第 3.1.3.2.1.1 表　耐震性に差異が認められた設備及びそのＨＣＬＰＦ

設備名	大飯３号機の ＨＣＬＰＦ(G)※	大飯４号機の ＨＣＬＰＦ(G)※
低温配管（余熱除去系配管等）	1.89	1.68
１次冷却材配管（加圧器サージ配管等）	1.65	1.79

※：地震 PRA への影響の確認に際しては、地震平均発生頻度と地震による設備の損傷確率の積により設備損傷頻度を算出して確認している。

第 3.1.3.2.1.1.1 表　地震ＰＲＡを実施するために収集した情報及び主な情報源

<table>
<tr><th></th><th colspan="2">ＰＲＡ評価作業</th><th>情　報</th><th>主な情報源</th></tr>
<tr><td>1</td><td colspan="2">プラントの設計・運転の把握</td><td>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</td><td>・耐震計算書
・プラント・ウォークダウン
・国内外の震害情報</td></tr>
<tr><td>2</td><td colspan="2">確率論的地震ハザード評価</td><td>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</td><td>・文献調査結果
・地質調査結果
・気象庁地震カタログ</td></tr>
<tr><td>3</td><td colspan="2">建屋・機器フラジリティ評価</td><td>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</td><td>・耐震バックチェック報告書、工事計画認可申請書、ＪＥＡＧ、既往の電共研、耐専報告書、ＪＮＥＳ 加振試験報告書、ＪＳＭＥ等</td></tr>
<tr><td rowspan="4">4</td><td rowspan="4">事故シーケンス評価</td><td>a)事故シナリオの分析と起因事象の分類</td><td>大規模地震時に想定されるプラント状態</td><td>・原子炉設置許可申請書</td></tr>
<tr><td>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</td><td>・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</td><td rowspan="3">・上記１の情報源
・既往のＰＲＡ情報
・人間信頼性解析に関する報告書
NUREG/CR-1278, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”
NUREG/CR-6883 ,”The SPAR-H Human Reliability Analysis Method”</td></tr>
<tr><td>c)システムのモデル化</td><td>・対象プラントに即した機器故障モード、運転形態
・地震動による機能喪失のモデル化</td></tr>
<tr><td>d)事故シーケンスの定量化</td><td>評価結果の妥当性を確認できる情報</td></tr>
</table>

第 3.1.3.2.1.1.2 表　地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果（１／５）

事故シナリオ	分　析	スクリーニング結果
①　本震による炉心損傷事故に直接的に繋がりうる事故シナリオ		
安全機能に従属するＳＳＣの損傷による炉心損傷への影響	・地震ＰＲＡにて評価する。	地震ＰＲＡで考慮
②　本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりうる事故シナリオ		
１．安全機能を有するＳＳＣ以外の屋内ＳＳＣの損傷		
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	・格納容器ポーラクレーンは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	・耐震設計指針では、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、耐震設計で考慮をされている。 ・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。	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発電用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。	工学的判断により除外

第 3.1.3.2.1.1.2 表　地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果（２／５）

事故シナリオ	分　析	スクリーニング結果
２．安全機能を有するＳＳＣ以外の屋外ＳＳＣの損傷		
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
基礎地盤崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・基礎地盤の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋・機器等の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。	工学的判断により除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	・地震ＰＲＡでは外部電源のフラジリティを米国事例に基づく保守的な想定で考慮する。	地震ＰＲＡで考慮
安全上重要なＳＳＣ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等）のフラジリティについては地震ＰＲＡで考慮する。	地震ＰＲＡで考慮

第 3.1.3.2.1.1.2 表　地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果（３／５）

事故シナリオ	分　析	スクリーニング結果
３．地震時特有の現象による運転操作の阻害及び地震時の安全機能への人的過誤の影響		
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及び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ＰＲＡでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定する。	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ＰＲＡで期待する運転員による緩和操作は可能である。 ・地震発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮して、人的過誤確率を算出した。	地震ＰＲＡ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	・プラント・ウォークダウンにより、内部事象ＰＲＡで、期待している現場操作のアクセス性を確認することで現場操作に期待した。 ・地震による現場へのアクセス性の低下、心理的ストレス、機能が損なわれることによる判断・操作への阻害の影響を考慮して、現場操作の人的過誤確率を算出した。	地震ＰＲＡで考慮

第 3.1.3.2.1.1.2 表　地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果（４／５）

事故シナリオ	分　析	スクリーニング結果
二次部材の損傷等の従業員への影響	・一部は人的過誤確率に包絡しており、その他の影響はプラント・ウォークダウンにて影響がないことを確認している。	除外
③その他の事故シナリオ		
１．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、事故時操作所則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ＰＲＡ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。
２．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ＰＬＭ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
３．複数基が立地するサイトにかかる事故シナリオ		
ユニット間の相互依存関係を考慮した場合の炉心損傷への影響	・本評価では単一ユニットの評価を対象としているため、評価対象外とする。	対象外
４．緊急時対策所における緊急時の復旧対応にかかる事故シナリオ		
劣悪な環境等によって緊急時対策所の機能が低下することによる炉心損傷への影響	・技術的助言等はサイト外からでも可能であり、緊急時対策所の機能喪失により、ただちに炉心損傷に至ることはないと判断し、モデル対象外とした。	対象外

第 3.1.3.2.1.1.2 表　地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果（５／５）

事故シナリオ	分　析	スクリーニング結果
５．事故シナリオの分析及び選定にかかるシビアアクシデント対策の考慮		
地震に起因して炉心損傷に繋がる可能性のある事故シナリオに対するシビアアクシデント対策の考慮	・整備されているシビアアクシデント対策による事象の影響緩和を考慮し、地震ＰＲＡにて定量化を行う。	地震ＰＲＡで考慮
６．地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状影響		
地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状において、地盤変位量から建屋間（建屋内も含む）にまたがる安全系のＳＳＣへの影響	・プラント敷地内に活断層が確認されていないこと、及び、敷地に比較的近く規模が大きい断層の活動に伴い生じる地盤の傾斜について、決定論的評価により影響度が小さいことを確認したことから、工学的判断に基づき定量化の対象外とした。	対象外
７．地震起因における火災、溢水、津波にかかる事故シナリオ		
地震起因によって火災、溢水、津波が引き起こされ炉心損傷に繋がる可能性のあるような事故シナリオ	・本評価では、地震随伴事象は評価対象外とする。	対象外

第 3.1.3.2.1.1.3 表　地震による格納容器機能喪失に至る事故シナリオのスクリーニング結果

事故シナリオ	分　析	スクリーニング結果
地震動による格納容器本体の損傷	・原子炉建屋の損傷及び格納容器本体の損傷（ライナー部以外）は地震出力時レベル１ＰＲＡにおいて考慮する。 ・格納容器本体の損傷（ライナー部）は地震動による格納容器隔離失敗として考慮する。	地震ＰＲＡで考慮
地震動による格納容器耐力の低下	・地震荷重を受けた格納容器の耐力は、材料が破損に至らない限りその後の圧力荷重に対しても同様の耐圧機能を有すると考えられる。	工学的判断により除外
地震動による格納容器隔離の失敗	・緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。 ・格納容器本体の損傷（ライナー部）は地震動による格納容器隔離失敗として考慮する。	地震ＰＲＡで考慮
地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失	緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。	地震ＰＲＡで考慮
地震動による格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失	緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。	地震ＰＲＡで考慮
地震動による放射性物質抑制機能の喪失	緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。	地震ＰＲＡで考慮
地震動によるその他の緩和手段の喪失	緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。	地震ＰＲＡで考慮

第 3.1.3.2.1.2.1 表　領域震源モデルの諸元

(a) 萩原（１９９１）による領域震源モデルの諸元

<table>
<tr><th>領域名</th><th colspan="2">構造区</th><th>b 値</th><th>発生頻度</th><th>震源深さ</th></tr>
<tr><td>K2</td><td>西南日本内帯南部</td><td>近畿三角地域</td><td>0.89</td><td>0.62</td><td rowspan="4">各領域で震源深さの頻度分布を求め、正規分布でモデル化する。
（正規分布によるモデル化が困難な場合は深さ 3km～18km の一様分布とする。）</td></tr>
<tr><td>L1</td><td rowspan="2">西南日本内帯北部</td><td>中部山地</td><td>0.86</td><td>0.47</td></tr>
<tr><td>L2</td><td>中国山地</td><td>0.92</td><td>0.86</td></tr>
<tr><td>M</td><td colspan="2">西南日本内帯沿海部</td><td>0.62</td><td>0.17</td></tr>
</table>

(b) 垣見ほか （２００３）による領域震源モデルの諸元

<table>
<tr><th>領域名</th><th>構造区</th><th>b 値</th><th>発生頻度</th><th>震源深さ</th></tr>
<tr><td>10C2</td><td>中部山岳</td><td>0.87</td><td>0.50</td><td rowspan="4">各領域で震源深さの頻度分布を求め、正規分布でモデル化する。
（正規分布によるモデル化が困難な場合は深さ 3km～18km の一様分布とする。）</td></tr>
<tr><td>10C3</td><td>近畿三角帯</td><td>0.85</td><td>0.87</td></tr>
<tr><td>10C4</td><td>西近畿</td><td>0.81</td><td>0.27</td></tr>
<tr><td>10D1</td><td>能登・若狭沖海域</td><td>0.82</td><td>0.92</td></tr>
</table>

第 3.1.3.2.1.2.2 表　地震動評価に用いる地下構造モデル

No.	Ｐ波速度 (km/s)	Ｓ波速度 (km/s)	密度 (g/cm^3)	層厚 (km)	上面深度 (km)	Qs	減衰定数 (%)
1	4.6	2.2	2.7	0.18	0.00	16.67	3.0
2	4.7	2.3	2.7	0.19	0.18	100.00	0.5
3	4.8	2.4	2.7	0.14	0.37	100.00	0.5
4	5.0	2.5	2.7	0.14	0.51	100.00	0.5
5	5.1	2.6	2.7	0.13	0.66	100.00	0.5
6	5.2	2.7	2.7	0.04	0.79	100.00	0.5
7	5.3	2.8	2.7	0.04	0.83	100.00	0.5
8	5.4	2.9	2.7	0.14	0.87	100.00	0.5
9	5.5	3.0	2.7	0.11	1.01	100.00	0.5
10	5.6	3.1	2.7	1.83	1.12	100.00	0.5
11	5.7	3.2	2.7	0.05	2.95	100.00	0.5
12	6.1	3.6	2.7	－	3.00	100.00	0.5

第 3.1.3.2.1.2.3 表　考慮した認識論的不確実さ

		認識論的不確実さ	偶然的不確実さ
特定震源モデル	主要活断層(A)	・地震規模評価式 ・アスペリティ位置※ （ただし、ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層では断層長さと断層傾斜角に加え、断層モデルを用いた手法における短周期の地震動レベル、すべり角及び破壊伝播速度の不確実さについて考慮する）	・断層モデルを用いた手法における破壊開始点
	主要活断層(B)	・地震規模評価式	—
領域震源モデル		・最大地震規模 ・領域区分モデルの選択	・領域内でＧ－Ｒ式に従う地震発生の仮定（地震規模の確率密度を考慮） ・領域内での一様な地震発生の仮定（距離の確率密度を考慮）
地震動伝播モデル		・地震動評価手法（ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層では距離減衰式に加え断層モデルを用いた手法も考慮） ・距離減衰式での内陸補正の考慮の有無 （ただし、特定震源モデルでは距離減衰式のばらつきの値に関する不確実さについて考慮する）	・距離減衰式のばらつき

※アスペリティ位置の不確実さは偶然的不確実さと考えられるが、地震ハザード評価においては、断層面のモデル化におけるアスペリティ位置の違いをロジックツリーの分岐として考慮しているため、ここでは認識論的不確実さに分類した

第 3.1.3.2.1.2.4 表　主要断層モデル(A)の諸元

ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層

<table>
<tr><th>震源断層</th><th>断層長さ
(km)</th><th>傾斜角
(°)</th><th>アスペリティ</th><th>Xeq
(km)</th><th>M
松田(1975)</th><th>M
武村(1998)</th><th>M
入倉･三宅(2001)と
Takemura et al.(1990)</th><th>活動度</th><th>年発生頻度
(回／年)</th></tr>
<tr><td rowspan="10">ＦＯ－Ａ～
ＦＯ－Ｂ
断層</td><td rowspan="10">35.3</td><td rowspan="5">90</td><td>近傍上端</td><td>10.3</td><td rowspan="5">7.4</td><td rowspan="5">7.5</td><td rowspan="5">7.2</td><td rowspan="10">B</td><td rowspan="10">8.92E-05</td></tr>
<tr><td>近傍下端</td><td>14.8</td></tr>
<tr><td>遠方上端</td><td>20.0</td></tr>
<tr><td>遠方下端</td><td>20.8</td></tr>
<tr><td>考慮せず</td><td>14.8</td></tr>
<tr><td rowspan="5">75</td><td>近傍上端</td><td>9.8</td><td rowspan="5">7.4</td><td rowspan="5">7.5</td><td rowspan="5">7.3</td></tr>
<tr><td>近傍下端</td><td>14.5</td></tr>
<tr><td>遠方上端</td><td>19.7</td></tr>
<tr><td>遠方下端</td><td>20.4</td></tr>
<tr><td>考慮せず</td><td>14.3</td></tr>
<tr><td rowspan="14">ＦＯ－Ａ～
ＦＯ－Ｂ～
熊川断層</td><td rowspan="14">63.4</td><td rowspan="7">90</td><td>近傍上端</td><td>11.0</td><td rowspan="7">7.8</td><td rowspan="7">8.0</td><td rowspan="7">7.7</td><td rowspan="14">B</td><td rowspan="14">4.96E-05</td></tr>
<tr><td>近傍下端</td><td>15.2</td></tr>
<tr><td>遠方上端</td><td>19.3</td></tr>
<tr><td>遠方下端</td><td>19.9</td></tr>
<tr><td>Asp 一塊</td><td>10.6</td></tr>
<tr><td>Asp 一塊横長</td><td>10.4</td></tr>
<tr><td>考慮せず</td><td>14.9</td></tr>
<tr><td rowspan="7">75</td><td>近傍上端</td><td>10.7</td><td rowspan="7">7.8</td><td rowspan="7">8.0</td><td rowspan="7">7.7</td></tr>
<tr><td>近傍下端</td><td>15.0</td></tr>
<tr><td>遠方上端</td><td>19.0</td></tr>
<tr><td>遠方下端</td><td>19.6</td></tr>
<tr><td>Asp 一塊</td><td>10.2</td></tr>
<tr><td>Asp 一塊横長</td><td>10.0</td></tr>
<tr><td>考慮せず</td><td>14.5</td></tr>
</table>

上林川断層

<table>
<tr><th>震源断層</th><th>断層長さ
(km)</th><th>傾斜角
(°)</th><th>アスペリティ</th><th>Xeq
(km)</th><th>M
松田
(1975)</th><th>M
武村(1998)</th><th>M
入倉･三宅(2001)と
Takemura et al.(1990)</th><th>活動度</th><th>年発生頻度
(回／年)</th></tr>
<tr><td rowspan="5">上林川断層</td><td rowspan="5">39.5</td><td rowspan="5">90</td><td>近傍上端</td><td>30.2</td><td rowspan="5">7.5</td><td rowspan="5">7.6</td><td rowspan="5">7.3</td><td rowspan="5">B</td><td rowspan="5">7.97E-05</td></tr>
<tr><td>近傍下端</td><td>32.1</td></tr>
<tr><td>遠方上端</td><td>38.0</td></tr>
<tr><td>遠方下端</td><td>39.1</td></tr>
<tr><td>考慮せず</td><td>35.7</td></tr>
</table>

第 3.1.3.2.1.2.5 表　主要断層モデル(B)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	熊川断層	23	18.7	7.1	7.2	6.8	B	1.37E-04
2	郷村断層	34	63.3	7.4	7.5	7.2	B	9.26E-05
3	山田断層	33	47.7	7.4	7.5	7.1	B	9.54E-05
4	三方断層	27	30.9	7.2	7.3	7.1	B	1.17E-04
5	ウツロギ峠北方－ 池河内断層	24	44.7	7.1	7.3	7.0	B	1.31E-04
6	大陸棚外縁～ B～野坂断層	49	35.1	7.7	7.8	7.4	B	6.42E-05
7	花折断層	58	43.3	7.8	7.9	7.6	B	5.43E-05
8	琵琶湖西岸断層系	60	42.2	7.8	7.9	7.7	A	5.04E-04
9	濃尾地震断層系	80	94.7	8.0	8.1	7.8	B	3.93E-05
10	敦賀断層	23	37.4	7.1	7.2	6.9	B	1.37E-04
11	安島岬沖～和布－ 干飯崎沖～ 甲楽城断層	76	67.2	8.0	8.1	8.1	B	4.14E-05
12	C 断層	18	37.2	6.9	7.0	6.9	B	1.75E-04
13	有馬-高槻構造線	45	81.5	7.6	7.7	7.4	B	6.99E-05
14	$F_{GA}3$ 東部断層	29	54.7	7.3	7.4	7.0	B	1.09E-04
15	柳ヶ瀬断層	31	50.8	7.3	7.4	7.1	B	1.02E-04
16	甲楽城沖断層～浦 底断層～池河内断 層～柳ヶ瀬山断層	36	44.4	7.4	7.5	7.3	B	8.74E-05

第 3.1.3.2.1.2.6 表　ロジックツリーで考慮した分岐の根拠と重みの考え方

<table>
<tr><th colspan="2"></th><th colspan="4">ロジックツリーで考慮した分岐</th><th>分岐の根拠</th><th>重みの考え方</th></tr>
<tr><td rowspan="12">特定震源
モデル</td><td rowspan="10">主要
活断層
(A)</td><td rowspan="2">断層長さ※1</td><td colspan="3">ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ断層</td><td rowspan="2">当社調査結果に基づく</td><td rowspan="2">地震発生の可能性に明確な差があると考えられるため、FO-A～FO-B 断層を 9/10 とし、FO-A～FO-B～熊川断層を 1/10 として設定</td></tr>
<tr><td colspan="3">ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層</td></tr>
<tr><td rowspan="2">断層傾斜角※1</td><td colspan="3">90°</td><td rowspan="2">基準地震動の策定と同様の基本ケースと不確かさを考慮</td><td rowspan="2">基本ケースである 90°を 2/3 とし、不確かさケースである西 75°を 1/3 として設定</td></tr>
<tr><td colspan="3">西 75°</td></tr>
<tr><td rowspan="5">断層モデルを用いた手法における評価ケース※1</td><td colspan="3">基本震源モデル</td><td rowspan="5">基準地震動の策定と同様の基本ケースと不確かさを考慮</td><td rowspan="5">異種の項目を多数分岐させていることから、各評価ケースに優劣をつけず、等重みとして設定</td></tr>
<tr><td colspan="3">短周期の地震動レベル平均×1.5 倍</td></tr>
<tr><td colspan="3">すべり角 30°</td></tr>
<tr><td colspan="3">破壊伝播速度 Vr=0.87β</td></tr>
<tr><td colspan="3">アスペリティ遠方下端他</td></tr>
<tr><td rowspan="3">地震規模評価式</td><td colspan="3">松田(1975)</td><td rowspan="3">断層長さや断層面積から地震規模を算出する複数の評価式を選定</td><td rowspan="3">各評価式に優劣をつけず、等重みとして設定</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要
活断層
(B)</td><td colspan="3">武村(1998)</td></tr>
<tr><td colspan="3">入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="10">領域震源モデル</td><td rowspan="2">領域区分モデルの選択</td><td colspan="3">萩原マップ</td><td rowspan="2">地震ＰＲＡ学会標準を参照し、複数の地震地体構造マップを選定</td><td rowspan="2">各評価モデルに優劣をつけず、等重みとして設定</td></tr>
<tr><td colspan="3">垣見マップ</td></tr>
<tr><td rowspan="8">最大地震規模</td><td rowspan="3">萩原
マップ</td><td rowspan="3">L2
領域</td><td>M7.3</td><td rowspan="8">地震カタログに記載されている過去の複数の地震における最大マグニチュードの中央値及び上下限値を選定</td><td rowspan="8">信頼性が高いと考えられる中央値を 1/2 とし、上下限値をそれぞれ 1/4 として設定
（10C4 領域では下限値と中央値が同じ M6.9 のため、重みは 3/4 として設定）</td></tr>
<tr><td>M7.5</td></tr>
<tr><td>M7.6</td></tr>
<tr><td rowspan="5">垣見
マップ</td><td rowspan="3">10C3
領域</td><td>M7.4</td></tr>
<tr><td>M7.5</td></tr>
<tr><td>M7.8</td></tr>
<tr><td rowspan="2">10C4
領域</td><td>M6.9</td></tr>
<tr><td>M7.0</td></tr>
<tr><td colspan="2" rowspan="7">地震動伝播モデル</td><td rowspan="2">地震動
評価手法※1</td><td colspan="3">距離減衰式</td><td rowspan="2">基準地震動の策定と同様に断層モデルを用いた手法も考慮</td><td rowspan="2">各評価式に優劣をつけず、等重みとして設定</td></tr>
<tr><td colspan="3">断層モデルを用いた手法</td></tr>
<tr><td rowspan="2">距離減衰式での内陸補正の考慮の有無</td><td colspan="3">内陸補正有</td><td rowspan="2">基準地震動の策定における補正無しの評価の分岐として内陸地殻内地震の特徴を踏まえた補正を考慮</td><td rowspan="2">地震ごとに補正要否の判断が必要と考えられるため、等重みとして設定</td></tr>
<tr><td colspan="3">内陸補正無</td></tr>
<tr><td rowspan="3">距離減衰式の
ばらつき※2</td><td colspan="3">β=0.35</td><td rowspan="3">文献におけるばらつきの幅を不確かさとして考慮</td><td rowspan="3">文献におけるばらつきの幅（β=0.35～0.45）において中央値を 1/2 とし、上下限値をそれぞれ 1/4 として設定</td></tr>
<tr><td colspan="3">β=0.40</td></tr>
<tr><td colspan="3">β=0.45</td></tr>
</table>

※１：ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層についてのみ考慮

※２：特定震源モデルのみ考慮

第 3.1.3.2.1.3.1 表　建屋・機器選定のステップ（１／２）

ステップ	内容（内部事象ＰＲＡ）		
	建　　屋	屋外重要土木構築物	機　　器
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 3.1.3.2.1.3.1 表　建屋・機器選定のステップ（２／２）

<table>
<tr><td rowspan="2">ステップ</td><td colspan="3">内容（地震ＰＲＡ）</td></tr>
<tr><td>建　　屋</td><td>屋外重要土木構築物</td><td>機　　器</td></tr>
<tr><td rowspan="3">2-1</td><td colspan="3">内部事象ＰＲＡの結果に以下の追加を検討
・地震で損傷した際に起因事象を発生させる建屋／土木構築物／機器
・起因事象発生後に事象を緩和させる建屋／土木構築物／機器</td></tr>
<tr><td colspan="3">[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、炉心損傷に至る建屋／土木構築物／機器を追加
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</td></tr>
<tr><td>[対象]：
①原子炉建屋、格納容器等を追加
②追加なし</td><td>[対象]：
①海水取水ライン構造物を追加
②追加なし</td><td>[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</td></tr>
<tr><td rowspan="3">2-2</td><td colspan="3">内部事象ＰＲＡの結果から以下の削除を検討
・起因事象発生後に事象を緩和させる建屋／土木構築物／機器</td></tr>
<tr><td colspan="3">[考え方]：地震が発生した場合に期待できない建屋／土木構築物／機器を削除</td></tr>
<tr><td>[対象]：削除なし</td><td>[対象]：削除なし</td><td>[対象]：タービンバイパス弁等を削除</td></tr>
<tr><td rowspan="3">2-3</td><td colspan="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建屋／土木構築物／機器の検討</td></tr>
<tr><td colspan="3">[考え方]：地震ＰＲＡ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、地震ＰＲＡの実施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</td></tr>
<tr><td>[対象]：追加なし</td><td>[対象]：追加なし</td><td>[対象]：追加なし</td></tr>
</table>

第 3.1.3.2.1.3.2 表　建屋・機器リストとフラジリティデータの例

起因事象/影響緩和系名	届出書に記載する SSC 名	Median (G)	β_R	β_U	HCLPF (G)
原子炉建屋	原子炉建屋(インナーコンクリート)	2.42	0.25	0.15	1.26
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	蒸気発生器（格納容器バイパス）	2.48	0.20	0.19	1.32
Excess LOCA	炉内計装引出管	4.83	0.31	0.31	1.74
大破断 LOCA	制御棒駆動装置	2.82	0.25	0.25	1.26
中破断 LOCA	再生熱交換器	3.12	0.20	0.20	1.64
小破断 LOCA	加圧器（安全弁及び逃がし弁用管台）	2.42	0.09	0.23	1.45
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）	主蒸気系配管	3.86	0.28	0.27	1.59
主給水管破断	主給水系配管	5.23	0.31	0.31	1.89
原子炉建屋補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	5.30	0.09	0.26	3.03
外部電源喪失	外部電源系	0.30	0.25	0.50	0.09
ATWS	制御棒クラスタ	2.69	0.09	0.23	1.61
低圧注入 低圧再循環	余熱除去ポンプ	5.37	0.09	0.26	3.02
蓄圧注入	蓄圧タンク	2.43	0.20	0.20	1.27
高圧注入 高圧再循環	高圧注入ポンプ	11.05	0.09	0.15	7.44
格納容器スプレイ注入 格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイポンプ	5.37	0.09	0.26	3.02
代替再循環	格納容器再循環サンプ水位計（広域）	4.47	0.14	0.23	2.46
2 次系強制冷却	主蒸気逃がし弁	4.57	0.25	0.25	2.05
格納容器内自然対流冷却(CCW) 格納容器内自然対流冷却(SWS)	格納容器再循環ダクト	3.77	0.31	0.31	1.38
原子炉トリップ	原子炉トリップ遮断器盤	3.49	0.23	0.27	1.56
補助給水	タービン動補助給水ポンプ	2.26	0.09	0.15	1.52
加圧器逃がし弁強制開	加圧器逃がし弁	4.57	0.25	0.25	2.05
非常用所内交流電源	メタルクラッドスイッチギア	2.63	0.19	0.21	1.37
空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置 信号処理盤	1.99	0.11	0.17	1.25
恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	9.62	0.09	0.17	6.35
大容量ポンプの確立	原子炉補機冷却水冷却器	2.05	0.09	0.17	1.37
主蒸気隔離	主蒸気隔離弁	3.34	0.14	0.19	1.98
静的水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	4.81	0.09	0.23	2.88

