容器）	機能損傷	－	3.83 0.14 0.23	2.07	格納容器スプレイ系、安全注入信号の機能喪失。 安全注入信号は、加圧器圧力とリダンダント		①工認ベース
QK：安全注入信号	ΔPトランスミッタ（加圧器）	機能損傷	－	3.39 0.14 0.23	1.84	安全注入信号は、格納容器内圧力とリダンダント		①工認ベース
QJ：原子炉ﾄﾘｯﾌﾟ	原子炉トリップ遮断器盤	機能損傷	－	0.88 0.13 0.23	0.48	原子炉トリップ機能の喪失。		①工認ベース
QJ：原子炉ﾄﾘｯﾌﾟ		構造損傷	基礎ボルト	－ － －	－	原子炉トリップ機能の喪失。	機能損傷で包絡	－
QJ：原子炉ﾄﾘｯﾌﾟ	地震加速度計（制御用地震計）	機能損傷	－	1.40 0.14 0.23	0.76	原子炉トリップ機能の喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
QS：高圧注入系	充てん／高圧注入ポンプ	機能損傷	－	12.47 0.08 0.15	8.53	充てん／高圧注入ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QI：RWST		構造損傷	基礎ボルト	4.80 0.08 0.17	3.17	充てん／高圧注入ポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
QS：高圧注入系	充てん／高圧注入ポンプ現場操作盤	機能損傷	－	1.81 0.14 0.23	0.98	充てん／高圧注入ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QS：高圧注入系		構造損傷	ボルト	－ － －	－	充てん／高圧注入ポンプの機能喪失。	機能損傷で包絡	－