第 3.1.3.2.1.3.3 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 3.1.3.2.1.3.4 表　損傷限界点の現実的な値（地震ＰＲＡ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 3.1.3.2.1.3.6 表　物性値（原子炉建屋）

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断 弾性係数 G (N/mm^2)	減衰定数 h（%）
原子炉格納容器 (PCCV)	コンクリート： Fc=44.1(N/mm^2) (Fc=450kgf/cm^2) 鉄筋：SD40 （SD390 相当）	2.90×10^4	1.21×10^4	3
内部コンクリート (I/C) 原子炉周辺建屋 (E/B)RC 部	コンクリート： Fc=29.4(N/mm^2) (Fc=300kgf/cm^2) 鉄筋：I/C　SD40 （SD390 相当） E/B　SD35 （SD345 相当）	2.43×10^4	1.01×10^4	5
原子炉周辺建屋 (E/B)S 部	鉄骨：SM50 （SM490 相当）	2.05×10^5	7.90×10^4	2
蒸気発生器(S/G)	SQV2A（部材番号 $\boxed{52}$）	1.80×10^5	6.92×10^4	水平：3 鉛直：1
	SQV2B（部材番号 $\boxed{53}$～$\boxed{59}$）	1.85×10^5	7.12×10^4	水平：3 鉛直：1

第 3.1.3.2.1.3.7 表　物性値（制御建屋）

建物・構築物	使用材料	ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断 弾性係数 G (N/mm^2)	減衰 定数 h (%)
制御建屋(C/B) (RC 造)	コンクリート： Fc=29.4(N/mm^2) (Fc=300kgf/cm^2) 鉄筋：SD35 （SD345 相当）	2.43×10^4	1.01×10^4	5

第 3.1.3.2.1.3.8 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 Fc	平均値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13(地震ＰＲＡ学会標準)
	コンクリートの 減衰定数　h	平均値：5% 変動係数：0.25(地震ＰＲＡ学会標準)
	鉄筋の降伏強度 sσy	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 Vs	平均値：設計値 変動係数：0.10(地震ＰＲＡ学会標準)

第 3.1.3.2.1.3.10 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	NS	2.98×10^{9}(kN/m)	3.34×10^{7}(kN･s/m)
	EW	3.07×10^{9}(kN/m)	3.58×10^{7}(kN･s/m)
底面 ロッキングばね K_R	NS	6.61×10^{12}(kN･m/rad)	2.40×10^{10}(kN･m･s/rad)
	EW	4.43×10^{12}(kN･m/rad)	1.26×10^{10}(kN･m･s/rad)

第 3.1.3.2.1.3.12 表　地盤モデルの設定（制御建屋）

項　目	設　定
地盤モデル	3 次元 FEM モデル
地盤の物性値	第 3.1.3.2.1.3.5 表に示す地盤物性値を用いる。

第 3.1.3.2.1.3.13 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	sσy
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 3.1.3.2.1.3.14 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 3.1.3.2.1.3.15 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 (N/mm^2)	平均値：1.4×設計基準強度(32.9) 変動係数：0.13（地震ＰＲＡ学会標準）
地盤の初期せん断剛性 G_0 (N/mm^2) （地盤のせん断波速度 Ｖs (m/s)）	平均値：ＰＳ検層結果に基づき設定(Vs=360m/s) 変動係数：0.1（地震ＰＲＡ学会標準）

第 3.1.3.2.1.3.16 表　解析ケース

解析 ケース	入力レベル	コンクリート強度 Ｆc (N/mm^2)	地盤のせん断波速度 Ｖs (m/s)
1	模擬地震動×１	32.9 （平均値）	360 （平均値）
2	模擬地震動×１	28.6 (−1σ)	360 （平均値）
3	模擬地震動×１	37.2 (+1σ)	360 （平均値）
4	模擬地震動×１	32.9 （平均値）	324 (−1σ)
5	模擬地震動×１	32.9 （平均値）	396 (+1σ)
6	模擬地震動×2	32.9 （平均値）	360 （平均値）
7	模擬地震動×3	32.9 （平均値）	360 （平均値）
8	模擬地震動×4	32.9 （平均値）	360 （平均値）

第 3.1.3.2.1.3.17 表　現実的耐力及び現実的応答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 3.1.3.2.1.3.18 表　建屋応答係数

建屋	方向	係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
格納容器	水平(NS)	中央値	1.45	0.99	1.00	1.44
		β_R	−	0.07	0.00	0.07
		β_U	−	−	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.45	0.99	1.00	1.44
		β_R	−	0.07	0.00	0.07
		β_U	−	−	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.10	0.99	1.03	1.12
		β_R	−	0.07	0.02	0.07
		β_U	−	−	0.15	0.15
原子炉建屋（I/C）	水平(NS)	中央値	1.11	0.99	1.00	1.10
		β_R	−	0.09	0.00	0.09
		β_U	−	−	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	−	0.09	0.00	0.09
		β_U	−	−	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.08	0.99	1.01	1.08
		β_R	−	0.07	0.02	0.07
		β_U	−	−	0.15	0.15
原子炉建屋（E/B）	水平(NS)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	−	0.09	0.00	0.09
		β_U	−	−	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	−	0.09	0.00	0.09
		β_U	−	−	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.08	0.99	1.01	1.08
		β_R	−	0.07	0.02	0.07
		β_U	−	−	0.15	0.15
制御建屋（C/B）	水平(NS)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	−	0.08	1.2E−04	0.08
		β_U	−	−	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	−	0.08	1.3E−04	0.08
		β_U	−	−	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.07	0.99	1.02	1.08
		β_R	−	0.06	0.025	0.07
		β_U	−	−	0.15	0.15

第 3.1.3.2.1.3.19 表　原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果

評価部位	材　料	評価応力	許容値 (N/mm^2)	発生応力 (N/mm^2)	裕　度
胴板	SGV410	1次応力	334	135	2.47
支持脚	SS400	組合せ1次	255	56	4.55
基礎ボルト	SS400	引張応力	160	81	1.98

第 3.1.3.2.1.4.1 表　起因事象の加速度区分別条件付発生確率

起因事象	加速度区分 1 (0.2～0.4G)	加速度区分 2 (0.4～0.8G)	加速度区分 3 (0.8～1.0G)	加速度区分 4 (1.0～1.2G)	加速度区分 5 (1.2～1.5G)	加速度区分 6 (1.5～1.6G)	加速度区分 7 (1.6～1.7G)
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	－	－	－	－	6.6E-03	4.2E-02	6.7E-02
原子炉格納容器損傷	－	－	－	－	－	－	－
原子炉建屋損傷	－	－	－	－	1.4E-02	6.0E-02	9.0E-02
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA	－	－	－	－	5.5E-03	3.8E-02	6.1E-02
大破断 LOCA	－	－	－	－	1.5E-02	6.4E-02	9.6E-02
中破断 LOCA	－	－	－	－	－	－	1.2E-02
小破断 LOCA	－	－	－	－	2.0E-03	4.4E-02	7.7E-02
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）	－	－	－	8.6E-03	6.3E-02	1.9E-01	2.7E-01
主給水管破断	－	－	－	－	1.2E-03	2.0E-02	3.3E-02
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）	4.2E-04	6.4E-04	6.4E-04	6.4E-04	6.4E-04	6.4E-04	6.4E-04
原子炉補機冷却機能の全喪失	－	－	－	－	2.0E-02	1.7E-01	3.0E-01
外部電源喪失	4.0E-01	8.1E-01	9.8E-01	9.9E-01	9.9E-01	1.0E+00	1.0E+00
主給水流量喪失	1.0E+00						

第 3.1.3.2.1.4.2 表　地震ＰＲＡにおける人的過誤の設定方針

<table>
<tr><td colspan="2">加速度区分</td><td>加速度区分１</td><td>加速度区分２</td></tr>
<tr><td colspan="2">診断失敗</td><td>事故時操作所則（第１部）
LOWER BOUND JOINT HEP
事故時操作所則（第２部）
MEDIAN JOINT HEP
事故時操作所則（第３部）
MEDIAN JOINT HEP</td><td>UPPER BOUND
JOINT HEP</td></tr>
<tr><td rowspan="2">操作・読取失敗におけるストレスレベル</td><td>事故後短期の操作</td><td colspan="2">Extremely High</td></tr>
<tr><td>事故後長期の操作</td><td colspan="2">Moderately High</td></tr>
</table>

第 3.1.3.2.1.4.3 表　従属レベルごとの人的過誤確率

<table>
<tr><td colspan="2">従属レベル</td><td>人的過誤確率</td></tr>
<tr><td>LD</td><td>低従属</td><td>5.0E-02</td></tr>
<tr><td>MD</td><td>中従属</td><td>1.5E-01</td></tr>
<tr><td>HD</td><td>高従属</td><td>5.0E-1</td></tr>
<tr><td>CD</td><td>完全従属</td><td>1.0</td></tr>
</table>

第 3.1.3.2.1.4.4 表　地震加速度区分別の地震平均発生頻度

加速度区分	地震平均発生頻度 （／年）
区分１（0.2G～0.4G）	1.2E-03
区分２（0.4G～0.8G）	1.9E-04
区分３（0.8G～1.0G）	9.8E-06
区分４（1.0G～1.2G）	3.3E-06
区分５（1.2G～1.5G）	1.6E-06
区分６（1.5G～1.6G）	2.2E-07
区分７（1.6G～1.7G）	1.5E-07

第 3.1.3.2.1.4.5 表　地震加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分	地震平均発生頻度 （／年）	炉心損傷頻度 （／炉年）	寄与割合
区分１（0.2G～0.4G）	1.2E-03	1.6E-07	25.9%
区分２（0.4G～0.8G）	1.9E-04	5.0E-08	8.4%
区分３（0.8G～1.0G）	9.8E-06	2.3E-09	0.4%
区分４（1.0G～1.2G）	3.3E-06	4.4E-09	0.7%
区分５（1.2G～1.5G）	1.6E-06	1.1E-07	18.9%
区分６（1.5G～1.6G）	2.2E-07	1.2E-07	20.2%
区分７（1.6G～1.7G）	1.5E-07	1.5E-07	25.4%
合計		6.0E-07	100.0%

第 3.1.3.2.1.4.6 表　事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度 （／炉年）	割合
２次冷却系からの除熱機能喪失	1.7E-07	28.3%
全交流動力電源喪失	2.3E-07	38.1%
原子炉補機冷却機能喪失	5.2E-08	8.6%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.2E-10	0.1%
原子炉停止機能喪失	6.0E-09	1.0%
ＥＣＣＳ注水機能喪失	6.5E-08	10.7%
ＥＣＣＳ再循環機能喪失	3.1E-09	0.5%
原子炉建屋損傷	4.7E-08	7.8%
原子炉格納容器損傷	ε	＜0.1%
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	3.0E-08	4.9%
合計	6.0E-07	100.0%

ε ：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.4.8 表　プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 （／炉年）	割合
AED	4.4E-08	7.3%
AEW	3.8E-09	0.6%
AEI	1.5E-08	2.4%
ALC	ε	＜0.1%
SED	5.8E-08	9.6%
SEW	3.2E-12	＜0.1%
SEI	3.0E-10	＜0.1%
SLW	3.8E-08	6.2%
SLI	ε	＜0.1%
SLC	7.4E-09	1.2%
TED	2.9E-07	47.4%
TEW	7.2E-09	1.2%
TEI	6.9E-08	11.4%
G	3.0E-08	4.9%
B	4.7E-08	7.8%
合計	6.0E-07	100.0%

ε ：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.4.10 表　炉心損傷頻度の不確実さ解析結果

加速度区分	炉心損傷頻度（／炉年）				エラーファクタ
	5%値	50%値	95%値	平均値	
区分１（0.2G～0.4G）	8.1E-09	5.5E-08	3.8E-07	1.3E-07	6.8E+00
区分２（0.4G～0.8G）	4.8E-09	2.1E-08	1.1E-07	3.9E-08	4.8E+00
区分３（0.8G～1.0G）	5.2E-11	8.6E-10	5.5E-09	1.8E-09	1.0E+01
区分４（1.0G～1.2G）	5.6E-12	8.6E-10	1.8E-08	4.2E-09	5.7E+01
区分５（1.2G～1.5G）	3.9E-12	4.3E-08	7.1E-07	1.5E-07	4.3E+02
区分６（1.5G～1.6G）	1.4E-14	2.0E-08	8.1E-07	1.2E-07	7.5E+03
区分７（1.6G～1.7G）	9.0E-15	1.2E-08	1.2E-06	1.3E-07	1.1E+04
合計	2.1E-08	2.0E-07	2.9E-06	5.7E-07	1.2E+01

第 3.1.3.2.1.4.12 表　炉心損傷頻度の感度解析結果
（ＳＡ対策に係る感度解析）

加速度区分	①炉心損傷頻度 （／炉年） （ＳＡ対策設備無し）		②炉心損傷頻度 （／炉年） （ＳＡ対策設備有り）		ＣＤＦ比 ②／①
区分１（0.2G～0.4G）	9.2E-07	53.1%	1.6E-07	25.9%	0.17
区分２（0.4G～0.8G）	2.2E-07	12.9%	5.0E-08	8.4%	0.22
区分３（0.8G～1.0G）	1.1E-08	0.7%	2.3E-09	0.4%	0.20
区分４（1.0G～1.2G）	3.2E-08	1.9%	4.4E-09	0.7%	0.14
区分５（1.2G～1.5G）	2.4E-07	13.9%	1.1E-07	18.9%	0.47
区分６（1.5G～1.6G）	1.5E-07	8.8%	1.2E-07	20.2%	0.80
区分７（1.6G～1.7G）	1.5E-07	8.8%	1.5E-07	25.4%	1.00
合計	1.7E-06	100.0%	6.0E-07	100.0%	0.35

第 3.1.3.2.1.5.1 表　格納容器機能喪失モードの整理

<table>
<tr><th>項目</th><th>放出</th><th colspan="2">原子炉格納容器の状態</th><th>格納容器機能喪失モード</th><th>記号</th><th>概要</th></tr>
<tr><td rowspan="17">格納容器機能喪失モード分類</td><td>漏えい</td><td colspan="2">格納容器健全</td><td>格納容器健全</td><td>ϕ</td><td>原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束</td></tr>
<tr><td rowspan="11">早期放出</td><td colspan="2" rowspan="2">格納容器バイパス</td><td>蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）(注1)</td><td rowspan="2">g</td><td>地震により蒸気発生器伝熱管が複数本破損することによる格納容器バイパス</td></tr>
<tr><td>温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(注1)</td><td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス</td></tr>
<tr><td colspan="2">格納容器隔離失敗</td><td>格納容器隔離失敗</td><td>β</td><td>事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗</td></tr>
<tr><td rowspan="13">格納容器破損</td><td rowspan="2">炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失</td><td>原子炉格納容器損傷（ライナー部以外）(注2)</td><td rowspan="2">χ</td><td>地震による原子炉格納容器損傷（ライナー部以外）</td></tr>
<tr><td>原子炉建屋損傷(注2)</td><td>地震による原子炉建屋損傷に伴う格納容器機能喪失</td></tr>
<tr><td rowspan="6">早期格納容器破損</td><td>原子炉容器内水蒸気爆発</td><td>α</td><td>原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損</td></tr>
<tr><td>水素燃焼（原子炉容器破損前）</td><td>γ</td><td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損前）によって原子炉格納容器が破損</td></tr>
<tr><td>水素燃焼（原子炉容器破損直後）</td><td>γ'</td><td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって原子炉格納容器が破損</td></tr>
<tr><td>原子炉容器外水蒸気爆発</td><td>η</td><td>格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損</td></tr>
<tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>σ</td><td>格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損</td></tr>
<tr><td>格納容器直接接触</td><td>μ</td><td>原子炉格納容器の構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損</td></tr>
<tr><td rowspan="5">後期放出</td><td rowspan="5">後期格納容器破損</td><td>水素燃焼（原子炉容器破損後長期）</td><td>γ''</td><td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長期）によって原子炉格納容器が破損</td></tr>
<tr><td>ベースマット溶融貫通</td><td>ε</td><td>溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通</td></tr>
<tr><td>格納容器過温破損</td><td>τ</td><td>原子炉格納容器の貫通部が過温で破損</td></tr>
<tr><td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損</td><td>δ</td><td>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損</td></tr>
<tr><td>水蒸気蓄積による格納容器先行破損</td><td>θ</td><td>水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損</td></tr>
</table>

(注 1) g モードには「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」と「温度誘因蒸気発生器伝熱管破損が含まれるが。 g モードの名称は「蒸気発生器伝熱管破損」とする。

(注 2) χ モードには「原子炉格納容器損傷（ライナー部以外）」と「原子炉建屋損傷」が含まれるが、χ モードの名称は「炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失」とする。

第 3.1.3.2.1.5.2 表　シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心損傷	－	格納容器機能喪失の可能性
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	・プラント損傷状態で定義される蒸気発生器伝熱管破損	gモードによる格納容器機能喪失
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	・プラント損傷状態で定義される炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	χモードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・プラント損傷状態で定義される格納容器先行破損	θモードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・１次系高圧（高温側配管、サージライン破損）	１次系減圧
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損	・１次系高圧（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損）	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・１次系低圧	αモードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・水素濃度4vol％上方、6vol％側方、8vol％下方伝播 ・水蒸気濃度55vol％以下	γ、γ’、γ’’モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高圧	溶融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出
原子炉下部キャビティ内水量	・燃料取替用水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・原子炉容器破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	ηモードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σモードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器機能喪失の可能性
溶融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に溶融炉心落下	溶融炉心・コンクリート相互作用の継続
ベースマット溶融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の溶融炉心冷却に失敗	εモードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・原子炉容器破損 ・格納容器内への注水なし	τモードによる格納容器機能喪失
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ、θモードによる格納容器機能喪失

第 3.1.3.2.1.5.3 表　地震出力時レベル２ＰＲＡでモデル化する緩和手段

内的事象出力時レベル２ＰＲＡで期待する緩和手段		地震事象出力時レベル２ＰＲＡでのモデル化	備考
緩和手段	緩和設備		
格納容器隔離	格納容器隔離弁	○	耐震性あり
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	○	同上
	中央制御室非常用循環系（外気との隔離に係るバウンダリのみ）	○	同上
１次系強制減圧	加圧器逃がし弁（制御用空気系使用）	○	同上
	加圧器逃がし弁（窒素ボンベ使用）	○	同上
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	○	同上
格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り）	格納容器スプレイポンプ（中央制御室における手動起動）	○	同上
	恒設代替低圧注水ポンプ	○	同上
格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット（原子炉補機冷却水通水）	○	同上
格納容器内注水（格納容器内液相部への蓄熱）	可搬式代替低圧注水ポンプ	○	同上
格納容器内自然対流冷却（海水通水）	格納容器再循環ユニット（海水通水）	○	同上
水素濃度制御	原子炉格納容器水素燃料装置	○	同上
	静的触媒式水素再結合装置（PAR）	○	同上
電源の確保	外部電源の回復	×	地震により外部電源が喪失した場合の回復操作には期待しない。
	空冷式非常用発電装置	○	耐震性あり

第 3.1.3.2.1.5.5 表　プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

プラント損傷状態	区分 1	区分 2	区分 3	区分 4	区分 5	区分 6	区分 7	区分 7 まで合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	1.2G～1.5G	1.5G～1.6G	1.6G～1.7G	0.2G～1.7G
AED	ε	ε	ε	ε	2.0E-09	1.0E-08	2.4E-08	3.6E-08
AEW	ε	ε	ε	ε	1.1E-10	5.3E-10	5.4E-10	1.2E-09
AEI	2.7E-12	ε	ε	ε	1.2E-09	1.1E-09	9.3E-10	3.3E-09
ALC	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SED	9.8E-09	2.9E-09	7.8E-11	9.7E-11	4.9E-09	8.9E-09	1.3E-08	4.0E-08
SEW	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SEI	1.2E-10	2.3E-11	ε	ε	4.1E-12	2.8E-11	1.7E-11	2.0E-10
SLW	2.1E-08	3.0E-09	1.3E-10	3.7E-11	2.6E-09	2.3E-09	1.3E-09	3.0E-08
SLI	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SLC	5.0E-09	1.5E-09	7.2E-11	1.8E-11	4.4E-10	2.5E-10	9.4E-11	7.4E-09
TED	5.7E-08	2.0E-08	7.9E-10	2.1E-10	3.7E-08	5.2E-08	6.9E-08	2.4E-07
TEW	4.8E-09	4.9E-10	8.4E-12	3.4E-12	7.8E-10	3.1E-10	1.4E-10	6.5E-09
TEI	1.4E-08	9.1E-09	3.2E-10	2.6E-09	8.9E-09	1.7E-09	6.3E-10	3.7E-08
G	ε	ε	ε	ε	1.0E-08	9.1E-09	1.0E-08	3.0E-08
B	ε	ε	ε	ε	2.2E-08	1.3E-08	1.3E-08	4.7E-08
合計	1.1E-07	3.7E-08	1.4E-09	2.9E-09	9.0E-08	9.8E-08	1.3E-07	4.8E-07

ε ：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.5.6 表　格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	区分 1	区分 2	区分 3	区分 4	区分 5	区分 6	区分 7	区分 7 まで合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	1.2G～1.5G	1.5G～1.6G	1.6G～1.7G	0.2G～1.7G
α（原子炉容器内水蒸気爆発）	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
β（格納容器隔離失敗）	2.4E-08	1.1E-08	4.4E-10	1.6E-09	1.8E-08	3.8E-08	6.8E-08	1.6E-07
γ（水素燃焼（原子炉容器破損前））	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
γ’（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	3.2E-11	4.9E-12	ε	2.2E-12	6.4E-12	ε	ε	4.6E-11
γ”（水素燃焼（原子炉容器破損後長期））	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	5.1E-08	1.4E-08	4.1E-10	1.1E-09	2.4E-08	1.9E-08	1.5E-08	1.2E-07
ε（ベースマット溶融貫通）	2.4E-09	7.1E-10	3.0E-11	6.7E-12	1.2E-09	1.6E-09	2.1E-09	8.0E-09
θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	5.0E-09	1.5E-09	7.2E-11	1.8E-11	4.4E-10	2.5E-10	9.4E-11	7.4E-09
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	1.0E-11	ε	ε	ε	1.9E-11	7.1E-12	2.5E-12	3.8E-11
σ（格納容器雰囲気直接加熱）注	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
g（蒸気発生器伝熱管破損）	2.8E-10	8.5E-11	ε	2.6E-11	1.1E-08	9.3E-09	1.0E-08	3.1E-08
τ（格納容器過温破損）	3.0E-08	9.4E-09	4.5E-10	1.3E-10	1.3E-08	1.8E-08	2.5E-08	9.6E-08
μ（格納容器直接接触）	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
χ（炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失）	ε	ε	ε	ε	2.2E-08	1.3E-08	1.3E-08	4.7E-08
合計	1.1E-07	3.7E-08	1.4E-09	2.9E-09	9.0E-08	9.8E-08	1.3E-07	4.8E-07

格納容器機能喪失頻度の値としての ε ：カットオフより小さい値

注： σ モードについては、分解イベントツリー評価の結果、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の確率は 0 である

第 3.1.3.2.1.5.8 表　放出カテゴリ別の格納容器機能喪失頻度

格納容器の状態		分類	放出カテゴリ記号	発生頻度（／炉年）	割合
格納容器機能喪失	格納容器バイパス	内的	F1	9.3E-10	0.2%
		外的	F2	3.0E-08	5.2%
	格納容器破損	エナジェティック	F3A	8.4E-11	＜0.1%
		先行破損	F3B	7.4E-09	1.3%
		その他	F3C	2.3E-07	40.1%
		外的	F4	4.7E-08	8.2%
	隔離失敗	―	F5	1.6E-07	28.2%
健全（設計漏えい）		―	F6	9.6E-08	16.8%

第 3.1.3.2.1.5.9 表　格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
（加速度区分別）

加速度区分	格納容器機能喪失頻度（／炉年）				エラーファクタ
	5%値	50%値	95%値	平均値	
区分 1（0.2G～0.4G）	5.8E-09	3.7E-08	2.7E-07	8.4E-08	6.8E+00
区分 2（0.4G～0.8G）	2.5E-09	1.1E-08	6.1E-08	2.1E-08	4.9E+00
区分 3（0.8G～1.0G）	2.2E-11	3.5E-10	2.6E-09	8.3E-10	1.1E+01
区分 4（1.0G～1.2G）	2.6E-12	4.2E-10	9.2E-09	2.2E-09	5.9E+01
区分 5（1.2G～1.5G）	2.7E-12	2.9E-08	5.0E-07	1.1E-07	4.3E+02
区分 6（1.5G～1.6G）	1.0E-14	1.5E-08	6.0E-07	9.3E-08	7.6E+03
区分 7（1.6G～1.7G）	7.0E-15	1.2E-08	1.0E-06	1.2E-07	1.2E+04
合計	1.4E-08	1.4E-07	2.3E-06	4.3E-07	1.3E+01

第 3.1.3.2.1.5.10 表　格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
（格納容器機能喪失モード別）

格納容器機能喪失モード	格納容器機能喪失頻度（／炉年）				エラーファクタ
	5%値	50%値	95%値	平均値	
α（原子炉容器内水蒸気爆発）	-	-	-	-	-
β（格納容器隔離失敗）	2.8E-09	3.8E-08	8.6E-07	1.6E-07	1.7E+01
γ（水素燃焼（原子炉容器破損前））	-	-	-	-	-
γ’（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	2.0E-13	5.3E-12	1.0E-10	3.1E-11	2.2E+01
γ”（水素燃焼（原子炉容器破損後長期））	-	-	-	-	-
δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	5.1E-09	3.7E-08	3.4E-07	9.2E-08	8.2E+00
ε（ベースマット溶融貫通）	9.0E-11	1.8E-09	3.4E-08	7.3E-09	1.9E+01
θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	2.2E-11	5.2E-10	9.3E-09	3.2E-09	2.0E+01
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	5.2E-13	8.3E-12	1.3E-10	3.4E-11	1.6E+01
σ（格納容器雰囲気直接加熱）	-	-	-	-	-
g（蒸気発生器伝熱管破損）	1.2E-11	1.3E-09	1.3E-07	3.3E-08	1.1E+02
τ（格納容器過温破損）	1.2E-09	2.1E-08	4.0E-07	8.7E-08	1.8E+01
μ（格納容器直接接触）	-	-	-	-	-
χ（炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失）	6.5E-13	6.1E-09	2.7E-07	5.5E-08	6.4E+02
合計	1.4E-08	1.4E-07	2.3E-06	4.3E-07	1.3E+01

第 3.1.3.2.1.5.11 表　格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
（放出カテゴリ別）

放出 カテゴリ	格納容器機能喪失頻度（／炉年）				エラー ファクタ
	5%値	50%値	95%値	平均値	
F1	8.5E-12	1.6E-10	3.2E-09	7.4E-10	1.9E+01
F2	8.5E-15	7.8E-10	1.3E-07	3.2E-08	3.9E+03
F3A	1.7E-12	1.8E-11	2.4E-10	6.6E-11	1.2E+01
F3B	2.2E-11	5.2E-10	9.3E-09	3.2E-09	2.0E+01
F3C	7.6E-09	6.6E-08	8.2E-07	1.9E-07	1.0E+01
F4	6.5E-13	6.1E-09	2.7E-07	5.5E-08	6.4E+02
F5	2.8E-09	3.8E-08	8.6E-07	1.6E-07	1.7E+01
F6	2.5E-09	2.4E-08	2.7E-07	6.9E-08	1.0E+01

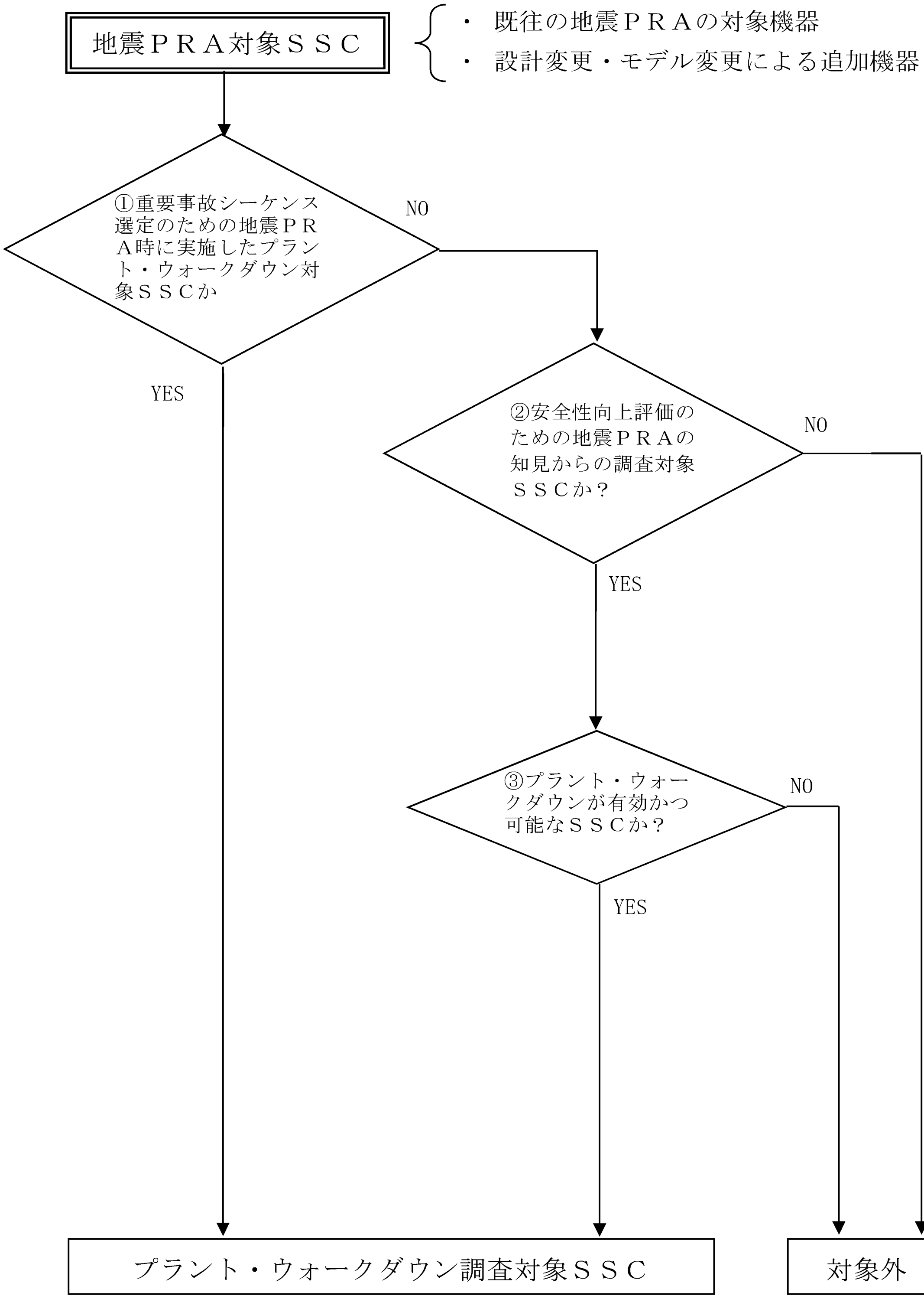
第 3.1.3.2.1.5.13 表　格納容器機能喪失頻度の感度解析結果
（ＳＡ対策に係る感度解析）

格納容器機能喪失モード	①安全性向上評価（SA 対策なし）		②安全性向上評価（SA 対策あり）		格納容器機能喪失頻度比（②／①）
	格納容器機能喪失頻度（／炉年）	割合	格納容器機能喪失頻度（／炉年）	割合	
α（原子炉容器内水蒸気爆発）	5.3E-11	＜0.1%	ε	＜0.1%	－
β（格納容器隔離失敗）	3.4E-07	19.4%	1.6E-07	33.9%	0.48
γ（水素燃焼（原子炉容器破損前））	ε	＜0.1%	ε	＜0.1%	－
γ'（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	4.6E-09	0.3%	4.6E-11	＜0.1%	0.01
γ”（水素燃焼（原子炉容器破損後長期））	ε	＜0.1%	ε	＜0.1%	－
δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	9.3E-07	53.4%	1.2E-07	26.1%	0.13
ε（ベースマット溶融貫通）	3.0E-08	1.7%	8.0E-09	1.7%	0.27
θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	1.7E-09	＜0.1%	7.4E-09	1.6%	4.48
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	5.2E-10	＜0.1%	3.8E-11	＜0.1%	0.07
σ（格納容器雰囲気直接加熱）	0.0E+00	0.0%	0.0E+00	0.0%	－
g（蒸気発生器伝熱管破損）	3.8E-08	2.2%	3.1E-08	6.4%	0.80
τ（格納容器過温破損）	3.5E-07	20.2%	9.6E-08	20.3%	0.27
μ（格納容器直接接触）	1.5E-11	＜0.1%	ε	＜0.1%	－
χ（炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失）	4.7E-08	2.7%	4.7E-08	9.9%	1.00
合計	1.7E-06	100.0%	4.8E-07	100.0%	0.27

格納容器機能喪失頻度の値としてのε：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.6.1 表　放出カテゴリごとのＣｓ-１３７放出量評価結果

格納容器の状態		分類	放出カテゴリ記号	発生頻度(／炉年)	Cs-137放出量(TBq)
格納容器機能喪失	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	F1	9.3E-10	>100
		蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	F2	3.0E-08	>100
	格納容器破損	エナジェティック	F3A	8.4E-11	>100
		先行破損	F3B	7.4E-09	>100
		その他	F3C	2.3E-07	>100
		地震による格納容器先行機能喪失	F4	4.7E-08	>100
	隔離失敗	－	F5	1.6E-07	>100
健全（設計漏えい）		－	F6	9.6E-08	約 1.6



第 3.1.3.2.1.1.1 図　プラント・ウォークダウン調査ＳＳＣの選定フロー

大飯発電所 ３号機 地震ＰＲＡプラント・ウォークダウンチェックシート

ＳＳＣ名　：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

機器番号　：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

耐震クラス：＿＿＿＿＿＿設置建屋：＿＿＿＿＿＿＿＿設置高さ：＿＿＿＿＿＿

形状　　　：＿＿＿＿＿＿支持タイプ：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

［チェック対象項目］	要	否
Ａ）耐震安全性の確認	□	□
Ｂ）地震後のアクセス性及び現場操作の確認	□	□
Ｃ）地震ＰＲＡで特別に考慮するモデル化の前提条件	□	□

総合評価

実施日：＿＿＿年　月　日

実施者：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

第 3.1.3.2.1.1.2 図　プラント・ウォークダウンチェックシート（１／３）

ＳＳＣ名：

Ａ）耐震安全性の確認

対象ＳＳＣ本体の評価

	Ｙ	Ｎ	Ｕ	Ｎ／Ａ
１．対象ＳＳＣの図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い	□	□	□	□
２．対象ＳＳＣと支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	□	□	□	□
３．配管接合部と図面に外見上の相違点は無い	□	□	□	□
４．配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	□	□	□	□

アンカーボルト・基礎溶接部評価

	Ｙ	Ｎ	Ｕ	Ｎ／Ａ
１．図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い	□	□	□	□
２．周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	□	□	□	□
３．締め付け強度は適切に管理されている（ゆるみ止め対策がされているか等）	□	□	□	□

二次的影響について

	Ｙ	Ｎ	Ｕ	Ｎ／Ａ
１．周辺の耐震クラスが低いＳＳＣ等の倒壊・落下により被害を受けない	□	□	□	□
２．倒壊により被害を与えうる周辺のＳＳＣの耐震性は問題ない（対象ＳＳＣ本体の評価に準じた評価）	□	□	□	□
３．周辺に固縛されていない重量物は無い	□	□	□	□
４．周辺ＳＳＣの損傷時、周辺ＳＳＣの保有水による影響は無い	□	□	□	□
５．周辺に仮置の火災源は無い	□	□	□	□
６．ＳＳＣに接続されているケーブルは地震による損傷を受けない	□	□	□	□

二次的影響についての気づき事項を記載

（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

第 3.1.3.2.1.1.2 図　プラント・ウォークダウンチェックシート（２／３）

ＳＳＣ名：

Ｂ）地震後のアクセス性及び現場操作の確認

	Y	N	U	N／A
１．対象ＳＳＣの識別が可能である	□	□	□	□
２．周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けない	□	□	□	□
３．可動部分のある器具は存在しない	□	□	□	□
４．周辺斜面のすべりによる土砂の流れ込みや近傍の設備の倒壊によりアクセスルート及びＳＳＣ搬入路が塞がれる可能性はない	□	□	□	□
５．現場での操作が可能である	□	□	□	□
６．操作のための場所が確保できる	□	□	□	□
７．ＳＳＣの作動状態が確認できる	□	□	□	□

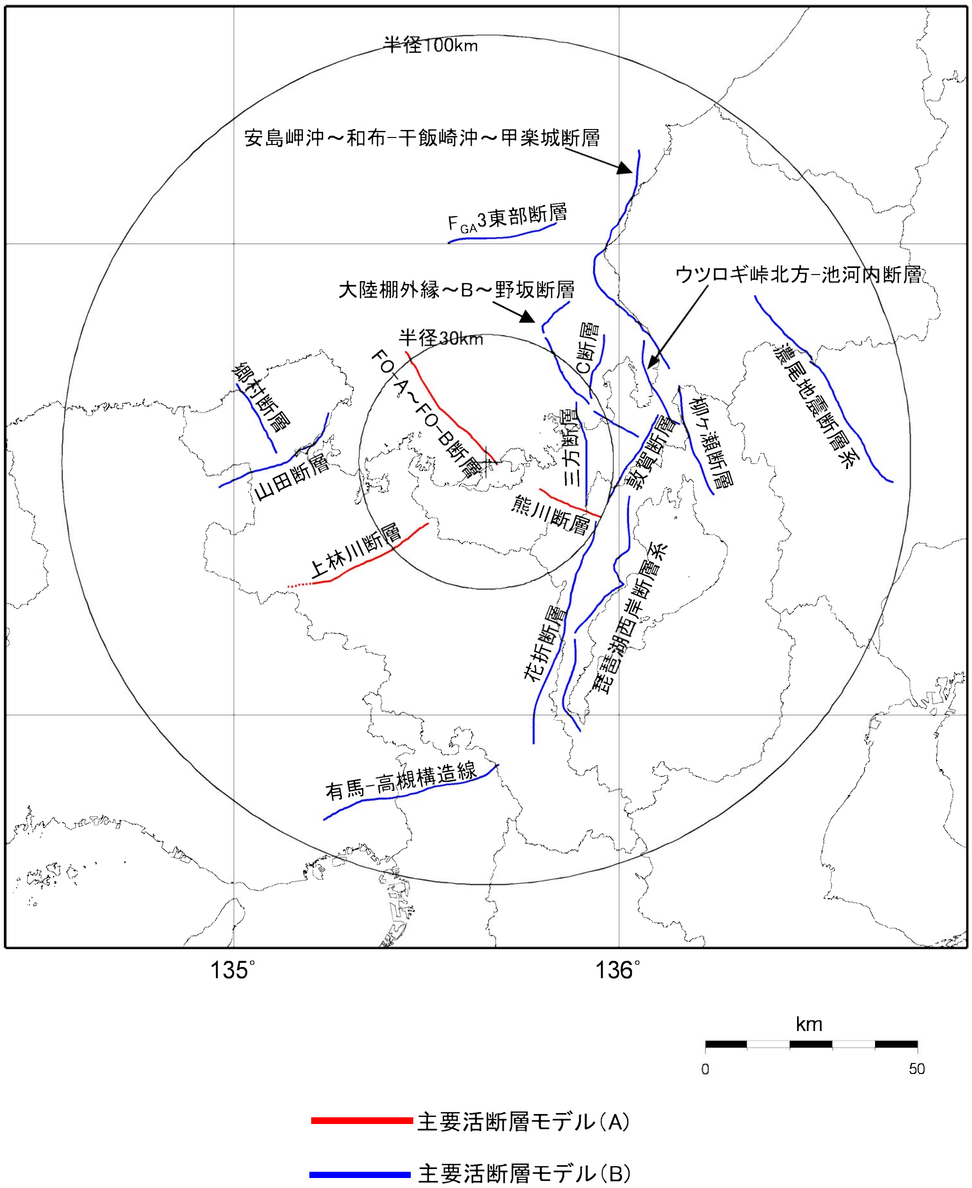
Ｃ）地震ＰＲＡで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N／A
１．モデル化の前提条件が適切である	□	□	□	□

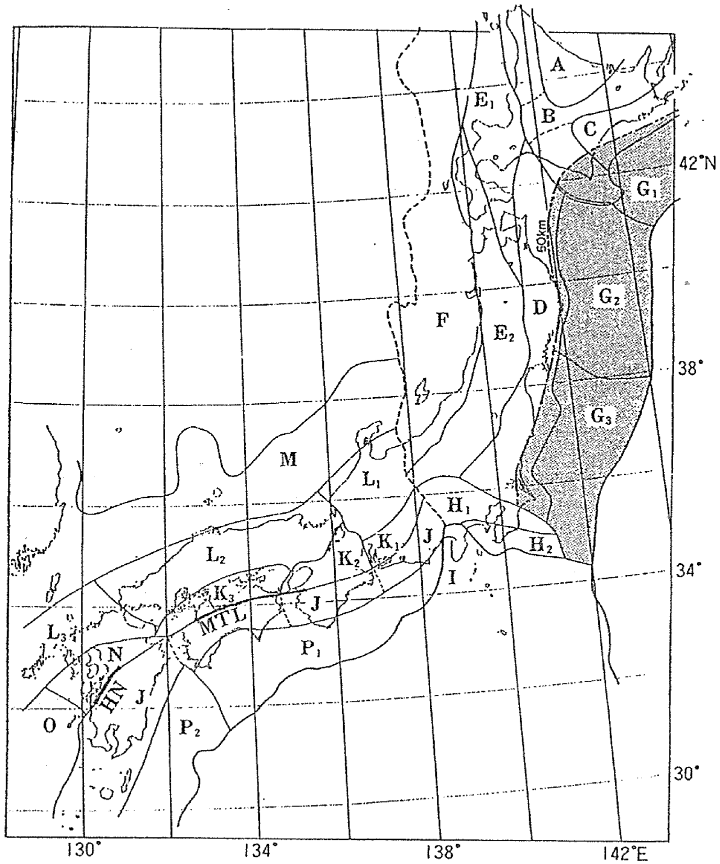
地震ＰＲＡで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件：
確認結果：

（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

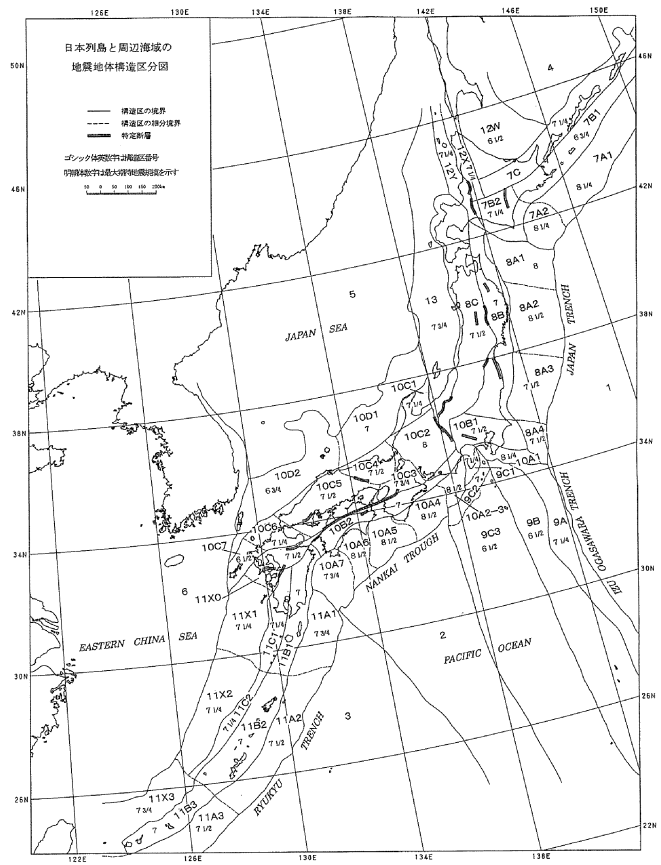
第 3.1.3.2.1.1.2 図　プラント・ウォークダウンチェックシート（３／３）



第 3.1.3.2.1.2.1 図　敷地周辺の主な活断層

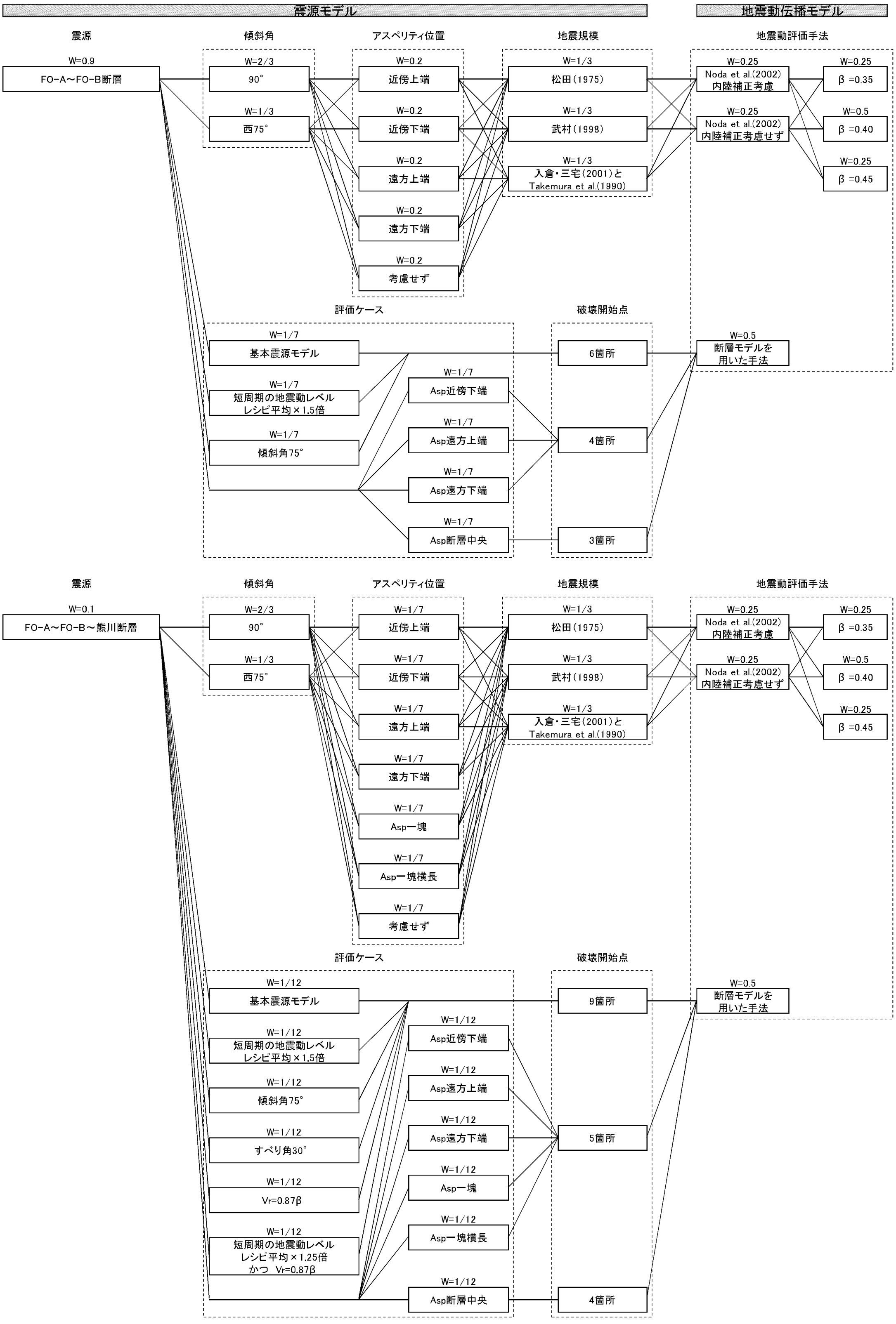


萩原(1991)による地震地体構造区分図
対象領域：K2、L1、L2、M



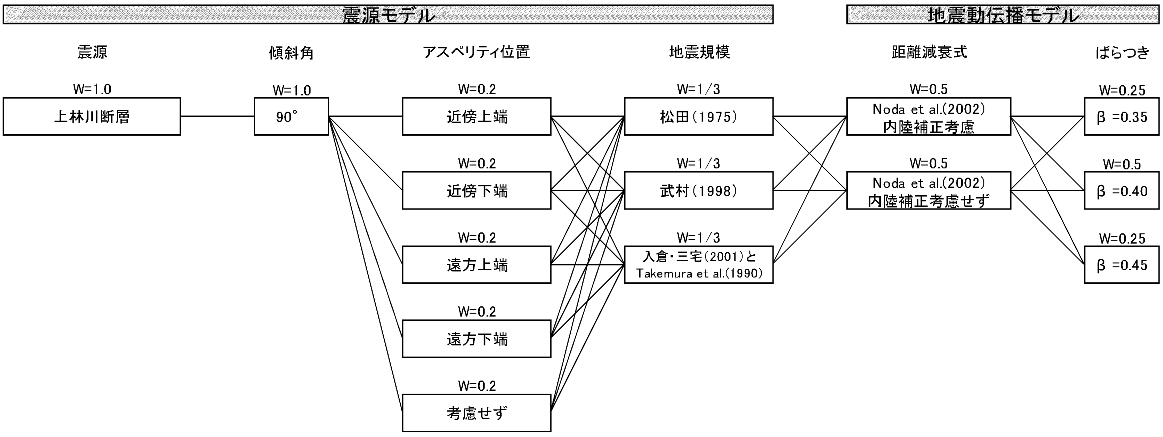
垣見ほか(2003)による地震地体構造区分図
対象領域：10C2、10C3、10C4、10D1