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（9/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QS：高圧注入系	ほう酸注入タンク	構造損傷	ー	3.03 0.19 0.20	1.59	充てん／高圧注入系の機能喪失		①工認ベース
QS：高圧注入系	封水冷却器	構造損傷	ー	12.82 0.08 0.17	8.48	充てん／高圧注入系の機能喪失		①工認ベース
QS：高圧注入系	封水フィルタ	構造損傷	ー	9.06 0.08 0.17	5.99	充てん／高圧注入系の機能喪失		①工認ベース
QS：高圧注入系 QI：蓄圧注入系	空気弁 （電磁弁を含む）	機能損傷	ー	4.62 0.11 0.19	2.82	充てん／高圧注入系の機能喪失 蓄圧注入系の機能喪失		①工認ベース
QS：高圧注入系 QI：蓄圧注入系		構造損傷	ー	－ － －	－	充てん／高圧注入系の機能喪失 蓄圧注入系の機能喪失	構造損傷は配管に包絡	－
QM：低圧注入系	余熱除去ポンプ	機能損傷	ー	5.94 0.08 0.26	3.38	余熱除去ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QI：RWST		構造損傷	基礎ボルト	5.18 0.08 0.17	3.42	余熱除去ポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
QM：低圧注入系	余熱除去ポンプ現場操作盤	機能損傷	ー	1.81 0.14 0.23	0.98	余熱除去ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QM：低圧注入系		構造損傷	ボルト	－ － －	－	余熱除去ポンプの機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QM：低圧注入系	余熱除去流量計	機能損傷	ー	3.01 0.13 0.23	1.66	余熱除去流量計の機能損傷により、余熱除去ミニフローライン弁の制御に失敗し、低圧注入系が機能喪失となる。		①工認ベース
QN：格納容器スプレイ系	格納容器スプレイリングヘッダ	構造損傷	配管本体	5.18 0.28 0.33	1.89	格納容器スプレイ系の機能喪失に至る。	格納容器スプレイ設備配管の値	①工認ベース
QN：格納容器スプレイ系	格納容器スプレイポンプ	機能損傷	ー	5.94 0.08 0.26	3.38	格納容器スプレイポンプの機能喪失		①工認ベース
QI：RWST		構造損傷	基礎ボルト	4.32 0.08 0.17	2.85	格納容器スプレイポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
QN：格納容器スプレイ系	格納容器スプレイポンプ現場操作盤	機能損傷	ー	1.81 0.14 0.23	0.98	格納容器スプレイポンプの機能喪失		①工認ベース
QN：格納容器スプレイ系		構造損傷	ボルト	－ － －	－	格納容器スプレイポンプの機能喪失	機能損傷で包絡	－
QN：格納容器スプレイ系	よう素除去薬品タンク	構造損傷	基礎ボルト	3.39 0.25 0.26	1.46	よう素除去薬品タンクの構造損傷により、[redacted]により故障する。		①工認ベース
QI：RWST	高圧注入配管	構造損傷	配管本体	3.84 0.31 0.36	1.27	高圧注入配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	一般配管と安全注入設備配管のHCLPFの小さい方の値を記入	①工認ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（10/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QI：RWST	低圧注入配管	構造損傷	配管本体	3.84 0.31 0.36	1.27	低圧注入配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	安全注入設備配管の値	①工認ベース
QI：RWST	スプレイライン配管	構造損傷	配管本体	3.44 0.31 0.31	1.24	スプレイライン配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
QI：RWST	RWST系配管 （RWST加熱器廻り）	構造損傷	配管本体	5.18 0.28 0.33	1.89	RWST系配管(RWST加熱器廻り)から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
QI：RWST	燃料取替用水タンク	構造損傷	－	1.62 0.17 0.18	0.90	燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
－	燃料取替用水ポンプ	機能損傷	－	－ － －	－	ATWS時の緩和系であるがATWSは保守的に炉心損傷直結と評価しているため、考慮しない。		－
QI：RWST		構造損傷	電動機取付ボルト	8.39 0.08 0.17	5.55	RWSポンプの構造損傷により、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
QI：RWST	燃料取替用水タンク加熱器	構造損傷	－	2.42 0.08 0.17	1.60	当該機器の構造損傷により、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
QQ：海水系	海水系配管	構造損傷	配管本体	5.18 0.28 0.33	1.89	海水系配管が損傷し、海水系機能喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
QQ：海水系	原子炉補機冷却水冷却器	構造損傷	胴板	3.39 0.25 0.25	1.48	CCW冷却器からCCW冷却水及び海水が流出し、海水系喪失に至る。		①工認ベース
QQ：海水系	海水ポンプ	機能損傷	電動機軸受荷重	－ － －	－	海水ポンプの機能喪失。	構造損傷で包絡	－
QQ：海水系		構造損傷	振れ止めボルト	1.89 0.00 0.06	1.71	海水ポンプから海水が流出し、海水系喪失に至る。		①工認ベース
QQ：海水系	海水ポンプ現場操作盤	機能損傷	－	1.76 0.11 0.17	1.10	海水ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QQ：海水系		構造損傷	ボルト	－ － －	－	海水ポンプの機能喪失。	機能損傷で包絡	－
Q3：空調用冷水設備	空調用冷凍機　CHE1A,C,B,D	機能損傷	－	2.43 0.13 0.19	1.43	空調用冷水系による冷却失敗。		②ＰＷＲ標準ベース
QQ：海水系		構造損傷	基礎ボルト	3.10 0.08 0.17	2.05	空調用冷凍機から海水が流出し、海水系喪失に至る。		①工認ベース
QQ：海水系	海水取水ライン構造物 （海水管ダクト）	構造損傷	－	2.92 0.12 0.12	1.67	海水系の機能喪失。		
QQ：海水系	海水ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	1.59 0.20 0.16	0.87	海水ストレーナから海水が流出し、海水系喪失に至る。		①工認ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（11/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QL：補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	機能損傷	ー	4.86 0.08 0.26	2.77	CCWポンプの機能喪失。		①工認ベース
QL：補機冷却水系		構造損傷	電動機取付ボルト	－ － －	－	CCWポンプからCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。	機能損傷で包絡	－
QL：補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ現場操作盤	機能損傷	ー	1.81 0.14 0.23	0.98	CCWポンプの機能喪失。		①工認ベース
QL：補機冷却水系		構造損傷	ボルト	－ － －	－	CCWポンプの機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QL：補機冷却水系	CCW配管	構造損傷	配管本体	5.18 0.28 0.33	1.89	補機冷却水系配管からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
QL：補機冷却水系	原子炉補機冷却水サージタンク	構造損傷	胴板	2.36 0.17 0.23	1.21	サージタンク構造損傷によってCCW水が流出し、CCW喪失に至る。		①工認ベース
QL：補機冷却水系	余熱除去冷却器	構造損傷	胴板	1.99 0.08 0.17	1.31	余熱除去冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。		①工認ベース
QL：補機冷却水系	格納容器スプレイ冷却器	構造損傷	基礎ボルト	2.28 0.08 0.17	1.50	格納容器スプレイ冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。		①工認ベース
QL：補機冷却水系	使用済燃料ピット冷却器	構造損傷	基礎ボルト	2.58 0.08 0.17	1.73	使用済燃料ピット冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。		③裕度向上ベース
QL：補機冷却水系	試料冷却器	構造損傷	配管本体	28.87 0.25 0.25	12.65	試料冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。		②ＰＷＲ標準ベース
ー	制御用空気除湿装置	機能損傷	ー	－ － －	－	制御用空気への早期の影響は小さいと考えられるため考慮しない。		－
QT：制御用空気系		構造損傷	胴板	4.40 0.08 0.17	2.91	制御用空気除湿装置が構造損傷し、制御用空気が機能喪失する。		①工認ベース
QO：補助給水系	補助給水系配管	構造損傷	配管本体	3.94 0.31 0.31	1.42	補助給水系配管から復水タンクの水が流出し、補助給水系が機能喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
QO：補助給水系	復水タンク	構造損傷	ー	1.89 0.23 0.21	0.91	補助給水系の機能喪失に至る。		①工認ベース
QY：ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ	タービン動補助給水ポンプ電動弁盤	機能損傷	ー	1.81 0.14 0.23	0.98	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QY：ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ		構造損傷	ボルト	－ － －	－	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QO：補助給水系	蒸気発生器水位(狭域)	機能損傷	ー	4.42 0.14 0.23	2.40	[redacted]つである蒸気発生器水位低(狭域)が喪失する。また、SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水喪失とする。		①工認ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（12/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QX：電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能損傷	ー	12.25 0.08 0.15	8.38	電動動補助給水ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QO：補助給水系		構造損傷	電動機取付ボルト	9.25 0.08 0.17	6.12	電動動補助給水ポンプから復水タンクの水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。		①工認ベース
QX：電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ電動弁盤	機能損傷	ー	1.81 0.14 0.23	0.98	電動動補助給水ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QX：電動補助給水ポンプ		構造損傷	ー	－ － －	－	電動動補助給水ポンプの機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QX：電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室 給気ファン・排気ファン	機能損傷	ー	2.24 0.13 0.19	1.32	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。		①工認ベース
QX：電動補助給水ポンプ		構造損傷	電動機取付ボルト	－ － －	－	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QX：電動補助給水ポンプ	補助給水ポンプ室給気フィルタ	構造損傷	フィルタ取付ボルト	373.76 0.20 0.20	193.17	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QX：電動補助給水ポンプ	空調ダクト	構造損傷	ー	3.61 0.28 0.31	1.36	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。		①工認ベース
QX：電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室 空気作動ダンパ	機能損傷	リンク	－ － －	－	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。		－
QX：電動補助給水ポンプ		構造損傷	ー	3.61 0.28 0.31	1.36	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	ダクトに包絡	①工認ベース
QX：電動補助給水ポンプ	防火ダンパ F-VS-414	機能損傷	ベーン	3.98 0.20 0.20	2.05	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QX：電動補助給水ポンプ		構造損傷	ー	－ － －	－	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QX：電動補助給水ポンプ	空気作動ダンパ D-VS-411C,D	機能損傷	リンク	1.03 0.20 0.19	0.54	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QX：電動補助給水ポンプ		構造損傷	ー	－ － －	－	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QX：電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室温度計	機能損傷	ー	2.17 0.15 0.23	1.15	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QX：電動補助給水ポンプ		構造損傷	ー	－ － －	－	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	機能損傷で包絡	－