第 3.1.3.2.1.2.2 図　萩原(1991)及び垣見ほか(2003)による領域区分



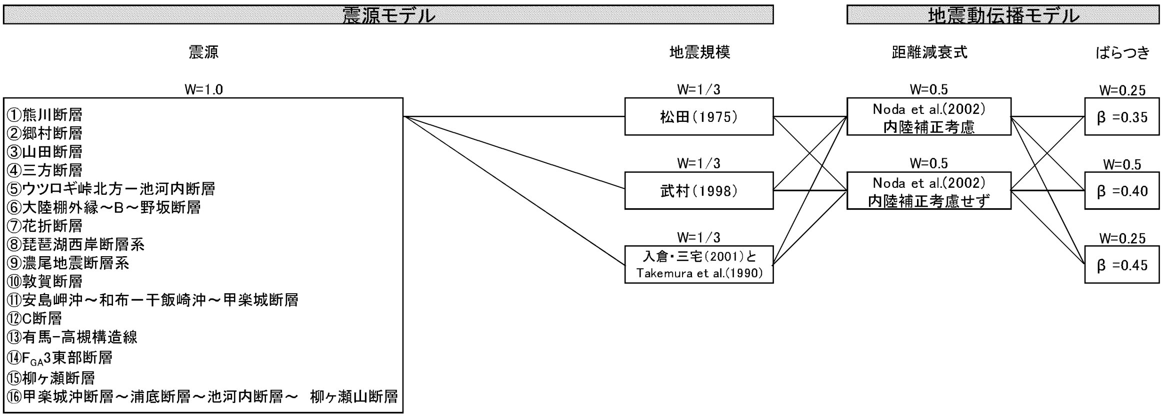
(a) ＦＯ－Ａ～ＦＯ－Ｂ～熊川断層

第 3.1.3.2.1.2.3 図(1)　主要活断層モデル(A)のロジックツリー

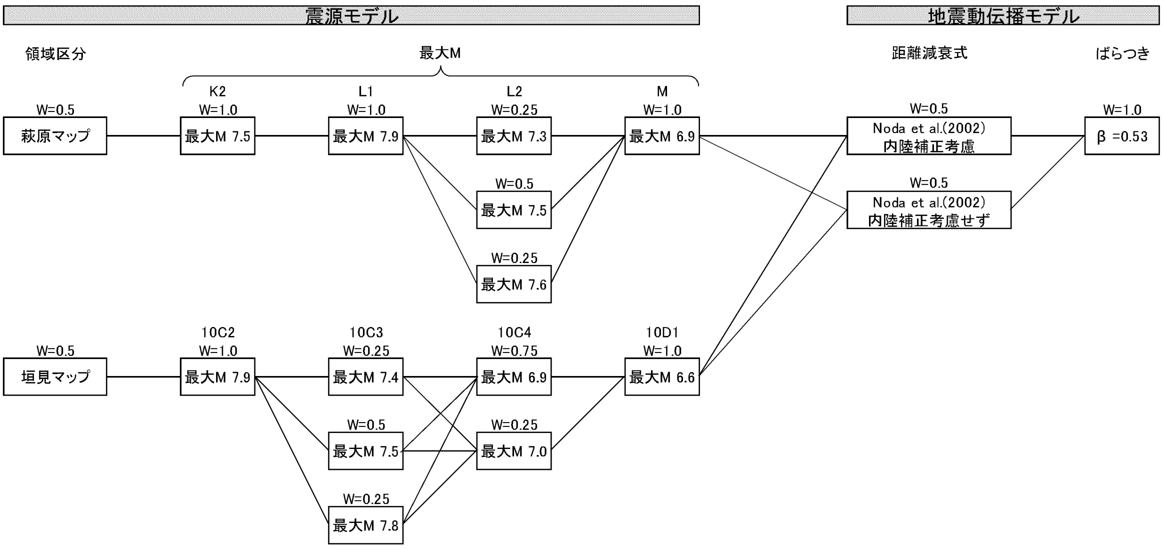


(b) 上林川断層

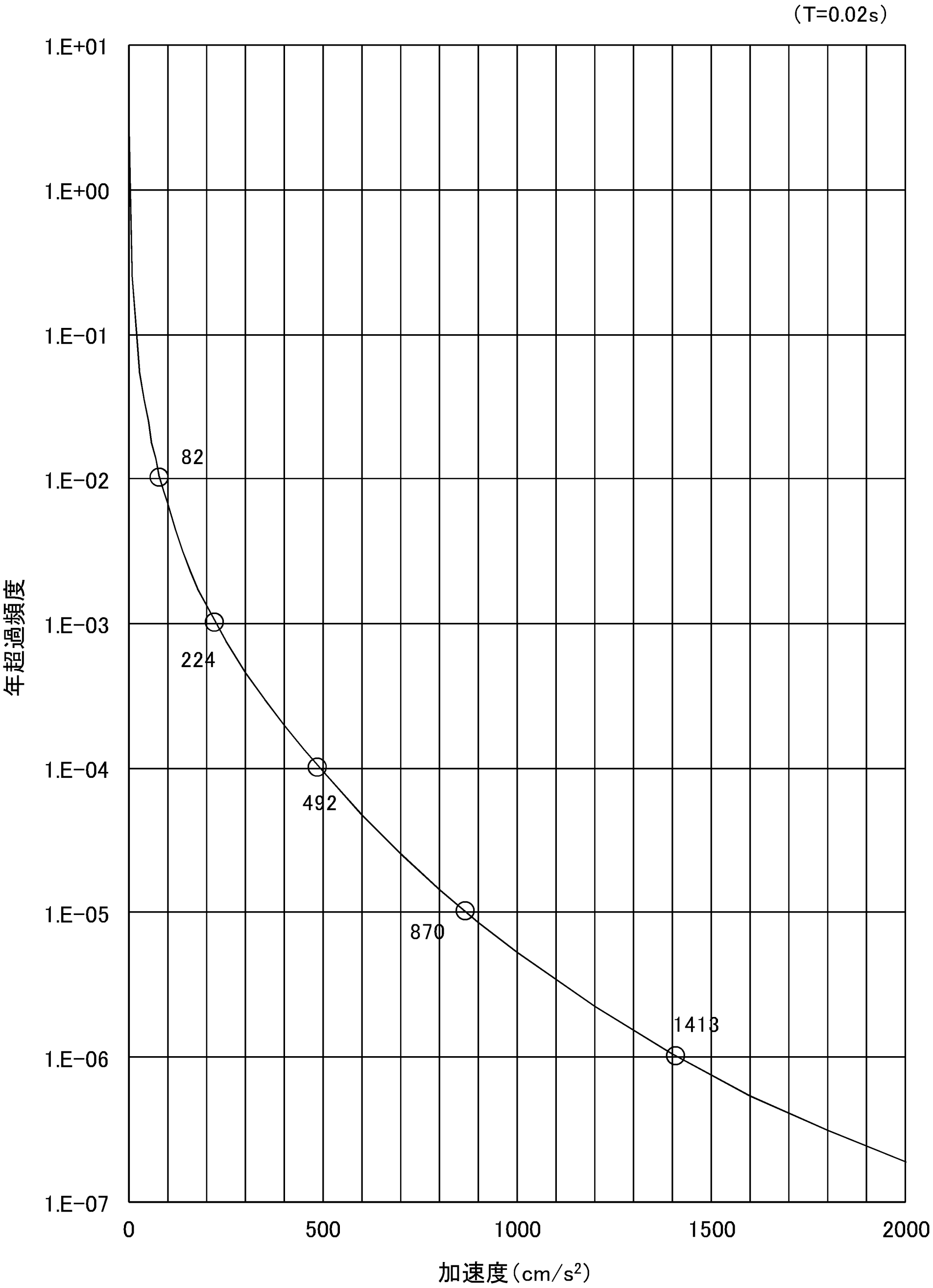
第 3.1.3.2.1.2.3 図(2)　主要活断層モデル(A)のロジックツリー



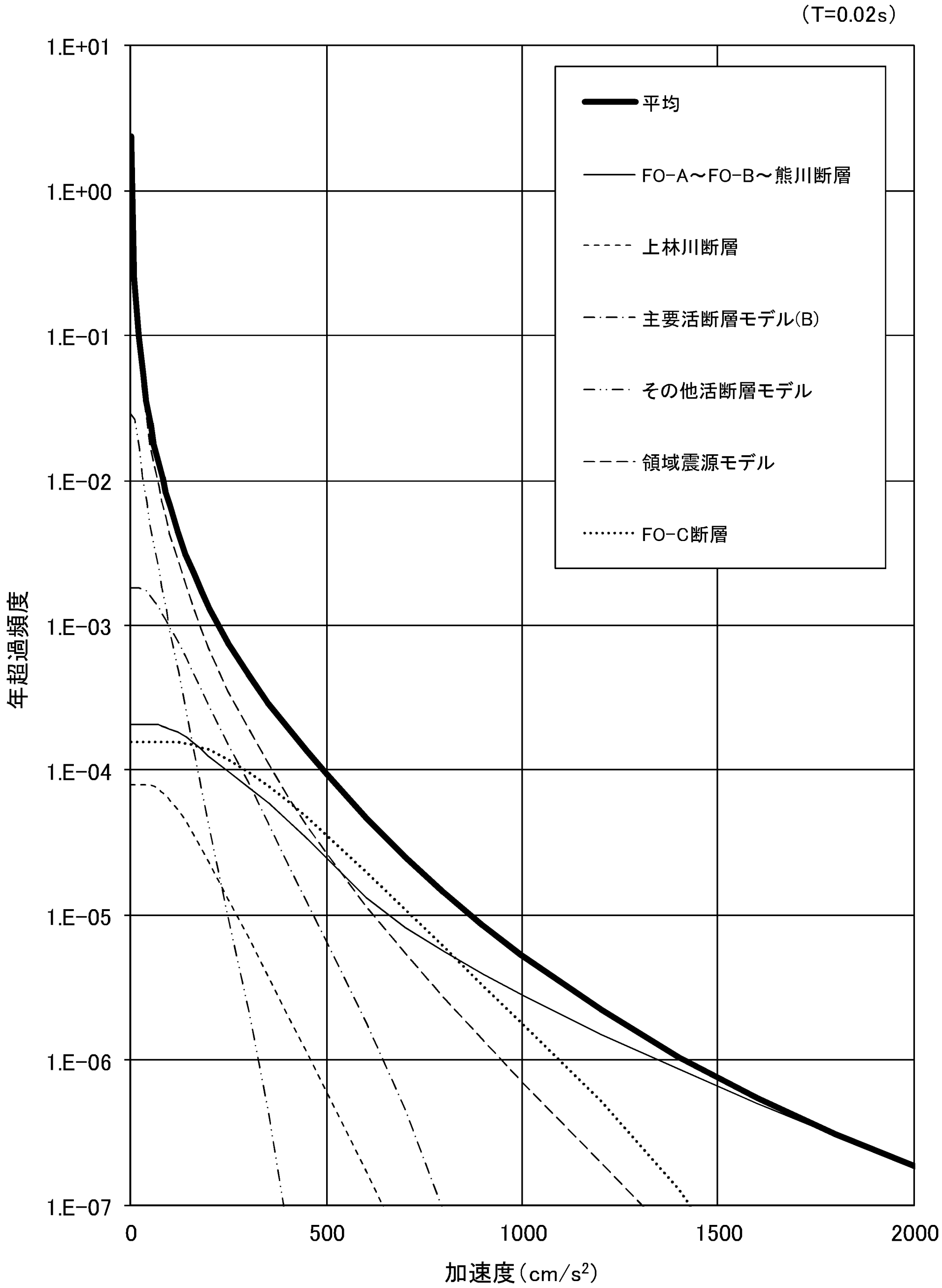
第 3.1.3.2.1.2.4 図　主要活断層モデル(B)のロジックツリー



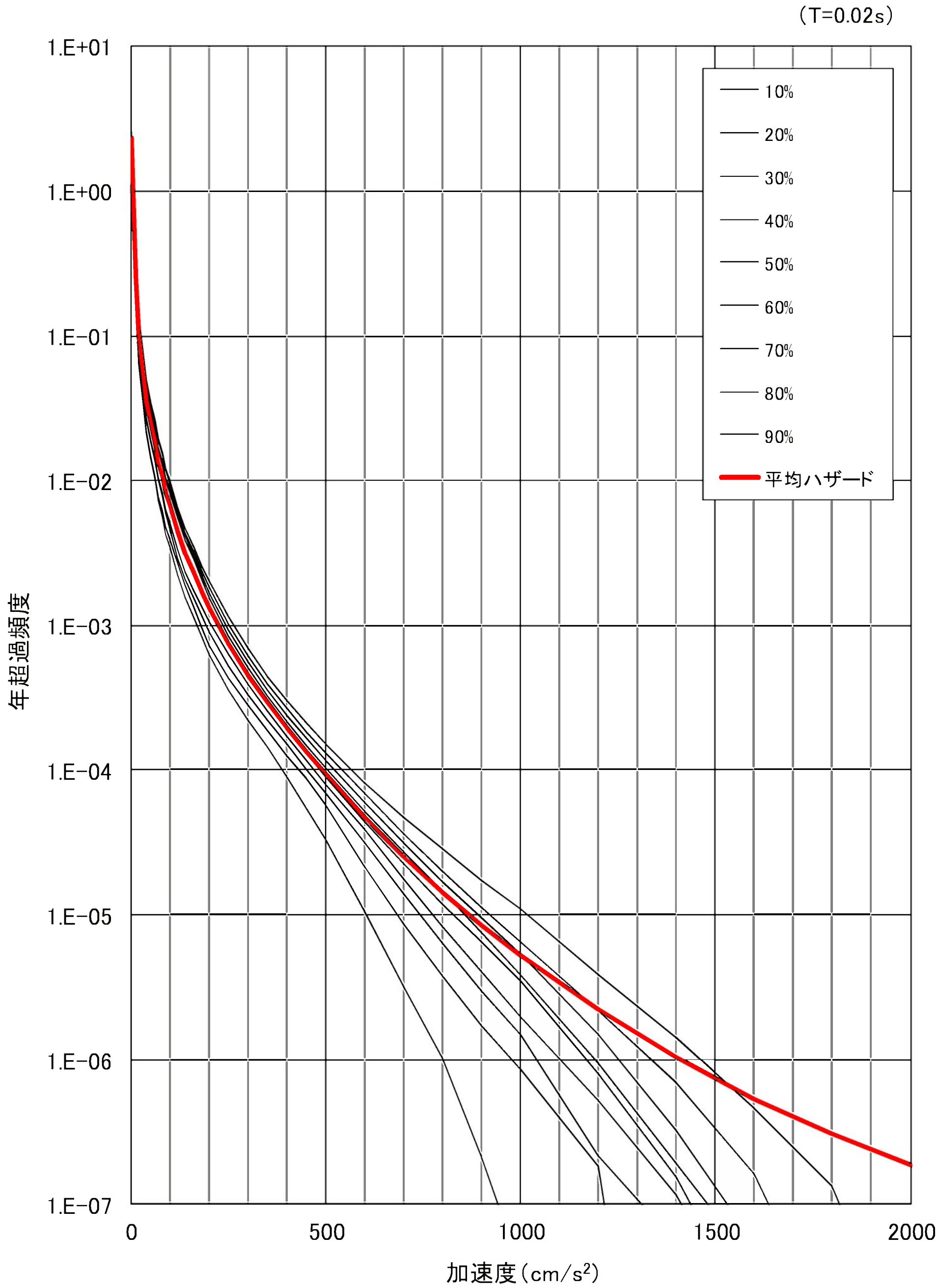
第 3.1.3.2.1.2.5 図　領域震源モデルのロジックツリー



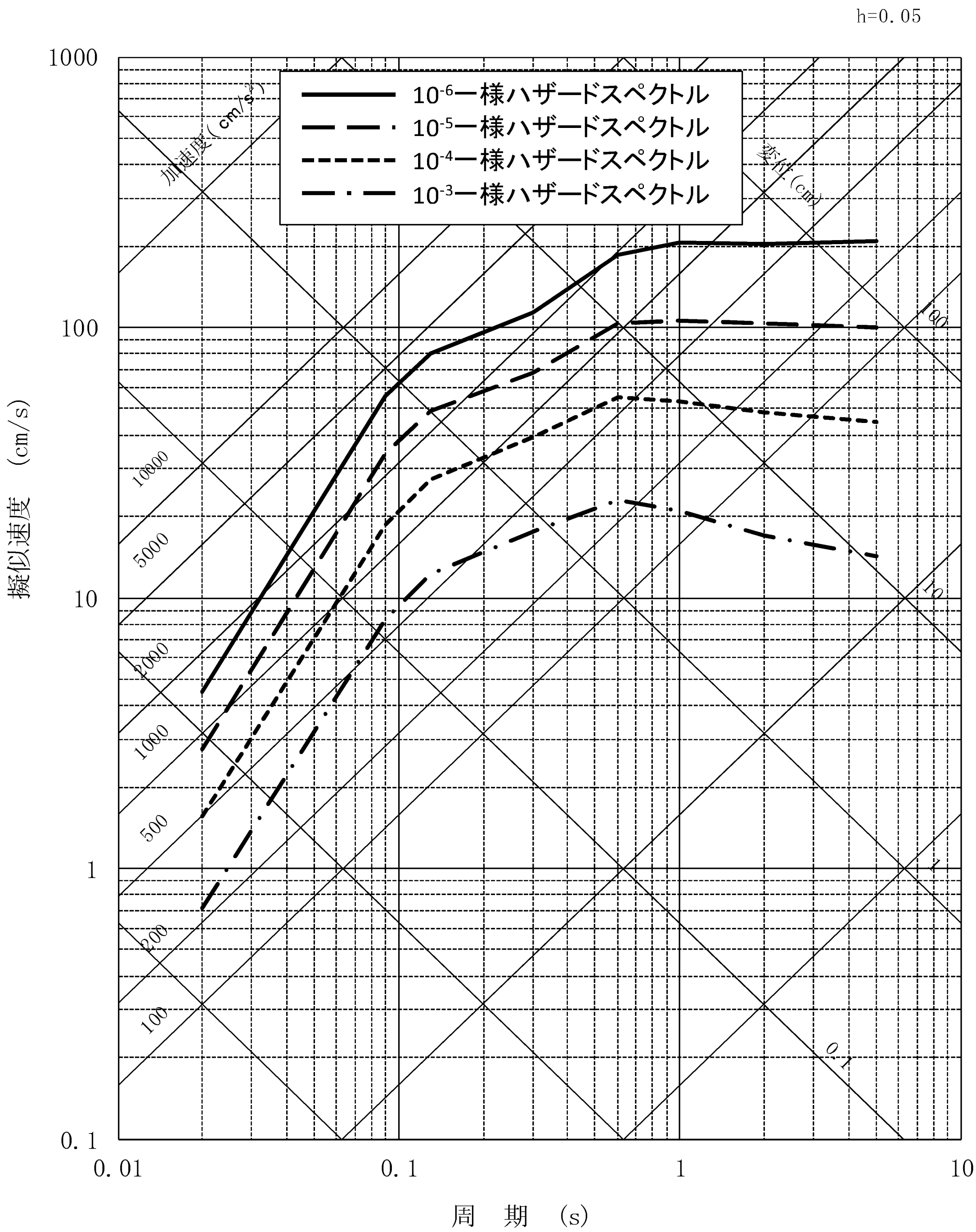
第 3.1.3.2.1.2.6 図　平均地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）



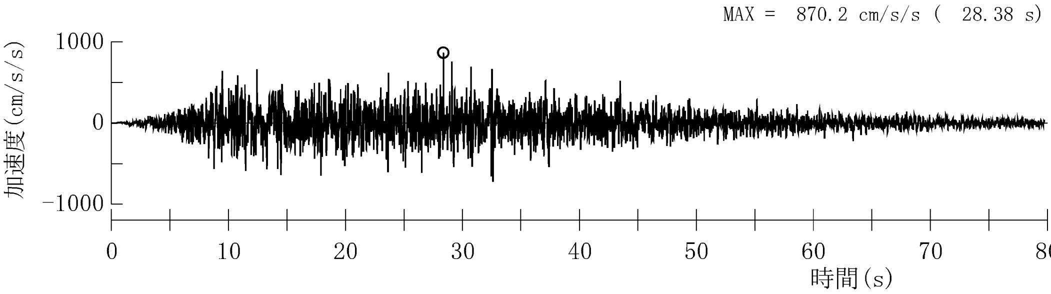
第 3.1.3.2.1.2.7 図　震源ごとのハザード曲線（周期 0.02 秒）



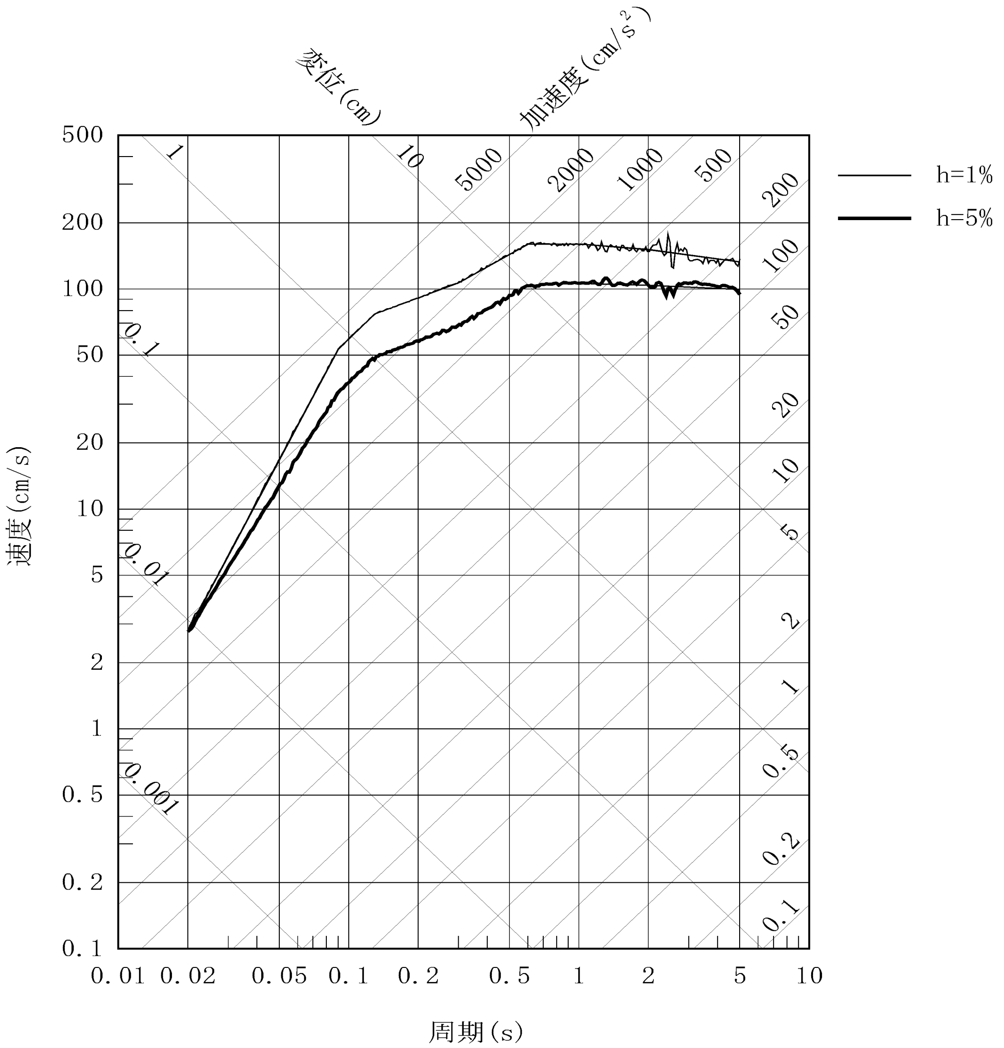
第 3.1.3.2.1.2.8 図　フラクタイル地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）



第 3.1.3.2.1.2.9 図　一様ハザードスペクトル

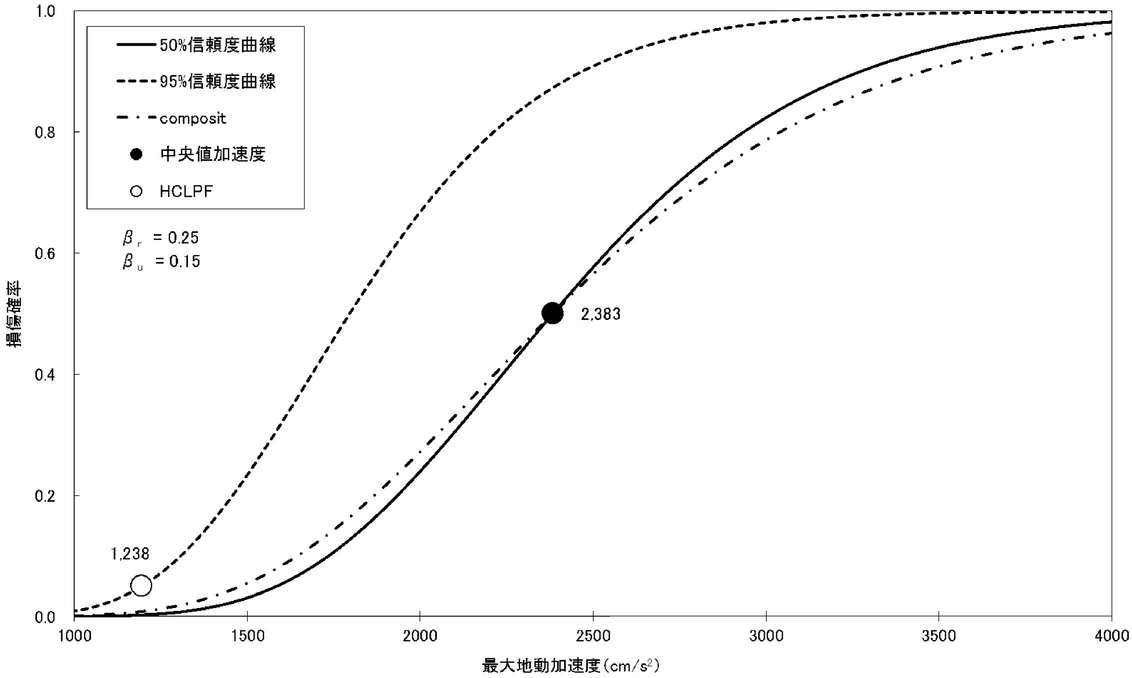


(1) 加速度時刻歴波形

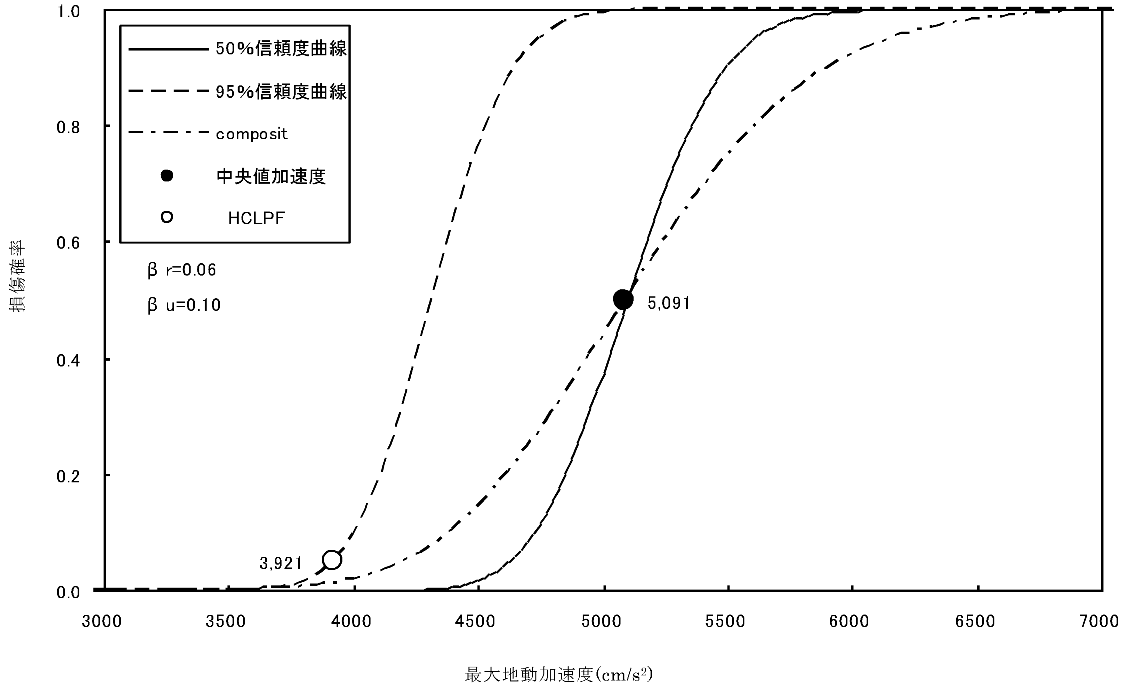


(2) 加速度応答スペクトル(h=1,5%)

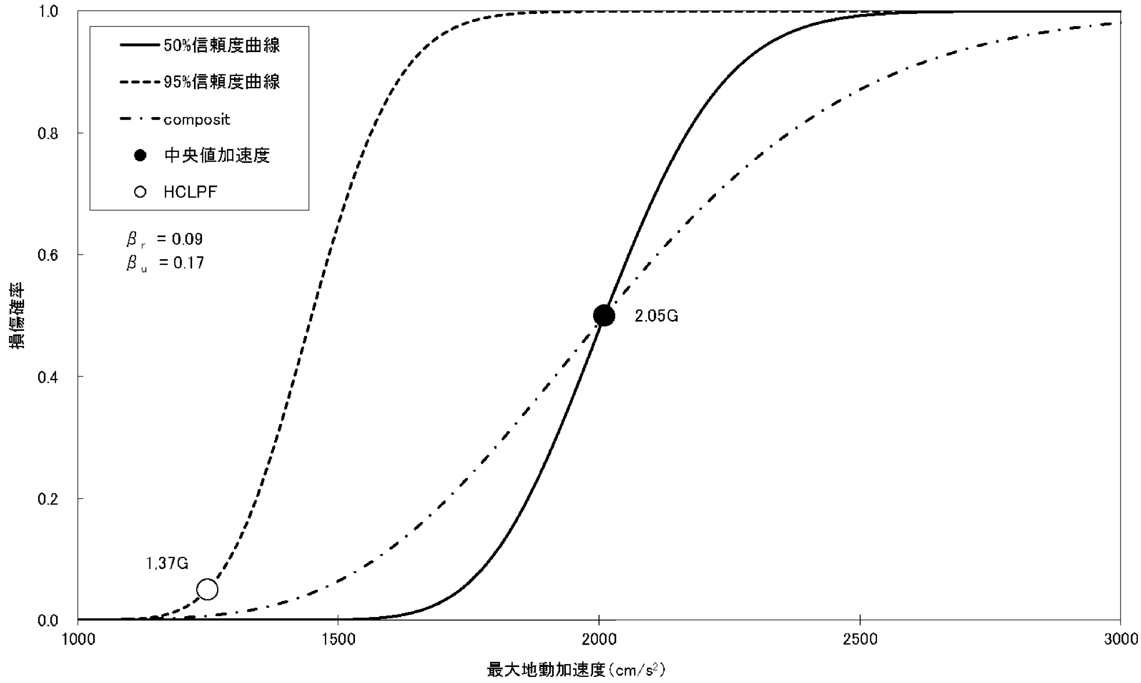
第 3.1.3.2.1.2.10 図　年超過確率 10^{-5} 一様ハザードスペクトル
適合模擬地震動



第 3.1.3.2.1.3.9 図　建屋フラジリティ曲線（原子炉建屋）



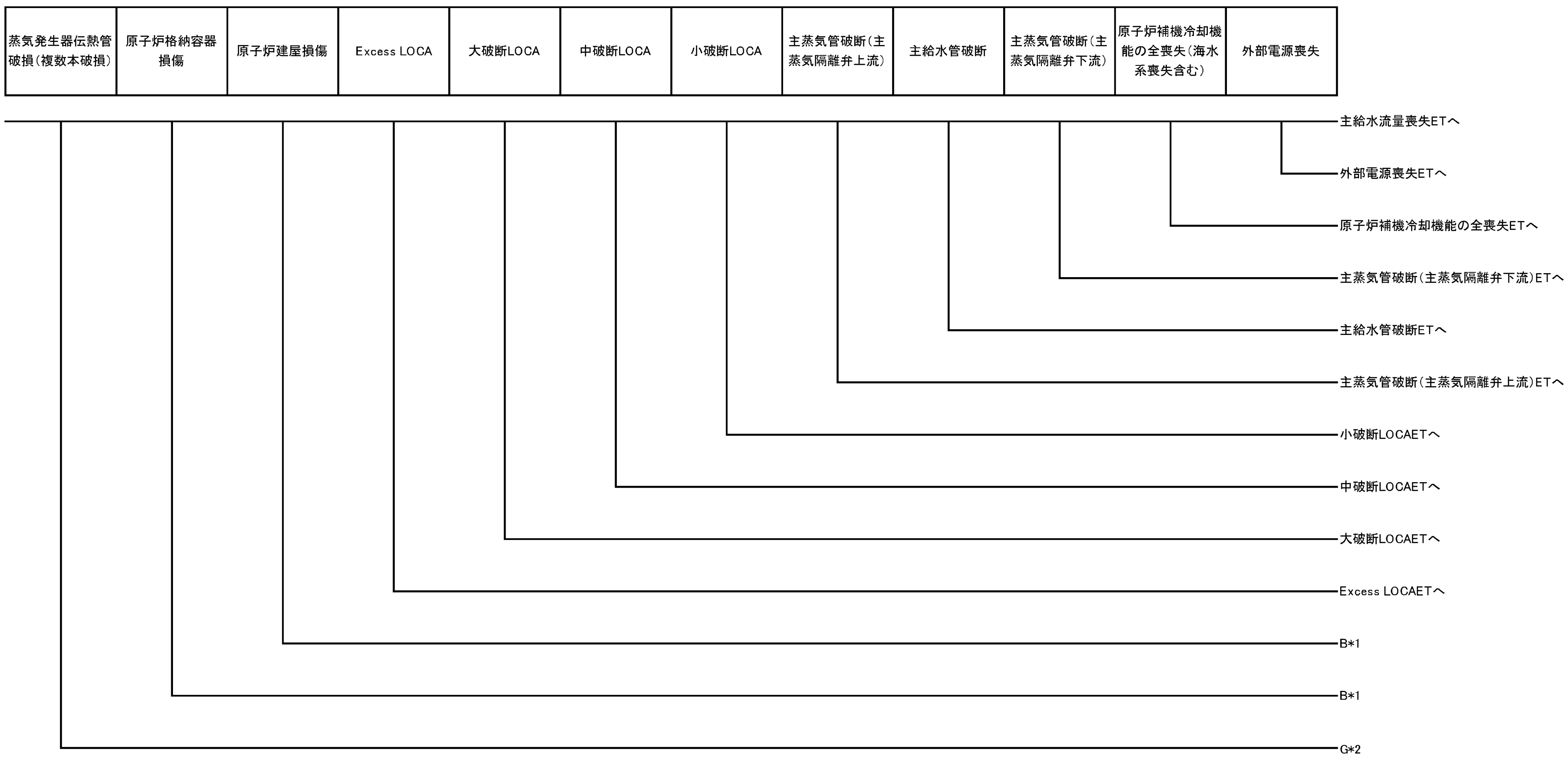
第 3.1.3.2.1.3.13 図　海水ポンプ室　フラジリティ曲線



第 3.1.3.2.1.3.14 図　原子炉補機冷却水冷却器　フラジリティ曲線

地震 （加速度区分）	起因事象階層 イベントツリー	フロントライン系 イベントツリー
加速度区分1 (0.2～0.4G) 加速度区分2 (0.4～0.8G) 加速度区分3 (0.8～1.0G) 加速度区分4 (1.0～1.2G) 加速度区分5 (1.2～1.5G) 加速度区分6 (1.5～1.6G) 加速度区分7 (1.6～1.7G)	起因事象階層ET	フロントラインイベントツリー
	（地震用） 起因事象を頂上事象とする。地震による設備損傷で発生する起因事象を判別するイベントツリー。 ↓ 地震による起因事象発生確率を評価	（内部事象用をベース） 炉心損傷を防止するフロントライン系を頂上事象とする。炉心損傷の有無とプラント損傷状態を判別するイベントツリー。 ↓ 以下の起因事象の炉心損傷頻度を評価する。また、プラント損傷状態の炉心損傷頻度を評価する。 ・大破断LOCA ・中破断LOCA ・小破断LOCA ・原子炉補機冷却機能の全喪失 ・外部電源喪失 ・2次冷却系の破断（主蒸気隔離弁上流／下流の主蒸気管破断、主給水管破断） ・主給水流量喪失 ・ATWS ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）