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（13/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QX：電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給気ファン現場操作箱	機能損傷	ー	1.86 0.14 0.23	1.01	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QX：電動補助給水ポンプ		構造損傷	ボルト	－ － －	－	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QY：ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ	タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	ー	－ － －	－	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。 （タービン動補助給水ポンプ駆動用タービンに包絡される）		－
QO：補助給水系		構造損傷	基礎ボルト	6.15 0.08 0.17	4.07	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
QY：ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ	タービン動補助給水ポンプ起動弁	機能損傷	ー	3.56 0.21 0.25	1.67	タービン動補助給水ポンプ起動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。	一般弁の値	①工認ベース
MB：2次系破断		構造損傷	ー	－ － －	－	タービン動補助給水ポンプ起動弁の構造損傷により2次系破断が発生する。	構造損傷は配管に包絡	－
QY：ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁	機能損傷	ー	1.82 0.13 0.19	1.07	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		①工認ベース
MB：2次系破断		構造損傷	ー	－ － －	－	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2次系破断が発生する。	構造損傷は配管に包絡	－
QY：ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ	タービン動補助給水ポンプ駆動用タービン	機能損傷	弁取付部	1.38 0.13 0.19	0.81	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。		①工認ベース
QY：ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ	補助給水流量調整弁	機能損傷	ー	1.94 0.19 0.25	0.95	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。		③裕度向上ベース
QO：補助給水系		構造損傷	ー	－ － －	－	補助給水失敗。		－
Q4：安全補機開閉器室空調系 QO：補助給水系 QT：制御用空気系 QR：再循環切替信号 ー ー	換気空調系集中現場盤	機能損傷	ー	1.81 0.14 0.23	0.98	換気空調盤の機能喪失により、当該緩和系の機能喪失に至る。		①工認ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系 QO：補助給水系 QT：制御用空気系 QR：再循環切替信号 ー ー		構造損傷	ー	－ － －	－	換気空調盤の構造喪失により、当該緩和系の機能喪失に至る。	機能損傷で包絡	－
Q3：空調用冷水設備	空調用冷凍機制御盤	機能損傷	ー	4.35 0.13 0.23	2.40	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備		構造損傷	ボルト	16.05 0.08 0.17	10.62	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（14/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
Q3：空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ　CHP1C	機能損傷	ポンプ(軸)	28.42 0.08 0.17	18.81	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備		構造損傷	基礎ボルト	38.15 0.08 0.17	25.25	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク　CHT1	構造損傷	基礎ボルト	0.75 0.08 0.17	0.49	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備	安全補機開閉器室空調ユニット（冷却コイル）VSA6A,B	構造損傷	コイル	3.34 0.08 0.17	2.21	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備	安全補機開閉器室空調ユニット VSA6A,B	構造損傷	基礎ボルト	1.46 0.08 0.17	0.96	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備	中央制御室空調ユニット　VSA4B	構造損傷	基礎ボルト	0.73 0.08 0.17	0.48	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備	流量調整弁　TCV-2879	機能損傷	弁本体	0.99 0.25 0.25	0.43	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備		構造損傷	－	－ － －	－	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
Q3：空調用冷水設備	隔離弁 CH-032,033	機能損傷	弁本体	0.99 0.25 0.25	0.43	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備		構造損傷	－	－ － －	－	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
Q3：空調用冷水設備	逆止弁　CH-006C	機能損傷	弁本体	0.99 0.25 0.25	0.43	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備		構造損傷	－	－ － －	－	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
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	1.77 0.31 0.31	0.63	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ現場操作箱	機能損傷	－	1.86 0.14 0.23	1.01	空調用冷水系の機能喪失。		②ＰＷＲ標準ベース
Q3：空調用冷水設備		構造損傷	ボルト	16.84 0.08 0.17	11.14	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調ファン VSF27B	機能損傷	基礎(取付)ボルト	1.80 0.25 0.27	0.76	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系		構造損傷	基礎(取付)ボルト	1.80 0.25 0.27	0.76	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（15/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
Q4：安全補機開閉器室空調系	中央制御室給気加熱コイル VCTHC-E	構造損傷	コイル	4.02 0.19 0.19	2.14	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	中央制御室加湿器	構造損傷	接続ボルト	10.08 0.19 0.20	5.29	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	SWGR室空調系ダクト（手動ダンパ含む）	構造損傷	－	1.71 0.31 0.33	0.59	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	空気作動ダンパ D-VS-533A,B、534A,B	機能損傷	リンク	2.28 0.20 0.19	1.19	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	逆止弁 V-VS-981D	機能損傷	弁本体	0.99 0.25 0.25	0.43	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系		構造損傷	－	－ － －	－	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失	機能損傷で包絡	－
Q4：安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調ファン現場操作箱	機能損傷	－	1.86 0.14 0.23	1.01	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系		構造損傷	ボルト	16.84 0.08 0.17	11.14	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調ユニット（加熱コイル）　VSA6A,B	構造損傷	コイル	6.91 0.19 0.20	3.63	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	中央制御室給気加熱コイル VCTHC-C	構造損傷	コイル	4.82 0.19 0.19	2.57	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調ユニット（加熱コイル）　VSA6A,B	構造損傷	コイル	8.10 0.19 0.19	4.32	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	中央制御室給気加熱コイル VCTHC-D	構造損傷	コイル	3.34 0.19 0.21	1.72	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
Q4：安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調ユニット（加熱コイル）　VSA6A,B	構造損傷	コイル	6.09 0.19 0.19	3.25	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系	制御用空気圧縮機盤	機能損傷	－	3.12 0.13 0.23	1.72	制御用空気圧縮機の機能喪失。		①工認ベース
QT：制御用空気系		構造損傷	ボルト	－ － －	－	制御用空気圧縮機の機能喪失。	機能損傷で包絡	－
QT：制御用空気系	制御用空気系配管	構造損傷	配管本体	5.18 0.28 0.33	1.89	制御用空気系の機能喪失。	一般配管の値	①工認ベース
QT：制御用空気系	制御用空気だめ	構造損傷	胴板	5.62 0.08 0.17	3.72	空気だめの構造損傷により制御用空気系の機能喪失に至る。		①工認ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（16/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QT：制御用空気系	制御用空気圧縮装置	機能損傷	圧縮機	2.50 0.13 0.23	1.38	制御用空気圧縮機の機能喪失。		①工認ベース
QL：補機冷却水系		構造損傷	圧縮機基礎ボルト	7.48 0.08 0.17	4.95	制御用空気圧縮機の構造損傷によりCCW水が流出する。		①工認ベース
QT：制御用空気系	制御用空気供給ヘッダ圧力計	機能損傷	－	3.40 0.14 0.23	1.84	制御用空気系Cヘッダ隔離失敗を想定。		①工認ベース
QT：制御用空気系	制御用空気圧縮機室給気ファンVSF42B 制御用空気圧縮機室排気ファンVSF43B	機能損傷	－	3.95 0.08 0.15	2.70	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系		構造損傷	電動機取付ボルト	24.49 0.09 0.17	15.94	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系	空気作動ダンパ　D-VS-433B、434B	機能損傷	リンク	1.81 0.20 0.20	0.93	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系		構造損傷	－	－ － －	－	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QT：制御用空気系	制御用空気圧縮機室給排気系ダクト	構造損傷	－	1.71 0.31 0.33	0.59	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系	防火ダンパ F-VS-433、434	機能損傷	ベーン	3.98 0.20 0.20	2.05	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系		構造損傷	－	－ － －	－	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QT：制御用空気系	空気作動ダンパ D-VS-431A,B、432A,B	機能損傷	リンク	1.03 0.20 0.19	0.54	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系		構造損傷	－	－ － －	－	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QT：制御用空気系	制御用空気圧縮機室給気フィルタ	構造損傷	フィルタ取付ボルト	86.82 0.20 0.20	44.87	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系	制御用空気圧縮機室室内空気温度計(1TC-2710,2711)	機能損傷	－	4.19 0.15 0.23	2.23	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系		構造損傷	－	－ － －	－	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	－
QT：制御用空気系	制御用空気圧縮機室給気ファン現場操作箱	機能損傷	－	1.86 0.14 0.23	1.01	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QT：制御用空気系		構造損傷	ボルト	16.84 0.08 0.17	11.14	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（17/18）