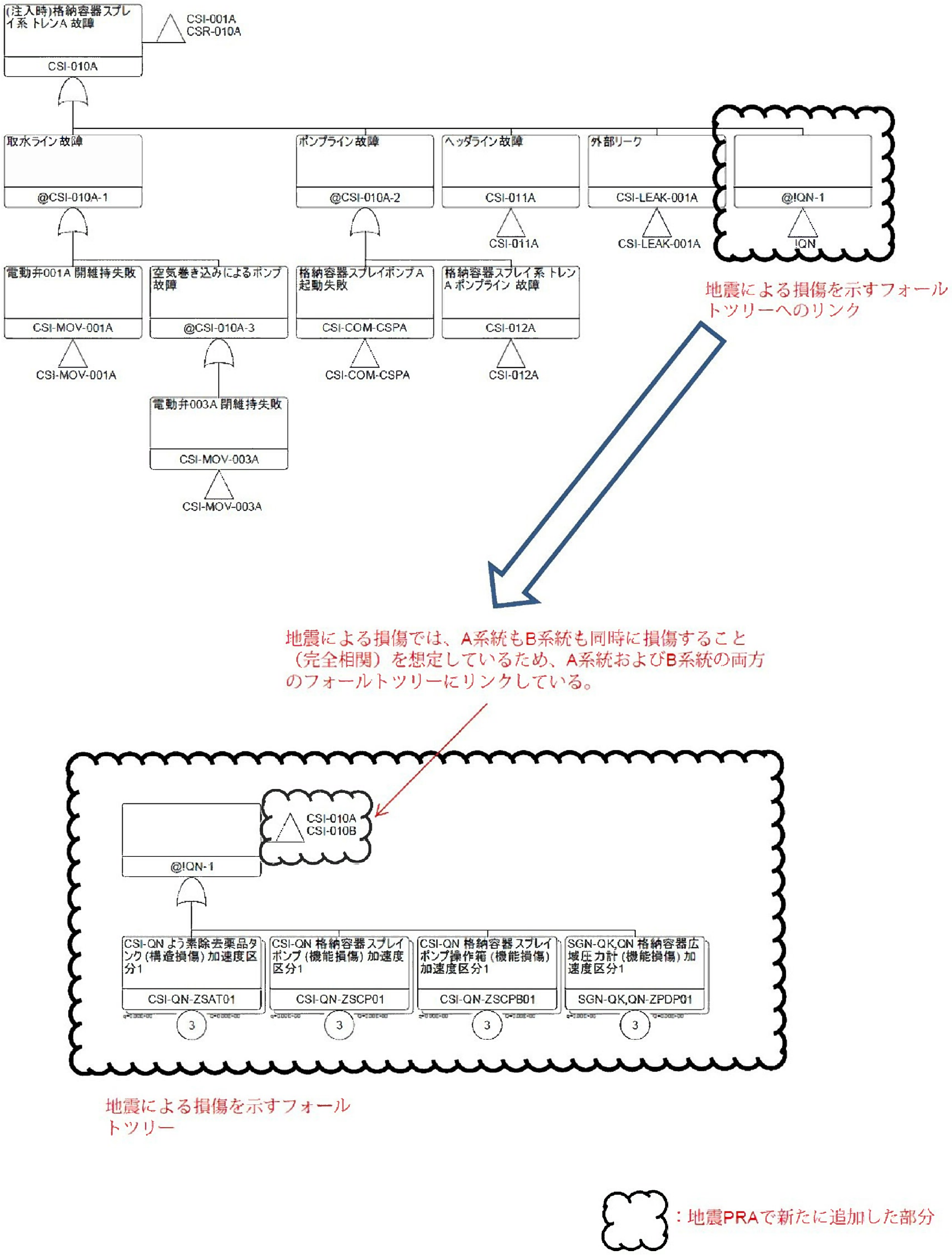
第 3.1.3.2.1.4.1 図　地震システム解析モデル



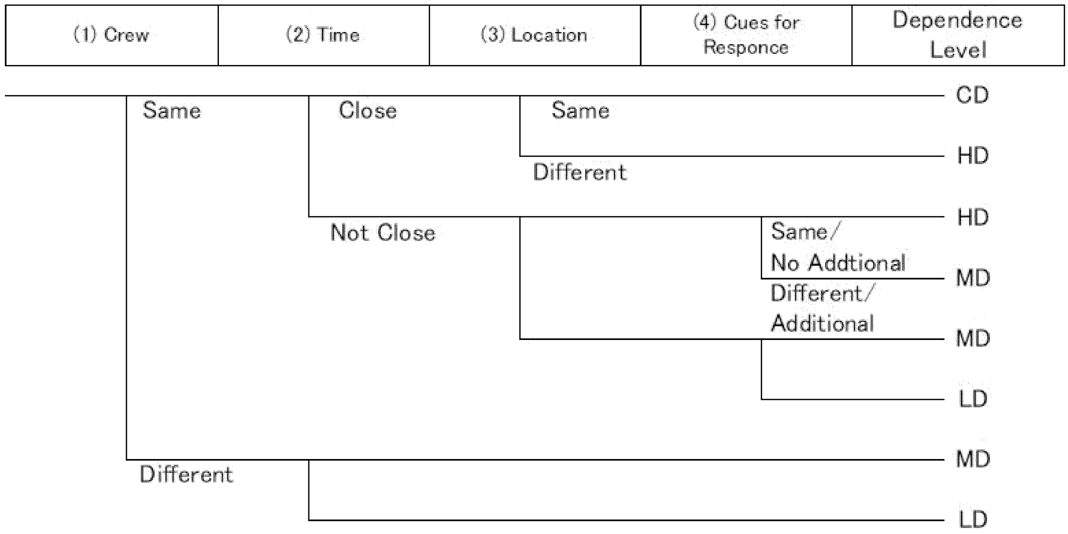
*1　B：地震動による原子炉建屋損傷及び格納容器損傷（ライナー部以外）

*2　G：地震動による蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

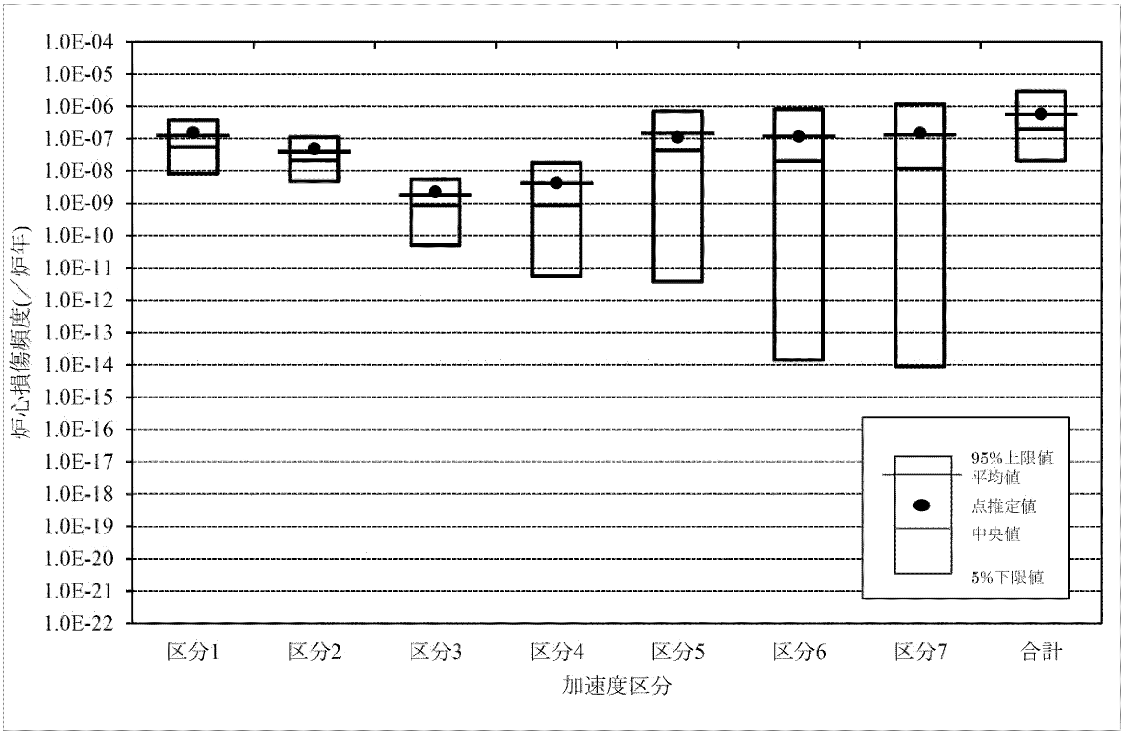
第 3.1.3.2.1.4.2 図　起因事象階層イベントツリー



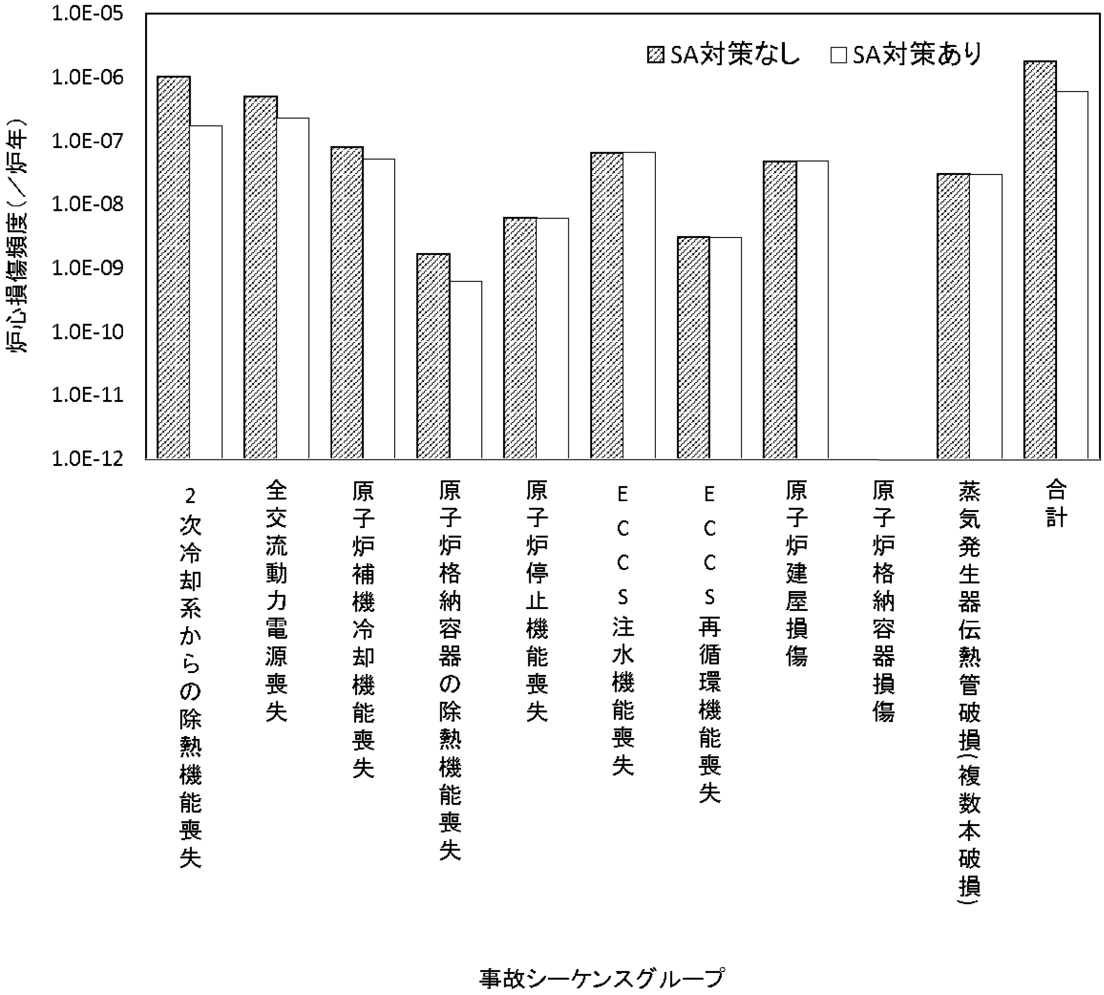
第 3.1.3.2.1.4.15 図　地震ＰＲＡフォールトツリーの構築例



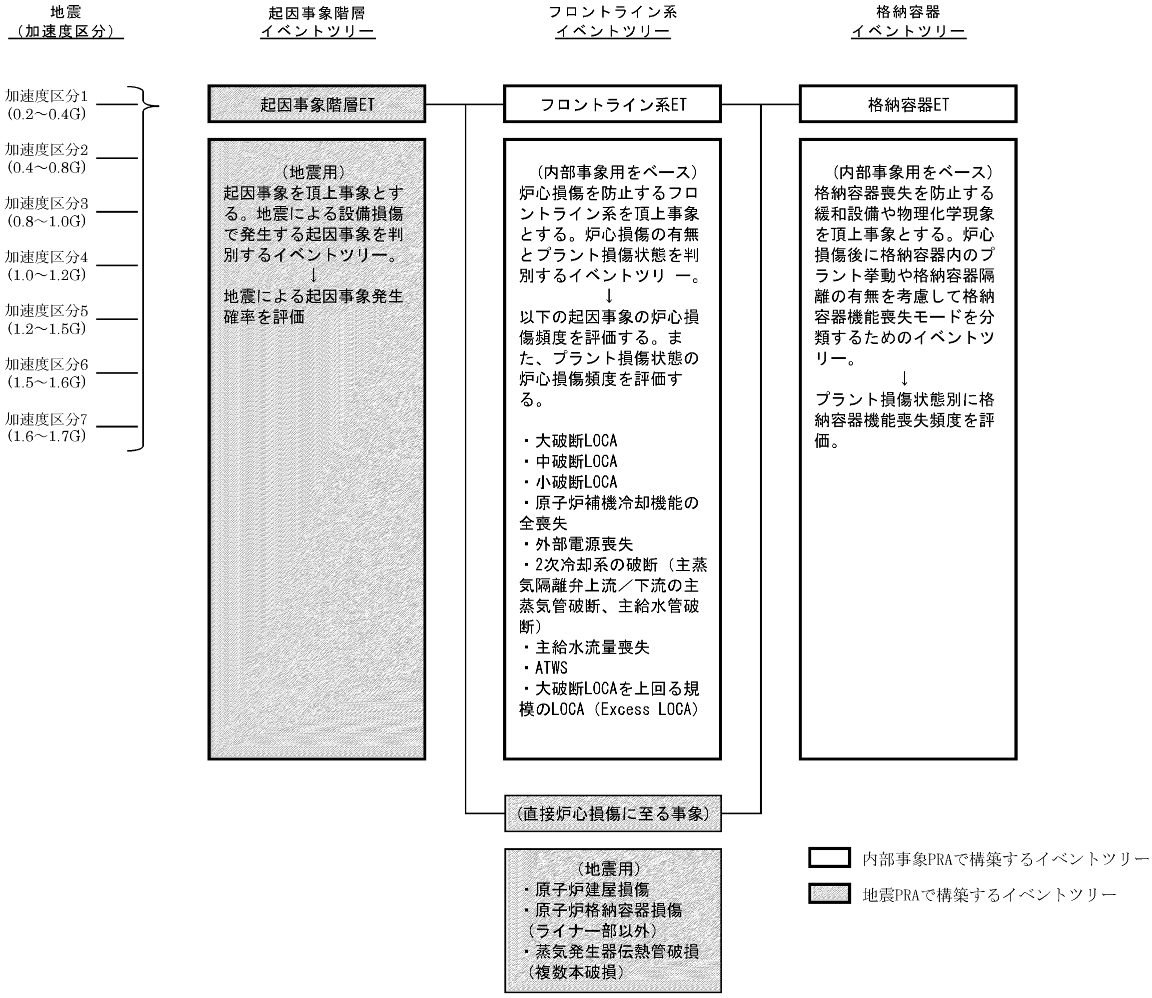
第 3.1.3.2.1.4.16 図　従属性評価用イベントツリー



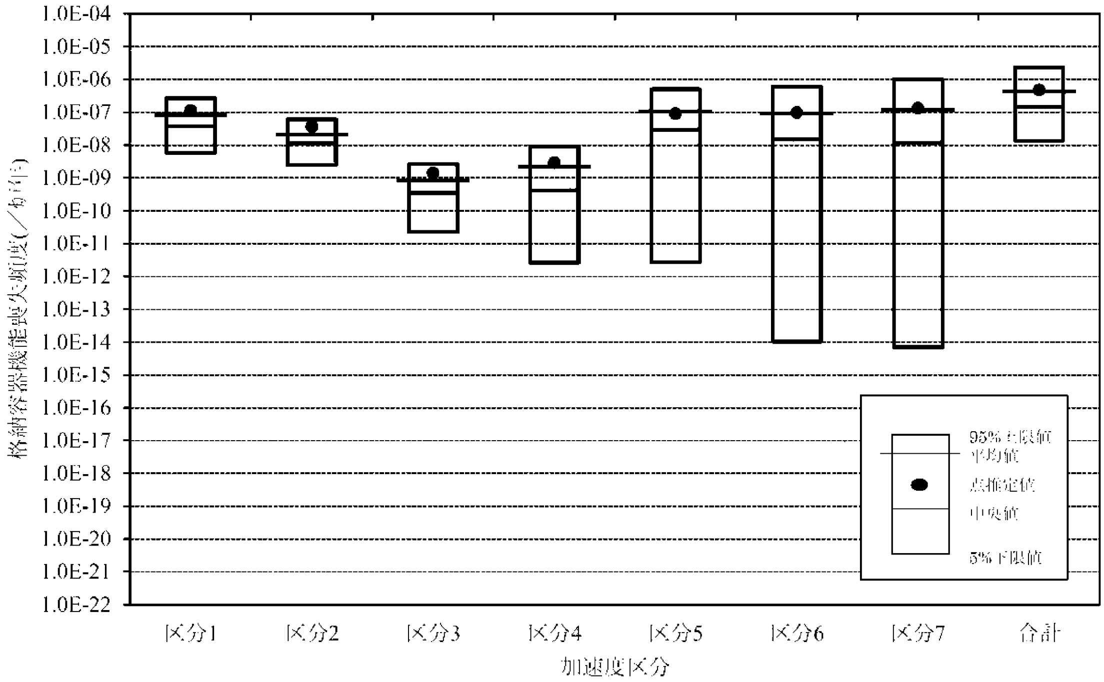
第 3.1.3.2.1.4.17 図　炉心損傷頻度の不確実さ解析結果



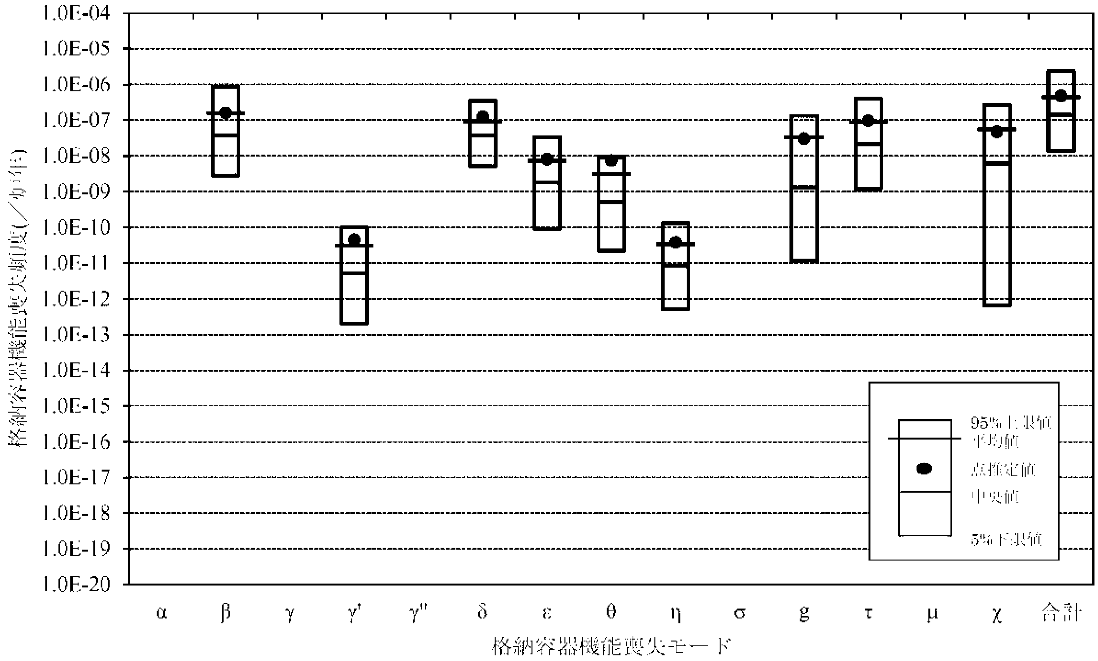
第 3.1.3.2.1.4.18 図　炉心損傷頻度の感度解析結果



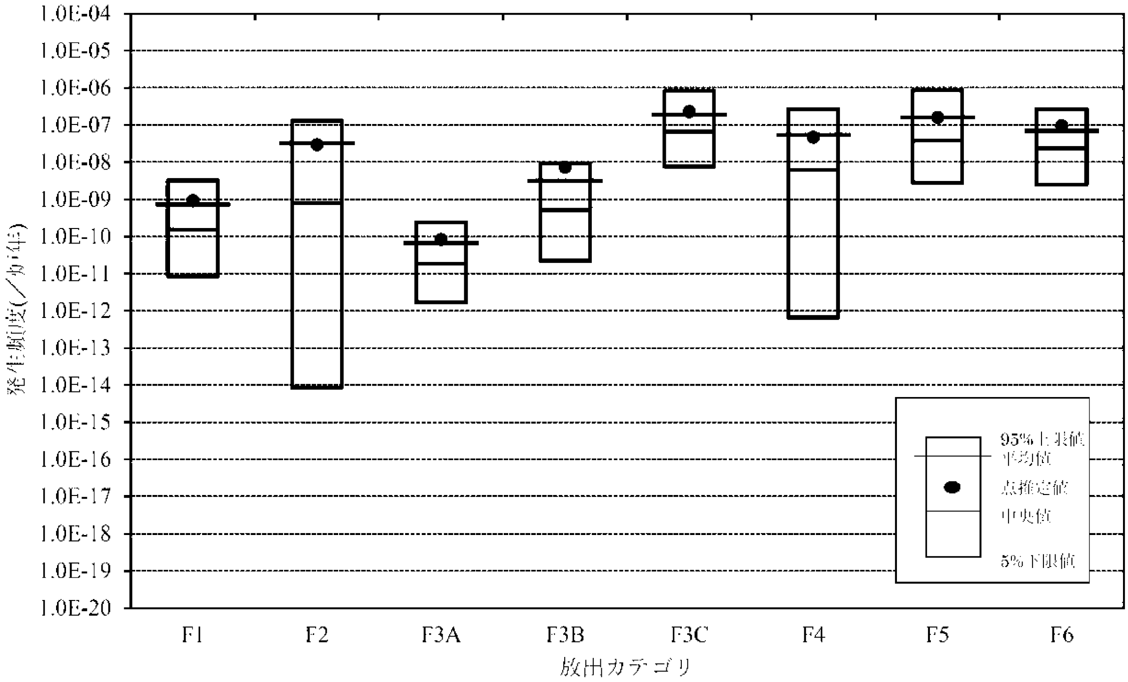
第 3.1.3.2.1.5.1 図　地震出力時レベル２ＰＲＡシステム解析モデル



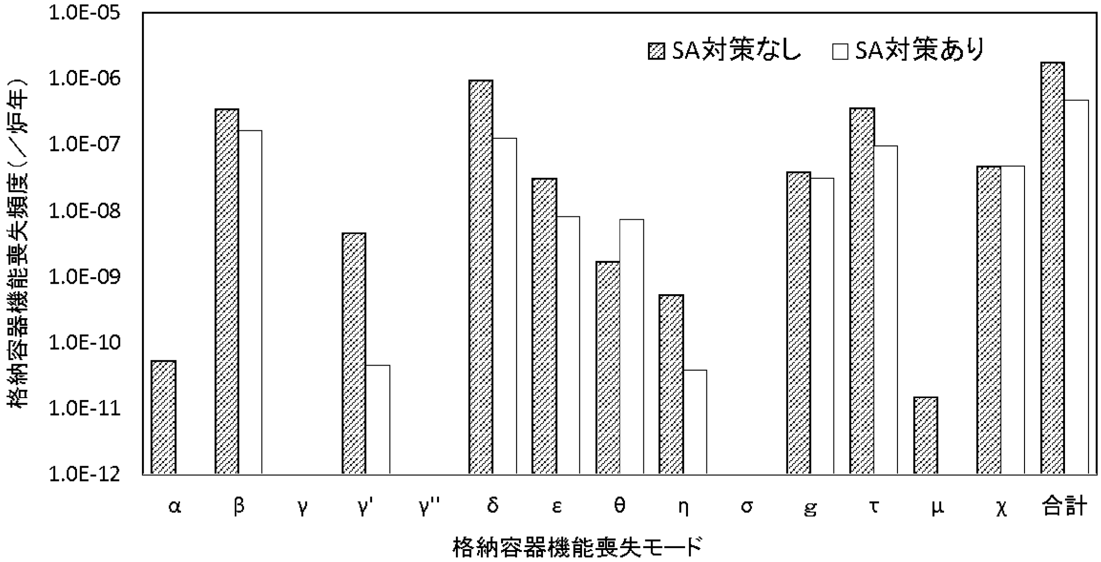
第 3.1.3.2.1.5.3 図　格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
（加速度区分別）



第 3.1.3.2.1.5.4 図　格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
（格納容器機能喪失モード別）



第 3.1.3.2.1.5.5 図　格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
(放出カテゴリ別)



第 3.1.3.2.1.5.6 図　格納容器機能喪失頻度の感度解析結果

3.1.3.2.2 津波出力運転時ＰＲＡ（レベル１，２）

津波出力運転時ＰＲＡ（以下「津波ＰＲＡ」という。）は、一般社団法人　日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016」（以下「津波ＰＲＡ学会標準」という。）及びレベル２ＰＲＡ学会標準を参考に評価を実施した。

3.1.3.2.2.1 評価に必要な情報の収集及び分析

内部事象出力運転時ＰＲＡの「3.1.3.1.1.1(1) 発電用原子炉の情報の収集」における収集及び分析に加え、以下を実施した。

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

a. 耐津波設計関連情報及び津波被害情報等の収集及び分析

津波ＰＲＡでは、津波ハザード評価に必要な波源に関する情報、フラジリティ評価に必要な建屋・構築物、システム及び機器（以下「ＳＳＣ」という。）の配置及び建屋開口部等の情報を調査・収集した。また、津波ＰＲＡのシステムモデル上の仮定が妥当であることを確認するため災害情報を収集し活用している。具体例を以下に示す。

・東北地方太平洋沖地震等では、広範囲の地域で津波による被災が確認されていることから、津波ＰＲＡでは災害後の外部支援の困難さを考慮して、評価期間を７日間としている。

津波ＰＲＡ実施のために収集した情報及び主な情報源を第3.1.3.2.2.1.1 表に示す。

b. プラント・ウォークダウン

(a) 実施目的

津波ＰＲＡでは、ＳＳＣの設置位置や建屋開口部シール等の情報を基に津波シナリオを想定しており、図面上の情報から想定したシナリオの妥当性確認や、図面では確認が困難な情報の取得を目的として、プラント・ウォークダウ

ンを実施した。

(b) 実施計画

津波ＰＲＡにおいて調査対象とするＳＳＣ及び建屋開口部シールを第 3.1.3.2.2.1.1 図のフローに従い選定し、第 3.1.3.2.2.1.2 図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を行った。

・津波防護設備の確認
・ＳＳＣに影響を与える波力、漂流物衝突、洗掘の確認
・建屋開口部シールの確認
・津波後のアクセス性及び現場操作の確認
・津波ＰＲＡで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

(c) 結果

プラント・ウォークダウンの結果、津波ＰＲＡの実施に必要となる基本的な情報について、構築したＰＲＡモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因のないことを確認した。

(2) 事故シナリオの同定

事故シナリオの同定では、津波が発生した際のサイトへの影響を概括的に分析し、スクリーニングアウトする事故シナリオを抽出すると共に、残った事故シナリオを対象に、津波襲来時に起因事象が誘発される可能性のある設備及びその際に期待する緩和設備を抽出する。また、それらの内容を津波高さ別に整理する。

a. 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

・地震（余震含む）がＳＳＣに及ぼす影響は考慮せず、津波の影響のみ評価する。
・津波の繰り返しの襲来による影響を考慮しない。

・遡上の効果については、フラジリティ評価において遡上に関する不確実さとして考慮する。
・機器の設置高さを、当該機器が機能損傷・構造損傷するかどうかの評価の起点とする。なお、海水ポンプ及び循環水ポンプについては、モータ下端高さを評価の起点とする。
・建屋外部の開口部から津波が流入した場合は、同一建屋の同一階層以下全体が同時に浸水すると仮定する。
・原子炉格納容器は密閉構造であることから、原子炉格納容器内には津波が流入しないと仮定する。
・原子力プラントにおける安全設備・機器（ＰＲＡで対象とする設備・機器）を有している建物や構築物は、その耐震性等を考慮すると波力により損壊することは考え難いことから、波力による影響はないと仮定する。

b. 事故シナリオの概括的な分析・設定

事故シナリオの概括的な分析・設定では、津波ＰＲＡで評価対象とすべき津波による設備の損傷・機能喪失要因の検討を行い、要因別に想定される事故シナリオを整理する。さらに、津波ＰＲＡで評価対象となる事故シナリオを整理するにあたり、対象とする起因事象及びＳＳＣを選定してその配置情報を特定する。その結果を踏まえ、機能喪失する機器をグループ化し、津波高さの範囲を区切って津波シナリオ区分を設定する。津波シナリオ区分の設定には、本プラントの機器の配置調査結果及びフラジリティ評価結果を活用する。

津波ＰＲＡで考慮すべき損傷・機能喪失要因の概要及び各要因に対するフラジリティ評価の実施要否について、以下に検討結果を示す。

(a) 被水・没水

津波による被水・没水の影響として、電動機、電動機の回転機、電気計装等の故障により動的機能が喪失（作動失

敗、継続運転失敗）することが考えられる。したがって、フラジリティ評価対象となるＳＳＣは、動的（電気的）な部品を含む設備・機器である。

(b) 波力

波力の影響として、設備・機器が津波による波圧を受けることで構造的に損傷することが考えられる。したがって、屋外に設置されたほとんどのＳＳＣがフラジリティ評価対象となる。ただし、被水・没水による機能損傷が先行する場合は除外するなど、個々のＳＳＣに対してフラジリティ評価の実施要否を検討する。

また、安全設備・機器を有している建物内に設置されているＳＳＣや、津波対策により波力を直接受けることがないように構築物が設けられた屋外ＳＳＣについては、波力を直接受けることは考え難く、波力の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。

(c) 流体力

流体力（摩擦力、抗力）は、ＳＳＣが津波の流れから受ける外力であり、ＳＳＣへの影響は波力と同様に構造的な損壊又は機能喪失となるような損傷である。したがって、フラジリティ評価対象となるのは波力と同様のＳＳＣとなる。ただし、その影響が波力に対して軽微である場合には、波力に包含されるものとして取り扱う。

(d) 浮力

浮力は、流体中におかれた物体に働く力であり、ＳＳＣが水没することで発生し、ＳＳＣへの影響は波力と同様に構造的な損壊又は機能喪失となるような損傷である。したがって、屋外に設置されているＳＳＣや建物・構築物が、フラジリティ評価対象となる。また、屋内に設置されているＳＳＣに対しても、屋内に津波が浸水した場合には、ＳＳＣが水没することで屋外のＳＳＣと同様の影響があるの

で、これらについてもフラジリティ評価対象となる。ただし、被水・没水による機能損傷が先行する場合や、浮力の影響が基礎部の耐力（基礎ボルトの引張強さ等）に対して軽微である場合には、フラジリティ評価対象外とする。

(e) 引き津波による水位低下

引き津波により海水の潮位が低下した場合、海水を水源とするポンプの取水障害が発生して、キャビテーションによりポンプが機能喪失することが考えられる。したがって、海水取水のポンプ（海水ポンプ及び循環水ポンプ）がフラジリティ評価対象である。引き津波により、各ポンプの許容最低水位よりも水位が低下した時点でポンプが機能損傷することを想定する。

(f) 漂流物衝突

漂流物による衝撃力では、津波によって運ばれた物体が衝突することで、対象ＳＳＣが損壊することを考慮する。したがって、屋外に設置されたほとんどのＳＳＣがフラジリティ評価対象となる。ただし、被水・没水による機能損傷が先行するケースや、漂流物が到達する可能性等も考慮して、個々のＳＳＣに対するフラジリティ評価対象を検討する。

(g) 海底砂移動

海底砂移動では、津波により海底にある砂が巻き上げられ移動することを想定しており、海水取水ポンプ取水口の閉塞、海水取水ポンプ軸受への砂混入による機能損傷、海水系統への砂混入による流路の閉塞が考えられる。したがって、海水取水ポンプ（海水ポンプ及び循環水ポンプ）が対象となる。

(h) 洗掘

洗掘では、構造物基部での水流で地面が掘り返されることにより、構造物が支持を失い倒壊することが想定される。

したがって、屋外に設置されている機器・構造物が対象となり、防潮堤等の構造物や取水口では、洗掘によるコンクリート構築物の破壊・転倒により損傷する事故シナリオが考えられる。ただし、被水・没水による機能損傷が先行するケースや、基礎の状況による洗掘発生の有無等も考慮して、個々のＳＳＣに対するフラジリティ評価対象を検討する。

上記の検討結果を踏まえ、津波ＰＲＡでフラジリティ評価の検討対象とすべき津波による損傷・機能喪失要因と、対象となるＳＳＣを整理した結果を第 3.1.3.2.2.1.2 表に示す。

c. 起因事象の分析

b.項で分析した結果を活用し、津波を起因として炉心損傷に至る可能性のある起因事象を分析する。分析にあたっては、内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡにおける起因事象の分析選定結果及び津波特有の事故シナリオの特性を考慮し、津波ＰＲＡの評価対象となる起因事象を分類・設定する。その際には、以下の 3 つの観点で実施する。

① 国内のＰWRプラント共通の観点でのスクリーニング
② 本プラントにおける設備配置関係やフラジリティ評価結果の観点でのスクリーニング
③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

起因事象を選定する際は、内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡにおいて除外した起因事象も含めた上で、評価対象とするか検討を行った。

まず、起因事象全 43 事象に対して、①の観点でスクリーニングを実施した。検討内容及び選定結果を第 3.1.3.2.2.1.3 表に示す。①のスクリーニングに続いて、押し津波と引き津波それぞれについて、②及び③の観点でスクリーニングを実施した。検討内容及び選定結果を第

3.1.3.2.2.1.4 表及び第 3.1.3.2.2.1.5 表に示す。本スクリーニングの結果、押し津波における起因事象として選定したのは以下の事象である。

・外部電源喪失

・原子炉補機冷却海水系の全喪失

・複数の信号系損傷（津波特有の事象）

また、引き津波における起因事象として選定したのは以下の事象である。

・過渡事象

・原子炉補機冷却海水系の全喪失

津波発生時には、押し津波及び引き津波それぞれにより上記の事象発生が想定されるが、押し津波と引き津波の関係性については完全に独立の事象ではないと考えられる。

しかしながら、津波ハザードデータについては、その相関性の知見が乏しく、技術的に相関性を考慮したデータの算出技術が未成熟である。また、押し津波では建屋内も含めてプラント全体への影響があるが、引き津波では海水を取水とする海水ポンプ及び循環水ポンプへの影響のみに留まり限定的である。

また、引き津波の場合、サイト内の他の設備・機器が津波により損傷しておらず、引き津波の発生に気付き、ポンプを停止することができれば、水位回復した後に、ポンプを再起動することも可能である。

以上のことを踏まえ、本評価では押し津波を評価対象としてその影響を評価することとする。

なお、引き津波の影響について評価した結果を「3.1.3.2.2.4(7)g. 感度解析等」及び「3.1.3.2.2.5(8)b. 感度解析等」に示す。

d. 津波シナリオ区分の設定

津波シナリオを作成するにあたり、津波ＰＲＡ特有の設備

や津波により損傷する設備（起因事象を誘発する設備、緩和設備）の配置情報及び後述するフラジリティ評価の結果等を基に津波高さの範囲を整理し、津波シナリオ区分を設定する。

また、津波シナリオ区分の設定にあたり、本評価では以下を仮定している。

- ・海水ポンプエリアの防護壁の高さはE.L.＋8.0mであり、E.L.＋8.0m を超える津波高さでは海水ポンプエリアが浸水し、海水ポンプが損傷すると仮定する。
- ・１次系建屋の開口部シールの施工高さは E.L.＋11.4m までと想定する。したがって、E.L.＋11.4m を超える津波高さでは１次系建屋が必ず浸水し、当該津波高さまでの設備が水没し、損傷すると仮定する。

津波シナリオ区分の区分分けの高さの根拠について、第3.1.3.2.2.1.6 表に示す。また、設定した津波シナリオ区分を第 3.1.3.2.2.1.7 表に示す。

3.1.3.2.2.2 確率論的津波ハザード評価

津波ＰＲＡ学会標準及び土木学会（２０１１）(1)を参考に、確率論的津波ハザード評価を実施した。

(1) 波源モデルの設定

津波発生モデルとしては、以下に示す波源を想定した。

なお、太平洋側に想定されるプレート間地震及び海洋プレート内地震については、確率論的津波ハザード評価への影響はない。また、海底地すべり及び陸上地すべりによる津波については、発生頻度を設定することが難しいため、評価に含めていない。

① 日本海東縁部の断層

地震の発生履歴や地質学的知見、地震調査研究推進本部（２００３）(2)等の知見を基に活動域区分を設定した。

また、行政機関の波源モデルとして、秋田県が日本海東縁

部で想定している波源モデルも考慮した。

② 海域活断層

発電所敷地前面海域及び敷地周辺海域において、後期更新世以降の活動を考慮する断層のうち、発電所に影響が大きいと考えられるものを検討対象断層とした。

また、行政機関による波源モデルとして、福井県が想定している若狭海丘列付近断層及び越前堆列付近断層の波源モデルも考慮した。

③ 領域震源（背景的地震）

海域活断層として特定されていない震源により津波が生じる場合を想定し、領域震源（背景的地震）を考慮した。

領域震源の活動域の区分は、萩原（１９９１）[(3)]及び垣見ほか（２００３）[(4)]による領域区分を用いた。

各波源の位置を第 3.1.3.2.2.2.1 図～第 3.1.3.2.2.2.3 図に示す。

(2) 津波伝播モデルの設定

津波に伴う水位変動の評価は、非線形長波理論に基づき、差分スキームとしてStaggered Leap-frog法を採用した平面二次元モデルによる津波シミュレーションプログラムを用いて実施した。

また、波源モデルによる海底地殻変動量としては、Mansinha and Smylie（１９７１）[(5)]の方法により計算される海底面の鉛直変位分布を用いた。津波シミュレーションにおける計算条件及び計算モデルを第 1.2.7.2.1 表、第 1.2.7.2.2 図に示す。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーについては、波源ごとに、地震発生モデル、津波高推定モデル及び津波高推定値のばらつき分布を考慮して設定した。各波源のロジックツリーの分岐については、土木学会（２０１１）[(1)]に基づいて設定した。

ロジックツリーの分岐の重みは、日本海東縁部の断層及び領

域震源に関しては、土木学会及び専門家へのアンケート結果に基づいて、専門家活用水準２として設定した。海域活断層に関する分岐の重みについては、調査結果等の各断層の個別の情報を踏まえて、専門家活用水準１として設定した。

日本海東縁部の断層については、土木学会（２０１１）(1)に基づく設定の他に、秋田県の波源モデルについての分岐を設け、発生頻度については、土木学会（２０１１）(1)のＥ１－３領域及びＥ３領域の全体破壊に相当するものとして、土木学会（２０１１）(1)を参考に設定した。

海域活断層については、複数の活断層の連動が考えられる場合には、個々の連動ケースの分岐を設定した。分岐の重みについては、確率論的地震ハザード評価のロジックツリーにおける設定と同様に、等重みを原則とし、可能性に明確な差があると考えられるものについては 9：1 として設定した。また、海域活断層の発生頻度については、土木学会（２０１１）(1)に基づき平均変位速度を 1m／1000 年～0.1m／1000 年の一様分布として設定し、すべり量から算出した。

領域震源（背景的地震）については、確率論的地震ハザード評価の領域震源モデルと同様に、地震規模と発生頻度の関係式にはＧ－Ｒ式を用いることとし、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に展開した。

作成したロジックツリーを第 3.1.3.2.2.2.4 図～第 3.1.3.2.2.2.17 図に示す。

(4) ハザード曲線の作成

以上のモデルにより評価した平均津波ハザード曲線及び波源別の内訳を第 3.1.3.2.2.2.18 図に、フラクタイル津波ハザード曲線を第 3.1.3.2.2.2.19 図に示す。

なお、敷地内の建屋、構築物、機器等のフラジリティ評価の基準となるハザードとして利用するため、ハザード評価地点と

して３，４号機海水ポンプ室前地点を選定した。

(5) フラジリティ評価用入力津波の作成

フラジリティ評価では、ある基準となる津波高さを設定し、それがサイト内に一様に広がる（基準となる津波高さの E.L.まで一様に水没する）という想定のもとフラジリティの計算を実施した。

【参考文献】

(1) 土木学会（２０１１）: 確率論的津波ハザード解析の方法,津波評価部会,原子力土木委員会

(2) 地震調査研究推進本部（２００３）: 日本海東縁部の地震活動の長期評価について,地震調査研究推進本部,地震調査委員会

(3) 萩原尊禮編（１９９１）: 日本列島の地震,鹿島出版会

(4) 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博（２００３）: 日本列島と周辺海域の地震地体構造区分,地震第 2 輯,第 55 巻,p.389-406

(5) Mansinha,L.and D.E.Smylie（１９７１）: The displacement field of inclined faults, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol.61, No.5, p.1433-1440

3.1.3.2.2.3 フラジリティ評価

(1) 評価対象と損傷モードの設定

a. 評価対象機器の選定

「3.1.3.2.2.1(2) 事故シナリオの同定」の結果を活用し、本評価の対象となる機器リストを作成した。機器リストの例を第 3.1.3.2.2.3.1 表に示す。

b. 損傷モード及び部位の設定

津波フラジリティ評価では、津波ＰＲＡ学会標準に基づき、以下の損傷・機能喪失要因について評価を行う。

・被水・没水

・波力

・流体力

・浮力

・漂流物衝突

・海底砂移動

・洗掘

各損傷・機能喪失要因について、一般的なフラジリティ評価方針を第 3.1.3.2.2.3.2 表に示す。また、本プラントの状況を考慮して、機器種別ごとのフラジリティ評価方針を整理した結果を第 3.1.3.2.2.3.3 表に示す。なお、津波の遡上については、工学的判断に基づく方法で敷地内の水位と遡上による不確実さを考慮している。

上記の検討結果を踏まえると、本プラントについては、以下の設備がフラジリティ定量評価の実施対象となる。

・屋外設置の海水ポンプ、循環水ポンプに関する被水・没水及び引き津波によるポンプキャビテーション

・屋外設置の動的・電気的機器及び可搬仮設設備に関する被水・没水

・屋内設置の動的・電気的機器に関する被水・没水

(2) フラジリティ評価手法

本評価では基本的に安全係数法をベースとした評価方法を適用する。

a. 安全係数法

安全係数法によるフラジリティ評価では、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。

$Am = F \times Ad$ （式 1）

ここで、

Am：フラジリティ波高中央値（＝損傷確率 50%に相当する津波高さ）

F　：安全係数（裕度）

Ad　：基準津波の最大波高

$$F = \frac{現実的な耐力}{現実的な応答} = \underbrace{\frac{設計応答値}{現実的な応答}}_{応答に関する係数} \times \underbrace{\frac{現実的な耐力}{設計応答値}}_{耐力に関する係数} \qquad （式 2）$$

$F=F_{ER}×F_{TR}×F_{EC}$　　　（式 3）

ここで、

F_{ER}：機器応答に関する係数

F_{TR}：遡上応答に関する係数

F_{EC}：耐力に関する係数

（式 1）の安全係数（裕度）は、（式 2）のように基準とする津波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、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、入力の津波高さに対する機器の応答には、津波の遡上に関わる水位の応答に加えて機器自身の応答が影響する場合があることから、（式 3）のように両方の応答に関する係数を考慮する。

なお、本評価においては、機器自身の応答に関わる応答の係数を機器応答係数（F_{ER}）、津波の遡上に関わる水位の応答の係数を遡上応答係数（F_{TR}）と呼ぶ。

上記により算出された Am により損傷確率は次式のように表される。

$$F(A) = \Phi\left\{\frac{\ln\left(\frac{A}{A_m}\right)+\beta_{C_U}\cdot X}{\beta_{C_R}}\right\} \qquad （式 4）$$

ここで、β_{CR} は偶然的不確実さ要因の対数標準偏差、β_{CU} は認識論的不確実さ要因の対数標準偏差を表し、以下のように示される。

$$\beta_{C_R} = \sqrt{(\beta_{R-s})^2 + (\beta_{R-r})^2}$$
$$\beta_{C_U} = \sqrt{(\beta_{U-s})^2 + (\beta_{U-r})^2} \qquad \text{（式 5）}$$

$\beta_{R\text{-}s}$　:現実的耐力の偶然的不確実さ

$\beta_{R\text{-}r}$　:現実的応答の偶然的不確実さ

$\beta_{U\text{-}s}$　:現実的耐力の認識論的不確実さ

$\beta_{U\text{-}r}$　:現実的応答の認識論的不確実さ

また、X はフラジリティ曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変量（$\Phi^{-1}(p)$）を表し、以下の値をとる。

$p = 5\%$　信頼度の時　$X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度の時　$X = 0$

$p = 95\%$ 信頼度の時　$X = 1.65$

上記のように、フラジリティ曲線は信頼度に応じた曲線を示すが、平均値曲線としては β_{CR} と β_{CU} の二乗和平方根 β_C を用いた以下の式により表される。

$$F(A) = \Phi\left\{\frac{\ln\left(\frac{A}{A_m}\right)}{\beta}\right\} \qquad \text{（式 6）}$$

ただし、

$$\beta = \sqrt{\left(\beta_{C_R}\right)^2 + \left(\beta_{C_U}\right)^2}$$

信頼度に応じたフラジリティ曲線のイメージを第3.1.3.2.2.3.1 図に示す。

(3) フラジリティ評価結果

a. 屋外設置設備の被水・没水に関するフラジリティ評価結果

屋外設置設備の被水・没水に関するフラジリティ評価結果について以下に示す。ここでは、設置高さ E.L.＋13.0m の機器を代表として評価内容を示す。なお、このフラジリティ評価では、耐力としてのパラメータは設置高さのみであるので、同じ E.L.に設置されている機器は同じフラジリティを得ることとなる。

(a) 耐力係数 F_{EC}

本係数は、強度に関する係数 Fs として評価する。評価対象機器の設置高さを現実的耐力とし、設計応答値としてフラジリティ評価用に設定する津波高さを用いて評価する。すなわち、以下のように示すことができる。

$$F_S = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{\text{機器設置高さ}}{\text{基準津波による水位}} \times \frac{13.0}{10.0} = 1.30$$

なお、フラジリティ評価用基準津波は、設計基準津波高さではなくフラジリティ評価における計算用として便宜的に設定したものであり、フラジリティ評価の計算上、この値を変化させてもフラジリティ結果は変化しない。

また、機器設置高さは配置設計において厳密に設定されているため、本係数の不確実さは考慮しない。したがって、本係数は以下の通りとなる。

Fs＝1.30

β_U=0.0

β_R=0.0

(b) 遡上応答係数 F_{TR}

評価対象機器の位置に到達する津波波高（水位）については、海岸線における水位がそのまま敷地内へ拡散するものと想定する。すなわち、応答の保守性を考慮しないため遡上応答係数 F_{TR}=1.0 となる。

実現象として津波の遡上を考慮した場合、遡上高さが海岸線における波高の 2 倍を超えるような結果になることは考えにくい。このことから、工学的判断により、遡上高さの 99%上限値を海岸線における波高の 2 倍と想定した場合、その不確実さは β=0.30 となる。なお、津波の遡上については、自然現象のランダム性によるばらつきと、解析・計算方法に依存する認識論的ばらつきの両方が影響を及ぼすものと考えられるため、それぞれが同程度の寄与を持ってい

ると考えて全不確実さ 0.3 を β_U と β_R に等分する。

F_{TR}＝1.0

β_U＝0.21

β_R＝0.21

（β＝0.30）

(c) 機器応答係数 F_{ER}

本損傷・機能喪失要因では、当該機器の設置 E.L.に津波が到達した時点で機能喪失すると想定するため、機器応答に関する保守性及び不確実は考慮しない。

F_{ER}＝1.0

β=0.0

(d) フラジリティ評価結果

(a)～(c)の各係数を纏めると、被水・没水に関するフラジリティは以下のようになる。また、得られたフラジリティ曲線を第 3.1.3.2.2.3.2 図に示す。

$$Am = F_S \times F_{TR} \times F_{ER} \times Ad$$

$$= (1.30\times1.0\times1.0) \times(10.0)$$

$$=13.0\ (\mathrm{m})$$

$$\beta_U = \sqrt{0.0^2+0.21^2+0.0^2} = 0.21$$

$$\beta_R = \sqrt{0.0^2+0.21^2+0.0^2} = 0.21$$

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

$$= 13.0\times\exp(-1.65\times(0.21+0.21))$$

$$= 6.50\ (\mathrm{m})$$

この結果は、海岸線における波高が 13.0m の場合に、設置高さ E.L.＋13.0m の機器が津波の遡上により損傷する確率が 50%であることを示す。また、海岸線における波高が 6.5m の場合に、津波の遡上により損傷する確率は 95%信頼度で 5%である。

以上から、代表的な機器のフラジリティ評価結果をまとめると第 3.1.3.2.2.3.1 表のようになる。

b. 屋内設置設備の被水・没水に関するフラジリティ評価結果

屋内設備の被水・没水に関するフラジリティは、建屋開口部シールのフラジリティにより評価する。屋内設置設備に関するフラジリティ評価の概念を、第 3.1.3.2.2.3.3 図に示す。

ここで、建屋下層にある貫通部シールを代表として評価した。

(a) 強度に関する係数 Fs

現実的耐力として、評価対象部位の止水性能（何メートルの静水圧に耐えるか）を用い、設計応答値としてフラジリティ評価用津波水位（に相当する静水圧）を用いる。以上から、強度に関する係数は以下のように示すことができる。

$$F_s = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{23.6}{10.0} = 2.36$$

β_U =0.0

β_R =0.0

なお、ここではフラジリティ評価用の津波高さとして 10m を設定した。

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 $F\mu$

貫通部シールについては塑性変形によるエネルギー吸収効果は期待しないため、以下の値を用いる。

$F\mu$＝1.0

β_U=0.0

β_R=0.0

(c) 遡上応答係数 F_{TR}

評価対象機器の位置に到達する津波波高（水位）については、海岸線における水位がそのまま敷地内へ拡散するものと想定する。すなわち、応答の保守性を考慮しないため遡上応答係数 F_{TR} =1.0 となる。

次に、遡上に関する不確実さを考慮する場合、実現象と

して津波の遡上高さが海岸線における津波高さの 2 倍を超えるような高さに到達することは考えにくい。このことから、工学的判断により、遡上高さの 99%上限値を海岸線における津波高さの2倍と想定し、不確実さ β＝0.30とする。

なお、津波の遡上については、自然現象のランダム性によるばらつきと、解析・計算方法に依存する認識論的ばらつきの両方が影響を及ぼすものと考えられるため、それぞれが同程度の寄与を持っていると考えて全不確実さ 0.3 を β_Uと β_Rに等分する。

F_{TR}＝1.0

β_U＝0.21

β_R＝0.21

（β＝0.30）

(d) 水位上昇に関する係数 F_{FL}

本評価の場合は、地下に設置されているシールが対象であり、津波水位による静水圧に着目した評価を行う。このため、津波波力による発生応力評価で用いる評価対象物に津波が衝突した際の水位上昇の想定が持つ保守性と不確実さは考慮しない。したがって、本係数は、以下の値となる。

F_{FL} ＝1.0

β_U =0.0

β_R =0.0

(e) 貫通部シールのフラジリティ評価結果

(a)～(d)の各係数を纏めると、フラジリティは以下のようになる。

$$A_m = F_S \times F_\mu \times F_{TR} \times F_{FL} \times A_d$$

$$= (2.36\times1.0\times1.0\times1.0)\times(10)$$

$$=23.6(\mathrm{m})$$

$$\beta_U = \sqrt{0.0^2 + 0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21$$

$$\beta_R = \sqrt{0.0^2 + 0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21$$

$$\mathrm{HCLPF} = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_U + \beta_R))$$
$$= 23.6 \times \exp(-1.65 \times (0.21+0.21))$$
$$= 11.8(\mathrm{m})$$

ここで、評価対象機器の設置 E.L.（X 点）に津波水位が達しない限り、貫通部シールの損傷有無にかかわらず当該機器の損傷は発生しない（損傷確率＝0）。一方で、E.L.＋11.4m（Y点）以上の津波の場合、1 次系建屋の開口部から津波が流入すると想定しているため、シールの損傷確率は1とする。津波水位がこの両者の E.L.の中間であれば、評価対象機器の損傷は津波波力によるシールの損傷に関わるフラジリティに依存することになる。

以上から、本評価における被水・没水のフラジリティを下記のように示す。また、フラジリティ曲線は第3.1.3.2.2.3.4 図のようになる。

$0 < A < X$　　$P = 0$

$X \leqq A < 11.4$　$A_m = 23.6$、$\beta r = \beta u = 0.21$、

HCLPF＝11.8

$11.4 \leqq A$　　　$P = 1$

X: 機器設置 E.L.（m）

ただし、津波高さが E.L.8.0m に達するまで、貫通部シール設置位置に水が流入しないため、設置 EL が 8.0m より低い機器の場合は、X=8.0m とする。

A : 津波高さ(m)

P : 損傷確率

(4) 損傷の相関の取り扱い

屋外設置設備で設置場所が離れているものについては、完全独立を想定している。また、屋内設置設備については、設置高さごとにグループ化しており、グループが同じ設備は被水・没水により同時に損傷するとして完全相関を想定している。

3.1.3.2.2.4 炉心損傷頻度評価

(1) 起因事象の発生頻度の評価

「3.1.3.2.2.1(2)c. 起因事象の分析」の結果から、本評価で選定した起因事象は以下の3事象である。

・外部電源喪失

・原子炉補機冷却海水系の全喪失

・複数の信号系損傷（津波特有の事象）

津波ＰＲＡにおいては、水密化された範囲の建屋（以下「１次系建屋」という。）内への浸水有無によってシナリオが異なる。

なお、津波ＰＲＡにおいては、津波シナリオ区分別の津波発生頻度に各シナリオ区分の起因事象の発生要因となる機器の損傷確率を掛け合わせたものが各起因事象の発生頻度となる。津波シナリオ区分別の津波発生頻度については、「3.1.3.2.2.4(7)a. 津波シナリオ区分別の津波発生頻度」に示す。

(2) 成功基準の設定

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準は、内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡと津波ＰＲＡでは相違がないため、内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡで設定した成功基準を用いる。

なお、津波特有の事象である「複数の信号系損傷」については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。

(3) 事故シーケンスの分析

a. イベントツリーの作成

本評価では、内部事象出力運転時ＰＲＡと同様に小イベントツリー／大フォールトツリー法を採用し、津波浸水イベントツリー、起因事象イベントツリー及び事象進展イベントツリーを作成し、これらを統合して評価する。津波評価用のイベントツリーの構成を概念的に第 3.1.3.2.2.4.1 図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおり。

(a) 津波浸水イベントツリー

津波浸水イベントツリーは、サイト内への浸水有無及び

１次系建屋内への浸水有無を分類するイベントツリーである。本評価における津波浸水イベントツリーを第3.1.3.2.2.4.2 図に示す。

(b) 起因事象イベントツリー

起因事象イベントツリーは、津波浸水イベントツリーの次にリンキングさせ、津波による設備への影響により誘発される起因事象の分類を行う。

起因事象イベントツリーにおけるヘディング設定の順番の考え方を以下に示す。

・基本的に事象進展の厳しい事象（津波シナリオ）から順に設定する。

・１次系建屋内が浸水する場合の方が、浸水しない場合より厳しいシナリオであるので、最初に１次系建屋内が浸水する場合に発生し得る起因事象を対象とする。対象とする起因事象は、事象の発生高さ及び事象進展イベントツリーで記載する起因事象発生後に期待する緩和系の類似性等から、事象進展の厳しい順に設定する。

・屋外と１次系建屋以外の建屋（タービン建屋等）に津波の影響がある場合について、発生し得る起因事象を、事象の発生高さ及び事象進展イベントツリーで記載する起因事象発生後に期待する緩和系の類似性等から、事象進展の厳しい順に設定する。

起因事象イベントツリー（１次系建屋内浸水有り）の分岐の考え方を以下に示す。

・2つ以上の起因事象の組合せを考慮しても、その後の事象進展イベントツリーで記載する起因事象発生後に期待する緩和系の類似性等から、事象進展の厳しい事象に代表可能（当該事象の事象進展イベントツリーで評価可能）である場合は、代表する事象進展イベントツ

リーへの分岐のみ実線とする（その他は点線で表記する）。ただし、以下の 2 つの事象についてはこの限りではない。

・複数の信号系損傷が発生する高さ（15.8m）以上の津波の襲来時は、1 次系建屋内に津波が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷し、直接炉心損傷となるため、他の起因事象との組合せの分岐を設定しない。

・屋外で発生する原子炉補機冷却海水系の全喪失と外部電源喪失の同時発生については、外部電源喪失（非常用所内電源のヘディングは必ず失敗）として評価することとし、分岐を設ける。

なお、起因事象イベントツリー（1 次系建屋内浸水無し）については、上記に加え、1 次系建屋内のみで発生する起因事象の分岐を除外した形とする。

本評価における起因事象イベントツリーを第 3.1.3.2.2.4.3 図及び第 3.1.3.2.2.4.4 図に示す。

(c) 事象進展イベントツリー

事象進展イベントツリーは、起因事象発生後の緩和系の喪失確率及び炉心損傷発生頻度の評価を行うイベントツリーである。津波ＰＲＡでは、起因事象の発生要因は内部事象と異なるが、起因事象発生後の事象進展は内部事象と同じであり、津波による機器の損傷はフォールトツリーでモデル化するため、内部事象でも考慮している起因事象については同じ事象進展イベントツリーを活用することができる。

一方、津波ＰＲＡで独自に考慮する起因事象（複数の信号系損傷）については、本事象が発生すると緩和系の成否にかかわらず直接炉心損傷に至るので、炉心損傷の観点では分岐は不要であるが、ＰＤＳ分類の観点では分岐が必要であるため、事象進展イベントツリーを作成する。

本評価における事象進展イベントツリーを第3.1.3.2.2.4.5 図～第 3.1.3.2.2.4.7 図に示す。なお、第3.1.3.2.2.4.5 図～第 3.1.3.2.2.4.7 図は参考資料に示す。

(d) 事故シーケンスの最終状態の分類

事故シーケンスの最終状態の分類及び事故シーケンスグループの分類は、内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡの「3.1.3.1.1.2(3)a.(c) 事故シーケンスの最終状態の分類」と同様である。

b. プラント損傷状態の分類

ＰＤＳの分類では、炉心損傷以降の事故シナリオの分析を合理的に行えるよう、内部事象出力運転時ＰＲＡの考え方に基づき、津波時に特有な影響も考慮して、事故シーケンスの特徴を表す要素を摘出して定義する。

内部事象出力運転時ＰＲＡの評価対象に含まれていない津波時固有の起因事象として、複数の信号系損傷が挙げられる。複数の信号系損傷の事象進展イベントツリーは内部事象出力運転時ＰＲＡの外部電源喪失のイベントツリーにおいて緩和設備が失敗した場合と同様の事故シーケンスとなっており、加圧器逃がし弁／安全弁ＬＯＣＡの発生の有無に応じて、ＳＥＤ又はＴＥＤに分類する。

一方、内部事象出力運転時ＰＲＡでは評価対象に含まれていたが津波時には評価対象に含まれていない起因事象もあるため、このような起因事象に係るＰＤＳは津波時には考慮しない。

上述の検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと１次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づくＰＤＳの分類を整理した結果を第 3.1.3.2.2.4.1 表に示す。

(4) システム信頼性の評価

a. フォールトツリーの作成

システム信頼性評価として、システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開し、システムのアンアベイラビリティの定量化を実施するために、フォールトツリーを作成した。

本評価では、第 3.1.3.2.2.4.8 図に示すように、イベントツリーヘディングにフォールトツリーを設定し炉心損傷頻度を算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

(a) 津波浸水イベントツリーへ設定するフォールトツリー

津波浸水イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーには、１次系建屋内への津波浸水条件をモデル化して作成する。

(b) 起因事象イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

起因事象イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーには、津波による起因事象誘発要因となる機器の損傷をモデル化して作成する。

(c) 事象進展イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

事象進展イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーは、内部事象出力運転時ＰＲＡフォールトツリーをベースとして、津波により系統機能喪失となる機器の損傷をモデル化して作成する。

(d) 長期冷却に必要な換気空調設備

換気空調系が損傷した場合でも、使命時間の間、室内に設置されたＳＳＣの許容温度以下の室温が維持されれば、ＳＳＣへの影響は無い。津波ＰＲＡの使命時間７日間を考慮し、損傷により７日以内に室温がＳＳＣの許容温度を超える換気空調系については、換気空調系の機能損傷によりＳＳＣの損傷に至るとして、モデル化する。

b. フロントライン系とサポート系の従属性

フロントライン系とサポート系の従属性については、内部事象出力運転時ＰＲＡと同様の従属性を考慮する。

(5) 信頼性パラメータの設定

信頼性パラメータについては、内部事象出力運転時ＰＲＡと同様のパラメータを設定する。

(6) 人的過誤の評価

人的過誤については、地震ＰＲＡにおいて検討したＴＨＥＲＰ手法の考え方をベースとして、津波によるプラントへの影響を適切に評価できるようにモデル化する。従属性のレベルについてはＳＰＡＲ－Ｈのイベントツリーを用いて評価しているが、津波ＰＲＡにおいては、津波発生時の作業環境を考慮して、人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

a. 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前の人的過誤については、地震ＰＲＡでの想定が試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないので、地震ＰＲＡと同様の評価とする。

b. 起因事象発生後人的過誤

起因事象発生後の人的過誤は、地震ＰＲＡの人的過誤確率をベースに、主に以下に示す津波発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した。津波ＰＲＡの人的過誤確率の設定方針を第 3.1.3.2.2.4.2 表に示す。

・津波が襲来した場合には、複数の設備（計器も含む）が同時に損傷する可能性があり、その際はプラント状態の診断が難しくなる。(診断失敗への影響)
・現場操作における、現場へのアクセス性の低下（操作・読取失敗への影響)
・津波発生後の操作であり、上記 2 点の影響を考慮するとストレスレベルが高くなると推察される。(操作・読取失

敗への影響）

(7) 事故シーケンスの定量化

a. 津波シナリオ区分別の津波発生頻度

津波シナリオ区分 i の津波発生頻度 fi は、津波高さ hi と hi_{-1} の津波ハザード曲線の超過発生頻度 $F(hi)$ と $F(hi_{-1})$ から求められる。

$$f_i = -\{F(h_i) - F(h_{i-1})\}$$

上記の手法で、津波ハザードを入力データとして、計算プログラム RiskSpectrum® HazardLite を用いて津波シナリオ区分別の津波発生頻度を算出する。津波シナリオ区分別の津波発生頻度を第 3.1.3.2.2.4.3 表に示す。

b. 津波シナリオ区分別の機器損傷確率

事故シーケンス評価にあたっては、フラジリティ評価結果を基に、津波シナリオ区分別の損傷確率を算出して使用する。

(a) 損傷確率がフラジリティ曲線となる機器

損傷確率がフラジリティ曲線となる機器については、機器のフラジリティ評価結果（Am、β_R、β_U）を入力データとして、計算プログラム RiskSpectrum® HazardLite を用いて津波シナリオ区分別の機器損傷確率を算出する。例として、外部電源関連設備である主変圧器の被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率を第 3.1.3.2.2.4.4 表に示す。

(b) 損傷確率がステップ状に立ち上がる機器

損傷確率がステップ状に立ち上がる機器については、設置高さ以上の津波高さでの津波シナリオ区分で損傷確率を 1.0 とする。例として、海水ポンプの被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率を第 3.1.3.2.2.4.5 表に示す。

c. 炉心損傷頻度の算出方法

津波シナリオ区分を m 区分に分けた場合、津波シナリオ区分 i で発生する ni 種類の事故シーケンス ji の発生頻度 $CDFij$ は、津波シナリオ区分 i の津波発生頻度 fi 及び事故シーケン

ス ji の条件付き炉心損傷確率 $CCDPij$ を用いて、次式によって求める。

$$CDF_{ij} = f_i \times CCDP_{ij}$$

全炉心損傷頻度 $CDFt$ は、各津波シナリオ区分 i で発生する事故シーケンス ji の発生頻度 $CDFij$ の、全津波シナリオ区分で発生する全事故シーケンスの総和である。すなわち、次式で求められる。

$$CDF_t = \sum_{i=1}^{m}\left(\sum_{j=1}^{ni} f_i \times CCDP_{ij}\right)$$

上記の手法で、計算プログラム RiskSpectrum® PSA を用いて全炉心損傷頻度を算出する。

d. 定量化結果

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 6.8×10^{-9}（／炉年）となった。津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋浸水有無別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.2.4.6 表に示す。

(a) 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋内浸水有無別の炉心損傷頻度評価結果

津波シナリオ区分別の炉心損傷頻度では、割合の高い順に、津波シナリオ区分 4、津波シナリオ区分 2、津波シナリオ区分 3 となり、津波高さが海水ポンプエリアの防護壁の高さ以上となるこれら 3 つの津波シナリオ区分の炉心損傷頻度で全炉心損傷頻度の殆どを占めた。このことから、海水ポンプエリアの防護壁が津波対策として有効であることが分かった。