	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QS：高圧注入系	封水注入フィルタ	構造損傷	胴板	3.70 0.08 0.17	2.44	封水注入フィルタから充てんライン水が流出し、高圧注入に失敗する。		①工認ベース
QZ：主蒸気隔離 QO：補助給水系	主蒸気隔離弁（電磁弁を含む）	機能損傷	ー	1.97 0.13 0.18	1.18	2次系破断時に主蒸気隔離失敗する。また、耐震クラスが低い主蒸気隔離弁より下流の主蒸気配管の損傷を想定した際に、主蒸気隔離失敗により主蒸気圧力制御が不能となるため、補助給水系による2次系除熱の失敗を想定する。		①工認ベース
MB：2次系破断		構造損傷	ー	－ － －	－	主蒸気隔離弁の構造損傷により2次系破断が発生。	構造損傷は配管に包絡	－
QO：補助給水系 QZ：主蒸気隔離	蒸気ライン圧力計	機能損傷	ー	3.40 0.14 0.23	1.84	2次系破断時に主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。また、2次系の冷却において、主蒸気圧力高信号による主蒸気逃し弁の開に失敗する。		①工認ベース
QR：再循環切替信号	安全補機室給気ユニット VSA12 安全補機室排気フィルタユニット VSU12	構造損傷	基礎ボルト	3.60 0.09 0.17	2.34	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号	燃料取替用水タンク水位計	機能損傷	ー	4.18 0.11 0.17	2.63	燃料取替用水の水位低信号の喪失により、再循環切替操作できず、再循環切替に失敗する。		①工認ベース
QR：再循環切替信号	原子炉制御系計器ラック	機能損傷	ー	1.81 0.14 0.23	0.98	余熱除去冷却器からバイパスによる低圧再循環失敗及び格納容器スプレイ系のよう素除去薬品タンクの隔離失敗による格納容器スプレイ再循環失敗。		①工認ベース
QR：再循環切替信号		構造損傷	ー	－ － －	－	余熱除去冷却器からバイパスによる低圧再循環失敗及び格納容器スプレイ系のよう素除去薬品タンクの隔離失敗による格納容器スプレイ再循環失敗。	機能損傷で包絡	－
QR：再循環切替信号	安全補機室給気ファン VSF62B 安全補機室排気ファン VSF35B （換気冷却に付き、給排気ファンが対象）	機能損傷	ー	0.19 0.14 0.19	0.11	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号		構造損傷	基礎(取付)ボルト	0.66 0.09 0.17	0.42	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号	安全補機室冷却系ダクト（手動ダンパ含む）	構造損傷	ー	1.71 0.31 0.33	0.59	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号	防火ダンパ F-VS-308	機能損傷	ベーン	3.98 0.20 0.20	2.05	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号		構造損傷	ー	－ － －	－	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	機能損傷で包絡	－
QR：再循環切替信号	空気作動ダンパ D-VS-301B、304B、305B、306B、307B、308B	機能損傷	リンク	1.03 0.20 0.19	0.54	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号		構造損傷	ー	－ － －	－	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	機能損傷で包絡	－
QR：再循環切替信号	逆止弁 V-VS-963B	機能損傷	弁本体	0.99 0.25 0.25	0.43	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号		構造損傷	ー	－ － －	－	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	機能損傷で包絡	－

□内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表　建屋・機器リストとフラジリティデータ（18/18）

[redacted]	設　　備	損傷モード	評価部位	川内１号機 Median(G) βR βU	川内１号機 HCLPF(G)	影響	備考	フラジリティの参照元
QR：再循環切替信号	格納容器再循環ｻﾝﾌﾟｽｸﾘｰﾝ	構造損傷	ー	3.62 0.09 0.23	2.13	再循環サンプからの取水に失敗する。		②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号	安全補機室冷却ファン現場操作箱	機能損傷	ー	1.86 0.14 0.23	1.01	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。		②ＰＷＲ標準ベース
QR：再循環切替信号		構造損傷	ボルト	16.84 0.08 0.17	11.14	充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	機能損傷で包絡	②ＰＷＲ標準ベース
Q1：蓄圧注入系	蓄圧タンク	構造損傷	基礎ボルト	2.27 0.19 0.20	1.19	蓄圧タンクの構造損傷により、蓄圧注入機能が喪失する。		①工認ベース
Q1：蓄圧注入系	蓄圧注入配管	構造損傷	配管本体	3.84 0.31 0.36	1.27	蓄圧注入配管の構造損傷により、蓄圧注入機能が喪失する。	安全注入設備配管の値	①工認ベース

[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.b-1表　主な活断層の震源モデルの諸元

断層名	ケース	長さ(km)	M(松田式)	Xeq(km)
五反田川	基本ケース	18.6	6.9	17.8
	断層の拡がり考慮	20	7.0	17.4
	傾斜角(60度)考慮	18.6	6.9	21.4
F-A	基本ケース	18.3	6.9	19.4
	断層の拡がり考慮①	20	7.0	18.4
	断層の拡がり考慮②	21.4	7.1	18.5
	傾斜角(60度)考慮	18.3	6.9	19.4
F-C	基本ケース	16.1	6.8	21.5
	断層の拡がり考慮	20	7.0	19.0
	傾斜角(60度)考慮	16.1	6.8	22.2

※）Xeqは、上端深さ3km、下端深さ20kmの断層面を考慮し、
一様すべりで評価した結果

第1.2.1.b-2表　その他の活断層の諸元

番号	断層名	長さ(km)	M	Δ(km)	Xeq(km)	活動度
1	出水断層系	23.0	7.1	35.5	39.5	平均活動間隔約8000年
2	水俣断層群 笠山周辺断層群	31.8	7.3	33.7	39.8	C
3	長島断層群 長島西断層	20.0	7	33.8	37.3	C
4	辻の堂	12.3	6.6	28.8	30.7	(B)
5	玉反田川	18.6	6.9	16	21.4	(C)
6	泊野リニアメント	3.4	5.7	20.4	20.9	(C)
7	紫尾山南リニアメント	6.8	6.2	21.4	22.6	(C)
8	F-A-1	18.3	6.9	18.8	23.6	(B)
9	F-A-2					
10	F-B	14.9	6.8	38.9	41	(B)
11	F-C	16.1	6.8	20.7	24.4	(B)
12	F-D	10.1	6.5	32.1	33.6	(B)
13	F-E	9.1	6.4	22.3	24	(B)
14	F-F	18.0	6.9	26.6	30.2	(B)
15	布田川－日奈久断層帯	90.0	8.1	94	105.8	B
16	人吉盆地南縁	22.0	7.1	79.1	81.1	平均活動間隔約8000年以上
17	緑川断層系	38.9	7.5	112.9	115.9	(C)
18	甑島東側海域(F-C)	10.0	6.5	36.77	38	B
19	甑島南側海域	38.0	7.5	75.94	80.4	B
20	男女海盆海域	52.0	7.7	106.2	111	B
21	甑島西側海域	40.0	7.5	44.46	51.5	B
22	雲仙地溝帯	18.0	6.9	99.97	101	B
23	千々石	24.0	7.1	105.6	107.1	A
24	高岩山	6.5	6.2	96.72	97	B(3.0×10^{-4})
25	諏訪池	4.0	5.8	93.58	93.7	B
26	布津断層海底	12.5	6.7	97.24	98	(B)
27	橘湾断層群	4.0	5.8	98.61	98.7	(B)
28	橘湾断層群	3.0	5.6	96.27	96.4	(B)
29	〃	5.0	6	94.85	95	(B)
30	厳野―出春	8.0	6.3	98.86	99.2	(C)
31	鶴木場	9.0	6.4	91.89	92.3	(C)
32	椎葉	13.0	6.7	92.7	93.5	(C)
33	新深田	2.0	5.3	78.57	78.6	C(5.0×10^{-5})
34	高原―朝ノ追	5.0	6	76.95	77.2	C(1.0×10^{-4})

番号	断層名	長さ(km)	M	Δ(km)	Xeq(km)	活動度
35	新開―坂谷	5.0	6	89.74	89.9	(C)
36	小浦―今泉	16.0	6.8	86.54	87.5	(C)
37	大島子	3.0	5.6	71.08	71.2	C(3.0×10^{-5})
38	井手河内	4.0	5.8	72.16	72.3	(C)
39	上綱田	3.0	5.6	98.27	98.4	(C)
40	金焼三	2.0	5.3	62.65	62.7	(C)
41	上場	3.8	5.8	40.62	40.9	C(5.0×10^{-5})
42	崎森	7.0	6.2	49.49	50	(C)
43	敷根	2.0	5.3	60.88	61	B
44	鹿児島湾東縁	15.0	6.8	61.91	63.3	(C)
45	松浦	1.6	5.2	51	51.1	(C)
46	鹿児島湾西縁	20.0	7	44.15	46.9	(C)
47	高千穂峰断層系	2.5	5.5	69.66	69.8	B
48	〃	2.5	5.5	69.58	69.7	B
49	稲葉崎断層系	1.2	5	52.59	52.6	(C)
50	〃	2.5	5.5	52.36	52.5	(C)
51	〃	3.0	5.6	52.75	52.9	(C)
52	〃	3.0	5.6	53.17	53.3	(C)
53	〃	3.0	5.6	53.49	53.7	(C)
54	忽林嶽断層系	3.0	5.6	41.23	41.4	(C)
55	市来断層系	4.0	5.8	22.61	23.2	(C)
56	〃	5.0	6	22.24	23.1	(C)
57	〃	1.5	5.1	22.89	23	(C)
58	市来断層系	2.0	5.3	23.8	24	(C)
59	〃	3.0	5.6	23.89	24.3	(C)
60	鬼門平	10.0	6.5	74.27	74.9	A(2.1×10^{-3})
61	〃	2.0	5.3	76.83	76.9	(C)
62	小浜	2.0	5.3	74.18	74.2	(C)
63	清見岳東方	1.4	5.1	76.61	76.7	(C)
64	新永吉―松ヶ窪	4.0	5.8	76.55	76.7	(C)
65	鹿児島湾海域	4.7	6	79.85	80.1	(B)
66	〃	7.8	6.3	85.34	85.7	(B)
67	海域	-29.3	7.3	83.34	86.1	(B)
68	〃	-7.1	6.3	58.97	59.5	(B)
69	〃	-14.2	6.8	86.4	87.4	(B)
70	〃	-22.1	7.1	109.1	110.6	(B)
71	〃	-10.9	6.6	55.89	56.9	(B)

□ は、主要活断層として、評価しているため、「その他の活断層」としては評価していない。

第1.2.1.b-3表　各領域の諸元

萩原（1991）の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
J	5.0	7.1 6.6	1.03	0.92 (1.37E-05)	平均13km 標準偏差6.0km の正規分布
N	5.0	6.9	1.10	0.34 (2.05E-05)	平均9.8km 標準偏差3.4km の正規分布
O	5.0	6.6	0.97	0.29 (1.01E-05)	深さ3～27kmの一様分布

※）年発生頻度の（ ）内は単位面積あたり（単位：回/年/km^2）

垣見ほか（2003）の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
11B1	5.0	—*1	0.97	0.39 (1.17E-05)	平均14km 標準偏差6.3km の正規分布
11C1	5.0	7.1 6.6	0.92	0.27 (1.17E-05)	深さ3～15kmの一様分布
11X0	5.0	6.9	1.14	0.34 (1.59E-05)	平均9.7km 標準偏差3.3km の正規分布
11X1	5.0	6.6	1.01	0.34 (0.810E-05)	深さ3～27kmの一様分布

*1）過去にM6.5以上の大きな地震が観測されていない。

※）年発生頻度の（ ）内は単位面積あたり（単位：回/年/km^2）

第1.2.1.c-1-1表　考慮する不確実さ要因の例

評価方法		偶然的不確実さ（β_R）	認識論的不確実さ（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PSA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	5.36E-03	0.24
	円筒壁	9.77E-03	0.33

第1.2.1.c-1-3表　地盤定数

ヤング係数 $\times 10^3$(N/mm^2)	ポアソン比	単位体積質量 (t/m^3)	せん断波速度 (m/s)
16.7	0.36	2.7	1500

第1.2.1.c-1-4表　川内１号炉原子炉建屋の上部構造物の物性値

構造物	使用材料	ヤング係数 $\times 10^3$(N/mm^2)	せん断弾性係数 $\times 10^3$ (N/mm^2)	減衰定数 (%)
外部しゃへい壁 内部コンクリート	ｺﾝｸﾘｰﾄ：Fc=22.1N/mm^2 鉄筋：SD35	22.0	9.18	5.0
原子炉格納容器	－	196	75.4	1.0
蒸気発生器 (サポートも含む)	－	185 (180^{*1}) (177^{*2})	71.2 (69.2^{*1}) (68.1^{*2})	水平3.0

※蒸気発生器のうち、部材番号57は(*1)、52は(*2)の値。

第1.2.1.c-1-5表　川内１号炉原子炉補助建屋の上部構造物の物性値

構造物	使用材料	ヤング係数 $\times 10^3$(N/mm^2)	せん断弾性係数 $\times 10^3$ (N/mm^2)	減衰定数 (%)
RC部分	ｺﾝｸﾘｰﾄ：Fc=22.1N/mm^2 鉄筋：SD35	22.0	9.18	5.0

※）解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第1.2.1.c-1-6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　Fc	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
地盤のせん断波速度　Vs	平均値：設計値 変動係数：0.10
鉄筋の降伏強度　$s\sigma y$	平均値：1.1×規格降伏点 変動係数：0.0　（考慮しない）

第1.2.1.c-1-7表　川内1号炉原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元

構造物	質点番号	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)
外部しゃへい壁 (O/S)	1	160.7	1	EW、NS	39.78	699.6
	2	373.0	2	〃	40.49	4926.2
	3	609.1	3	〃	40.52	10534.2
	4	582.1	4	〃	40.70	15688.4
	5	761.8	5	〃	40.79	19105.4
	6	1267.6	6	〃	63.62	32219.1
	7	2002.6	7	〃	〃	〃
	8	3144.4	8	〃	63.62	32219.1
	9	3234.7	9	〃	66.18	32858.2
	10	3188.0	10	〃	72.60	36559.0
	11	3495.9	11	〃	78.99	39616.6
	12	2838.9	12	〃	83.78	41892.5
	13	1984.7	13	〃	86.99	43408.3
	14	1891.2	14	〃	89.78	44722.5
原子炉格納容器 (C/V)	24	21.6	24	〃	0.3830	16
	25	107.8	25	〃	0.8815	192
	26	164.6	26	〃	1.1585	437
	27	367.5	27	〃	2.3905	957
	28	884.9	28	〃	〃	〃
	29	198.9	29	〃	〃	〃
	30	193.1	30	〃	〃	〃
	31	313.6	31	〃	〃	〃
	32	231.3	32	〃	〃	〃
	33	205.8	33	〃	〃	〃
	34	340.1	34	〃	〃	〃
	35	191.1	35	EW、NS	2.3905	957
基礎	36	87534.6	—	—	—	—

第1.2.1.c-1-8表　川内１号炉原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元(続き)

構造物	質点番号	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)
内部コンクリート(I/C)	15	1119.9	15	EW	43.80	919.1
				NS	52.21	1530.7
	16	5033.3	16	EW	80.07	3621.8
				NS	120.34	18170.0
	17	7332.0	17	EW	116.77	4674.0
				NS	155.59	20690.0
	18	9362.6	18	EW	214.17	44690.0
				NS	161.54	49900.0
蒸気発生器(S/G)	50	121.1	50	EW、NS	2.00	9.59
	51	212.4	51	〃	2.00	9.59
	52	88.8	52	〃	1.85	6.98
	53	136.1	53	〃	1.35	3.84
	54	226.8	54	〃	1.35	3.84
	55	89.1	55	〃	1.40	3.98
	56	318.1	56	〃	1.40	3.98
	57	13.4	57	〃	10.60	54.34
	58	144.2	—	—	—	—

第1.2.1.c-1-9表　川内１号炉原子炉建屋蒸気発生器サポート部のばね定数

	部材番号	水平方向ばね ($\times10^6$kN/m)		回転方向ばね ($\times10^6$kN・m/rad)	
		X方向	Y方向	X方向	Y方向
S/G サポート	K1	3.75	3.75	—	—
	K2	12.5	23.3	—	—
	K3	10.3	5.43	—	—
	K4	—	—	46.2	33.3

第1.2.1.c-1-10表　川内１号炉原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数

	方向	ばね定数	連成１次振動数 (Hz)	減衰定数 (%)	減衰係数
水平(K_S)	EW	8.451×10^8(kN/m)	7.826	27.41	9.423×10^6(kN・s/m)
	NS		9.043	31.90	9.489×10^6(kN・s/m)
回転(K_R)	EW	6.247×10^{11}(kN・m/rad)	7.826	6.004	1.526×10^9(kN・m・s/rad)
	NS		9.043	8.132	1.788×10^9(kN・m・s/rad)
側面(K_H)	EW	1.149×10^8(kN/m)	7.826	112.7	5.270×10^6(kN・s/m)
	NS		9.043	129.0	5.215×10^6(kN・s/m)

第1.2.1.c-1-11表　川内1号炉原子炉補助建屋の水平方向解析モデル諸元（基準応答モデル）

質点番号	質量 (t)	回転慣性質量 $\times 10^6$ (t・m^2)	重心	
			G_X (m)	G_Y (m)
⑤	16647	17.595	52.51	23.89
④	29064	34.297	60.43	29.89
③	35186	42.690	57.46	30.61
②	38290	44.223	55.40	30.88
①	22070	16.912	58.59	43.34

基準座標(13c、Fa通り)

第1.2.1.c-1-12表　川内１号炉原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置

部材番号	質点間	ばね値			剛心	
		K_X $\times 10^6$ (kN/m)	K_Y $\times 10^6$ (kN/m)	K_θ $\times 10^6$ (kN・m/rad)	R_X (m)	R_Y (m)
6	⑤-④	154.61	64.33	73320	50.05	10.38
5	④-③	335.89	186.76	299270	57.92	18.00
4	③-②	340.13	210.08	379020	59.93	20.62
3	②-①	302.99	209.32	674130	56.54	36.89
2	②-固定点	263.00	155.92		44.31	4.73
1	①-固定点	370.72	249.16	314990	58.53	41.98

基準座標(13c、Fa通り)

第1.2.1.c-1-13表　川内１号炉原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、剛心位置

部材名	質点間	ばね値		剛心座標		
		${}_hK_N$(軸) $\times 10^6$ (kN/m)	${}_hK_S$(せん断) $\times 10^6$ (kN/m)	位置	R_X (m)	R_Y (m)
△a	固定点-①	35.7	9.92	固定点	43.625	20.00
				建屋側	43.625	21.00
△b		35.7	9.92	固定点	83.875	20.00
				建屋側	83.875	21.00

第1.2.1.c-1-14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	sσy
RC部	E	○	－	－	－
	G	○	－	－	－
	h	－	○	－	－
	Q－γ ｽｹﾙﾄﾝ	○	－	－	○
	M－φ ｽｹﾙﾄﾝ	○	－	－	○
地盤ばね	ばね値	－	－	○	－
	減衰	○	－	○	－

※)「○」は物性値が変動することによって、その諸元が変動することを表す。

第1.2.1.c-1-15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-3-1表　現実的耐力及び現実的応力の不確実さ要因の整理

評価方法		偶然的不確実さ（β_R）	認識論的不確実さ（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・上下地震荷重組合せ方法 ・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（1/3）　原子炉建屋（0/S）の水平方向ＮＳの建屋応答係数

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_{M}	F_{SR}
中央値	1.25	0.99	0.99	1.23
β_{R}	0.00	0.08	0.01	0.08
β_{U}	0.00	0.00	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-2表（2/3）　原子炉建屋（0/S）の水平方向ＥＷの建屋応答係数

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_{M}	F_{SR}
中央値	1.25	0.99	0.99	1.23
β_{R}	0.00	0.08	0.01	0.08
β_{U}	0.00	0.00	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-2表（3/3）　原子炉建屋（0/S）の鉛直方向の建屋応答係数

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_{M}	F_{SR}
中央値	0.91	0.99	1.00	0.90
β_{R}	0.00	0.08	0.00	0.08
β_{U}	0.00	0.00	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-3表（1/3）　原子炉建屋（I/C）の水平方向ＮＳの建屋応答係数

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_{M}	F_{SR}
中央値	0.89	0.99	1.00	0.88
β_{R}	0.00	0.08	0.00	0.08
β_{U}	0.00	0.00	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-3表（2/3）　原子炉建屋（I/C）の水平方向ＥＷの建屋応答係数

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_{M}	F_{SR}
中央値	0.89	0.99	1.00	0.88
β_{R}	0.00	0.08	0.00	0.08
β_{U}	0.00	0.00	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-3表（3/3）　原子炉建屋（I/C）の鉛直方向の建屋応答係数

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_{M}	F_{SR}
中央値	0.91	0.99	1.01	0.91
β_{R}	0.00	0.07	0.08	0.11
β_{U}	0.00	0.00	0.15	0.15