また、全炉心損傷頻度に対する 1 次系建屋内浸水無しの炉心損傷頻度の割合は 53.1%となった。特に、1 次系建屋の開口部シールの効果に期待できる津波シナリオ区分 2 及び区分 3 においては、1 次系建屋内への浸水有りの炉心損傷頻度が、1 次系建屋への浸水無しの炉心損傷頻度よりも 2 桁程度小さくなっており、1 次系建屋の開口部シールも津波対策として有効であることが分かった。なお、各津波シ

ナリオ区分の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

(b) 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.2.4.7 表に示す。なお、第 3.1.3.2.2.4.7 表及び起因事象別の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

(c) 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.2.4.8 表に示す。なお、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

(d) プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

ＰＤＳ別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.2.4.9 表に示す。なお、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

e. 重要度解析

津波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）重要度を評価した（重要度は津波ＰＲＡで評価対象とした津波高さの範囲での全炉心損傷頻度に対して算出)。ＦＶ重要度の定義については、「3.1.3.1.1.2(7)c. 重要度解析」に示す。

津波による機器損傷のＦＶ重要度の評価結果を第 3.1.3.2.2.4.10 表に示す。なお、第 3.1.3.2.2.4.10 表及びＦＶ重要度評価結果についての考察は参考資料に示す。

f. 不確実さ解析

炉心損傷頻度の定量化を踏まえ、津波ハザード、津波フラジリティ、ランダム故障及び人的過誤の不確かさに対し、モンテカルロ法を用いて炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅を示すエラーファクタ（ＥＦ）を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.2.4.11 表及び第 3.1.3.2.2.4.9

図に示す。

全炉心損傷頻度のエラーファクタは 7.2×10^{8} となり、内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡに比べると非常に不確実さが大きい結果となった。その主な要因としては、津波ハザードデータの不確実さが非常に大きいことが挙げられる。

g. 感度解析等

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

本評価では、以下について解析を実施した。

(a) シビアアクシデント対策を無効にした感度解析

(b) 引き津波に係る解析

(a) シビアアクシデント対策を無効にした感度解析

イ 解析条件

シビアアクシデント対策（以下「ＳＡ対策」という。）によるリスク低減効果を把握することを目的として、ＳＡ対策を無効にした場合の炉心損傷頻度を算出する。ＳＡ対策については内部事象出力時レベル１ＰＲＡで考慮しているものと同様であり、第 3.1.3.1.1.2.54 表に示す。本感度解析では、海水ポンプエリアの防護壁の効果についても考慮しないこととしており、そのため津波シナリオ区分を変更する必要がある。ベースケースの津波シナリオ区分と、本感度解析用に設定した津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠を第 3.1.3.2.2.4.12 表に示す。

ロ 解析結果

感度解析の全炉心損傷頻度は 3.2×10^{-6}（／炉年）となった。第 3.1.3.2.2.4.13 表に津波シナリオ区分別のＳＡ対策有無による評価結果を、第 3.1.3.2.2.4.14 表及び第 3.1.3.2.2.4.10 図に事故シーケンスグループ別のＳＡ対策

有無による評価結果を示す。ＳＡ対策を考慮することで、全炉心損傷頻度はＳＡ対策無しの 2.1×10^{-3} 倍に低減した。

ＳＡ対策ありのケースでは、海水ポンプエリアの防護壁の効果により、その高さ未満の津波シナリオ区分については炉心損傷頻度が極めて低い結果となり、海水ポンプエリアの防護壁が効果的であることが分かる。また、ＳＡ対策を考慮することで、１次系建屋浸水無しの場合での炉心損傷頻度が低減しており、これは本評価において支配的な事故シーケンスグループである全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失に対して有効なＳＡ対策が津波の影響を受けにくい高所に設置されていることによるものである。

(b) 引き津波に係る解析

イ 解析条件

引き津波による影響度合いを把握することを目的として、引き津波発生時に「3.1.3.2.2.1(2)c. 起因事象の分析」にて選定した起因事象が発生した場合の炉心損傷頻度を算出する。

本プラントには、引き津波発生時に必要な海水を確保するために、海水ポンプ取水ピットに貯水堰（－2.35m）が設けられており、基準津波最低水位（－4.8m）までの引き津波に対しては海水ポンプの運転に必要な貯水量が確保され、津波高さが海水ポンプの許容最低水位（－3.1m）を下回ったとしても海水ポンプの運転を継続できると評価している。一方で、津波高さが基準津波最低水位（－4.8m）を下回った場合には、必要な海水を確保できないため海水ポンプを全台停止する手順となっている。

また、循環水ポンプは堰の外側に設置されているため津波高さが循環水ポンプの許容最低水位（－3.01m）を下回った場合、循環水ポンプを停止する手順となってい

る。

以上を踏まえ、引き津波の津波シナリオ開始高さと津波シナリオ区分を以下のように設定する。津波発生頻度を算出した結果を第 3.1.3.2.2.4.15 表に示す。

・津波シナリオ区分 1（－3.01m～－4.8m）

・津波シナリオ区分 2（－4.8m 未満）

ロ 解析結果

解析の全炉心損傷頻度は 2.9×10^{-9}（／炉年）となった。第 3.1.3.2.2.4.16 表に起因事象別の炉心損傷頻度を示す。引き津波発生による全炉心損傷頻度は、押し津波に比べて 6 割程度低かった。なお、第 3.1.3.2.2.4.16 表及び起因事象別の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

3.1.3.2.2.5 格納容器機能喪失頻度評価

(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

a. プラント損傷状態の分類

「3.1.3.2.2.4(3)b. プラント損傷状態の分類」に示す。

b. プラント損傷状態ごとの発生頻度

「3.1.3.2.2.4(7)d.(d) プラント損傷状態別の炉心損傷頻度」に示す。

(2) 格納容器機能喪失モードの設定

津波時に特有な事象を考慮して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードを設定する。格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

津波時に特有な事象は、津波ＰＲＡの評価上の仮定（津波ＰＲＡでは津波が引いた状態の評価とする、津波による原子炉格納容器自体の損傷は考慮しない、原子炉格納容器内には津波が流入しないものとする）より、津波によるＳＳＣへの影響はあるものの、炉心損傷以降の事故進展は内部事象出力運転時ＰＲＡと相違はない。

原子炉格納容器外部での津波による機器等の損傷が原子炉格納容器内事象に与える影響は、フロントライン系であれば非常用炉心冷却機能や格納容器スプレイ機能の喪失、サポート系であれば電源機能や原子炉補機冷却機能の全喪失等に包含される。これらの機能喪失は内部事象出力運転時ＰＲＡにおいても考慮されており、それらの機能喪失あるいはその組合せが事故進展に与える影響についても内部事象出力運転時ＰＲＡで考慮されている。

したがって、内部事象出力運転時ＰＲＡで考慮される格納容器機能喪失モードに加えて考慮すべき津波に特有な格納容器機能喪失モードはなく、津波出力運転時ＰＲＡの格納容器機能喪失モードは、基本的に内部事象出力運転時ＰＲＡと同じである。ただし、津波出力運転時ＰＲＡで対象外とした事故シーケンスのうち、蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステムＬＯＣＡの格納容器機能喪失モードである蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス（ｇの一部）及びインターフェイスシステムＬＯＣＡ後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス（ν）については分類不要となる。

以上から、津波出力運転時ＰＲＡの格納容器機能喪失モードの設定結果を第 3.1.3.2.2.5.1 表に示す。

(3) 成功基準の設定

格納容器機能喪失を防止するための緩和系の成功基準は、内部事象出力運転時ＰＲＡと津波ＰＲＡでは相違がないため、内部事象出力運転時ＰＲＡで設定した成功基準を用いる。

(4) 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡの検討に加えて津波による影響を考慮し、ＰＤＳごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備等の緩和設備の動作状態及びシビアアクシデント時の物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故進展を樹形図で分類する格納容器イベン

トツリーを作成する。

a．事故シーケンスの特徴分析

(a) シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象を、各ＰＤＳを考慮して抽出し、発生条件及び発生後の事故進展を検討する。

津波時の炉心損傷以降の事故進展は、内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡと相違なく、抽出される重要な物理化学現象、その発生条件及び発生後の事故進展については、基本的に内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡと同様である。

ただし、格納容器機能喪失モードの設定と同様に、内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡの格納容器機能喪失モードのうち、津波事象において対象外とされたＰＤＳにのみ係る格納容器機能喪失モードである蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス（ｇの一部）とインターフェイスシステムＬＯＣＡ後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス（ν）に関連した物理化学現象については、津波出力運転時レベル２ＰＲＡでは発生しない。検討した結果を第 3.1.3.2.2.5.2 表に示す。

(b) 事故の緩和手段の分析

事故の緩和及び格納容器機能喪失防止に係る実施可能な緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射能雰囲気条件の下での運転操作可能性を検討する。

津波時の影響を考慮して、内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡで期待する緩和手段の津波出力運転時レベル２ＰＲＡでの扱いについて検討した結果を第 3.1.3.2.2.5.3 表に示す。

なお、津波時に考慮する津波高さや１次系建屋への浸水の有無によって、緩和設備の損傷等が一意的に決まり、考

慮する条件によっては期待できない緩和手段があるが、本項目では期待する緩和手段全てを記載している。

b. 格納容器イベントツリーの作成

格納容器イベントツリーは、炉心損傷において格納容器機能喪失を防止するための緩和系の喪失確率及び物理化学現象の発生確率から、格納容器機能喪失頻度の評価を行うイベントツリーである。津波出力運転時レベル１ＰＲＡでの炉心損傷時のＰＤＳは、内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡにおいて対象としているＰＤＳに包含され、かつ、津波出力運転時レベル２ＰＲＡでの評価対象機器への津波の影響（津波による機器損傷）はフォールトツリーでモデル化する。したがって、津波出力運転時レベル２ＰＲＡにおける格納容器イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡと同じ格納容器イベントツリーを活用する。格納容器イベントツリーを第 3.1.3.2.2.5.1 図に示す。なお、第 3.1.3.2.2.5.1 図は参考資料に示す。

格納容器機能喪失頻度を定量化するために、「3.1.3.2.2.4 炉心損傷頻度評価」におけるイベントツリーに加えて、「格納容器イベントツリー」をリンキングする手法を用いる。イベントツリーのリンキングのイメージ図を第 3.1.3.2.2.5.2 図に示す。

c. 従属性のモデル化

「3.1.3.1.1.3(3)c. 従属性のモデル化」に示す。

(5) 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求める事を目的として、各ＰＤＳを代表する事故進展解析を実施する。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

ＰＤＳごとに、そのＰＤＳを代表する事故シーケンスを事故進展解析の対象として選定する。

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡと同じである。内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡで選定した代表事故シーケンスの津波時での妥当性について、第 3.1.3.2.2.5.4 表に示す津波時の各ＰＤＳの炉心損傷頻度の上位カットセットを参考に確認した。その結果、内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡにおいて、各ＰＤＳに対して選定した代表事故シーケンスは妥当であることを確認できたため、内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡにおいて実施した事故進展解析の結果を津波出力運転時レベル２ＰＲＡにおいても参照する。なお、第 3.1.3.2.2.5.4 表は参考資料に示す。

(6) 格納容器機能喪失頻度の定量化

a. 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

ＰＤＳごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定評価するが、その設定方法については内部事象出力運転時ＰＲＡと同様である。津波の影響については津波出力運転時レベル１ＰＲＡと同様の設定の考え方である。

また、津波フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率分布の設定の考え方は、津波フラジリティについては津波出力運転時レベル１ＰＲＡと同様である。その他、人的過誤に係る分布について津波の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡと同様の設定の考え方である。なお、ここで設定した確率分布は、格納容器機能喪失頻度及び放出カテゴリの発生頻度の不確実さ解析に用いる。

b. 格納容器機能喪失頻度の算出方法

津波シナリオ区分を m 区分に分けた場合、津波シナリオ区分ｉで発生する ni 種類の事故シーケンス ji の格納容器機能喪

失頻度 *CFFij* は、津波シナリオ区分ｉの津波発生頻度 *fi* 及び事故シーケンス *ji* の条件付き炉心損傷確率 *CCDPij* 及び条件付き格納容器機能喪失確率 *CCFPij* を用いて、次式によって求める。

$$CFF_{ij} = f_i \times CCFP_{ij}$$

全格納容器機能喪失頻度 *CFFt* は、各津波シナリオ区分ｉで発生する事故シーケンス *ji* の格納容器機能喪失頻度 *CFFij* を全ての津波シナリオ区分（ｉ=1～m）で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CFF_t = \sum_{i=1}^{m}\left(\sum_{j=1}^{ni} f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij}\right)$$

上記の手法で、計算プログラム RiskSpectrum® PSA を用いて全格納容器機能喪失頻度を算出する。

c. 格納容器機能喪失頻度の解析

ＰＤＳごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、津波による格納容器機能喪失頻度を算出した。津波シナリオ区分別及び１次系建屋の浸水有無別、ＰＤＳ別、格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

(a) 津波シナリオ区分別及び１次系建屋への浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

津波シナリオ区分別及び１次系建屋の浸水有無別の格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.2.5.5 表に示す。全格納容器機能喪失頻度は 5.6×10^{-9}（／炉年）となり、全炉心損傷頻度の 6.8×10^{-9}（／炉年）と比較して微減し、条件付き格納容器機能喪失確率は 0.83 となった。これは、津波によって格納容器機能喪失に至る主要シーケンスのうち、炉心損傷に至るまでに機能喪失する設備が炉心損傷防止・格納容器機能喪失防止の観点で共通であり、炉心損傷防止だけでなく格納容器機能喪失防止対策として期待している緩和設備が機能喪失している可能性が高いためである。

また、１次系建屋内浸水無しの格納容器機能喪失頻度の

割合は 43.3%となった。１次系建屋内への浸水有無別の傾向については津波出力時レベル１ＰＲＡと同様であり、津波高さが海水ポンプエリアの防護壁の高さを超えるシナリオ区分 2 及び区分 3 において、１次系建屋内への浸水有りの場合の方が１～２桁程度小さくなっており、１次系建屋の開口部シールが格納容器機能喪失防止の観点からも津波対策として有効であることが分かった。

(b) プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

ＰＤＳ別の格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.2.5.6 表に示す。なお、プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度についての考察は参考資料に示す。

(c) 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.2.5.7 表に示す。格納容器機能喪失モードのδ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）の寄与が支配的となり全格納容器機能喪失頻度の 72.1%を占め、次いで、τ（格納容器過温破損）の寄与が 15.9%、β（格納容器隔離失敗）の寄与が 7.4%であった。なお、格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度についての考察は参考資料に示す。

(d) 格納容器健全性が維持される頻度の評価結果

格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全に至る事故シーケンスの頻度を積算することによって算出し、1.1×10^{-9}（／炉年）である。

d. 重要度解析

重要度解析として、津波出力運転時レベル１ＰＲＡと同様の手法を用いてＦＶ重要度を評価した。ＦＶ重要度の定義については、「3.1.3.1.1.3(5)c. 重要度解析」に示す。

評価結果を第 3.1.3.2.2.5.8 表に示す。なお、第 3.1.3.2.2.5.8 表及びＦＶ重要度評価結果についての考察は参考資料に示す。

(7) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定された全ての事故シーケンスを、ＰＤＳ、格納容器機能喪失モード及び放出経路の組合せから、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類し、放出カテゴリごとの発生頻度を求める。

a. 放出カテゴリの分類

「3.1.3.1.1.3(6) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」において、津波時に特有な事象を考慮して、放出カテゴリを分類した。分類に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。外的事象に係る放出カテゴリである格納容器バイパス（外的）(F2)について、津波による蒸気発生器伝熱管破損はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。また、格納容器破損（外的）(F4)について、津波による原子炉建屋及び原子炉格納容器の損傷はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。

したがって、津波出力運転時レベル２ＰＲＡの放出カテゴリの分類では、内的事象出力運転時レベル２ＰＲＡで分類された放出カテゴリに対して、津波に特有な放出カテゴリの分類の変更等はない。

b. 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第 3.1.3.2.2.5.9 表に示す。

放出カテゴリのうち、格納容器破損のその他の分類による放出カテゴリ(F3C)の発生頻度が最も大きく、5.1×10^{-9}（／炉年）であった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」（δモード）がこの放出カテゴリに含まれているためである。

(8) 不確実さ解析及び感度解析等

a. 不確実さ解析

格納容器機能喪失頻度の定量化結果を踏まえ、津波ハザード、津波フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさに対し、モンテカルロ法を用いて、格納容器機能喪失頻度の平均値及び不確実さ幅（エラーファクタ）を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第3.1.3.2.2.5.10 表及び第 3.1.3.2.2.5.3 図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.2.5.11 表及び第3.1.3.2.2.5.4 図に示す。

全格納容器機能喪失頻度のエラーファクタは 6.7×10^{8} となり、内的事象出力時レベル２ＰＲＡと比べると非常に不確実さが大きくなる。その主な要因としては津波ハザードデータの不確実さ幅が非常に大きいことが挙げられる。

b. 感度解析等

津波出力運転時レベル１ＰＲＡと同様に、以下について解析を実施した。

(a) シビアアクシデント対策を無効にした感度解析

(b) 引き津波に係る解析

(a) シビアアクシデント対策を無効にした感度解析

イ 解析条件

ＳＡ対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、これらを無効にした場合の格納容器機能喪失頻度を算出する。本感度解析では、海水ポンプエリアの防護壁の効果についても考慮しないこととしており、そのため津波シナリオ区分を変更する必要がある。ベースケースの津波シナリオ区分と、本感度解析用に設定した津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠を第 3.1.3.2.2.4.12 表に示す。

ロ　解析結果

第 3.1.3.2.2.5.12 表にベースケース（ＳＡ対策あり）と感度解析ケース（ＳＡ対策なし）の格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を比較した結果を示す。感度解析ケースの全格納容器機能喪失頻度は 3.2×10^{-6}（／炉年）となった。ＳＡ対策を考慮することで、全格納容器機能喪失頻度はＳＡ対策なしの約 1.8×10^{-3} 倍となり、ＳＡ対策によるリスク低減効果が確認できた。

また、第 3.1.3.2.2.5.5 図にベースケース（ＳＡ対策あり）と感度解析ケース（ＳＡ対策なし）の格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を比較した結果を示す。津波出力運転時レベル１ＰＲＡと同様に海水ポンプエリアの防護壁及びＳＡ対策によって全格納容器機能喪失頻度は低減した。

(b)　引き津波に係る解析

イ　解析条件

引き津波による影響度合いを把握することを目的として、「3.1.3.2.2.4(7)g.(b)　引き津波に係る解析」の結果を基に、引き津波に関する格納容器機能喪失頻度を算出する。

ロ　解析結果

解析結果を第 3.1.3.2.2.5.13 表に示す。引き津波による全格納容器機能喪失頻度は 1.9×10^{-9}（／炉年）となり、引き津波発生による全格納容器機能喪失頻度は、押し津波に比べて 6 割程度低かった。また、引き津波による全炉心損傷頻度 2.9×10^{-9}（／炉年）と比較して低減し、条件付き格納容器機能喪失確率は 0.64 となった。なお、第 3.1.3.2.2.5.13 表は参考資料に示す。

3.1.3.2.2.6 ソースターム評価

(1) 放出カテゴリのソースターム評価

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

a. 評価対象事故シーケンスの選定

津波出力時ＰＲＡでは、建屋又は格納容器の津波による直接損傷は考慮しておらず、事故進展は内的出力時ＰＲＡで考慮している範囲に収まると考えられることから、放出カテゴリの分類にあたっても特別な要素の考慮は不要である。したがって、放出カテゴリの分類及び代表として選定する格納容器機能喪失モードは第 3.1.3.1.1.3.25 表に示すとおり内的出力時ＰＲＡに同じである。

b. ソースタームの評価

「3.1.3.1.1.4(1)b. ソースタームの評価」に同じ。

c. 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

全ての放出カテゴリに対して、ソースタームと発生頻度を評価することにより、Ｃｓ－１３７の放出量が 100TBq を超える事故シーケンスの発生頻度を求めた。放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果を整理したものを第 3.1.3.2.2.5.14 表に示す。事故時のＣｓ－１３７の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は 5.6×10^{-9}（／炉年）となった。

(2) 不確実さ解析及び感度解析

「3.1.3.1.1.4(2) 不確実さ解析及び感度解析」に同じ。

第 3.1.3.2.2.1.1 表　評価に必要な情報及び主な情報源

<table>
<tr><th></th><th colspan="2">ＰＲＡ作業</th><th>情　報</th><th>主な情報源</th></tr>
<tr><td>1</td><td colspan="2">プラントの設計・運転の把握</td><td>ＰＲＡ実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報</td><td>・海水ポンプウェル全体図、海水ポンプ室竣工図等
・プラント・ウォークダウン
・津波被害事例（東北地方太平洋沖地震の情報等）</td></tr>
<tr><td>2</td><td colspan="2">確率論的津波ハザード評価</td><td>対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報</td><td>・文献調査結果
・地質調査結果</td></tr>
<tr><td>3</td><td colspan="2">建屋・機器フラジリティ評価</td><td>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</td><td>・上記１の情報源
・過去の津波遡上に関する文献</td></tr>
<tr><td rowspan="4">4</td><td rowspan="4">事故シーケンス評価</td><td>a)事故シナリオの分析と起因事象の分類</td><td>津波時に想定されるプラント状態</td><td>・原子炉設置許可申請書</td></tr>
<tr><td>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</td><td>・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</td><td rowspan="3">・上記１の情報源
・既往のＰＲＡ情報
・人間信頼性解析に関する報告書
NUREG/CR-1278, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications”
NUREG/CR-6883 ,”The SPAR-H Human Reliability Analysis Method”</td></tr>
<tr><td>c)システムのモデル化</td><td>対象プラントに即した機器故障モード、運転形態</td></tr>
<tr><td>d)事故シーケンスの定量化</td><td>評価結果の妥当性を確認できる情報</td></tr>
</table>

第 3.1.3.2.2.1.2 表　津波による損傷・機能喪失要因、対象ＳＳＣの種類及びフラジリティ評価対象の要否（１／５）

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるＳＳＣの種類（主要なＳＳＣ）	フラジリティ評価対象要否検討結果	
被水・没水	・動的（電気的）設備（電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等）	フラジリティ評価対象。	○
波力	・動的（電気的）設備（電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等）	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。 （ただし、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能なため、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。）	△
		屋内設置の設備；当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。	×
	・静的設備（タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等）	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。 （ただし、「波力」を直接受けることが無いように構築物を設けた設備は対象外とする。）	△
		屋内設置の設備；当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。	×
	・建屋開口部建具（扉、シール等の浸水対策を実施した建具等）	開口部の止水対策（シール）をフラジリティ評価対象とする。	○

○：フラジリティ評価対象、△：ＳＳＣごとにフラジリティ評価対象／対象外を判断、×：フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 表　津波による損傷・機能喪失要因、対象ＳＳＣの種類及びフラジリティ評価対象の要否（２／５）

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるＳＳＣの種類（主要なＳＳＣ）	フラジリティ評価対象要否検討結果	
波力	・建物・構築物（海水取水口も含む）	評価対象となる建屋・構築物は、一般的な家屋・ビル等とは異なり、遮へいや耐震設計の要求から鉄筋コンクリート造で数十 cm～1m 程度の厚さの躯体（外壁）を有した強固な設計がされており、開口部からの建屋内への浸水が発生するより前に津波波力により損傷しないと考えられる。したがって、建屋・構築物については、フラジリティ評価対象外とする。	×
	・防潮堤・防波堤	大飯発電所には津波対策としての防潮堤・防波堤は設置されていないため、フラジリティ評価では考慮しない。	×
流体力	「波力」と同じ。	「波力」と同じ。 （ただし、影響が「波力」に対して軽微であると考えられる場合には、「波力」に包含されるものとして取り扱う。）	△
浮力	・動的（電気的）設備（電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等）	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。 （ただし、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能なため、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。）	△
		屋内設置の設備；屋外設備と同じ。（ただし、建屋浸水時のみ。）	△
	・静的設備（タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等）	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。	○
		屋内設置の設備；屋外設備と同じ。（ただし、建屋浸水時のみ。）	○

○：フラジリティ評価対象、△：ＳＳＣごとにフラジリティ評価対象／対象外を判断、×：フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 表　津波による損傷・機能喪失要因、対象ＳＳＣの種類及びフラジリティ評価対象の要否（３／５）

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるＳＳＣの種類（主要なＳＳＣ）	フラジリティ評価対象要否検討結果	
漂流物衝突	・動的（電気的）設備（電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等）	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。 （ただし、「被水・没水」フラジリティ評価結果で代表可能なため、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。）	△
		屋内設置の設備；直接的に建屋内の設備に衝突する訳ではないため、フラジリティ評価対象外とする。	×
	・静的設備（タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等）	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。 （ただし、衝突可能性等も考慮し、フラジリティ評価の実施要否を検討する。）	△
		屋内設置の設備；直接的に建屋内の設備に衝突する訳ではないため、フラジリティ評価対象外とする。	×
	・建屋開口部建具（扉、シール等の浸水対策を実施した建具等）	建屋開口部建具の面積は想定される漂流物に対して大きくないため、津波発生確率・漂流物の発生確率・到達確率に衝突時の損傷確率を考慮すると、漂流物衝突により影響を受ける確率は極めて小さいものと考えられる。したがって、建屋開口部建具はフラジリティ評価対象外とする。	×
	・建物・構築物（海水取水口も含む）	評価対象となる建屋・構築物は、一般的な家屋・ビル等とは異なり、遮へいや耐震設計の要求から鉄筋コンクリート造で数十cm～1m 程度の厚さの躯体（外壁）を有した強固な設計がされており、開口部からの建屋内への浸水が発生するより前に漂流物衝突により損傷しないと考えられる。したがって、建屋・構築物については、フラジリティ評価対象外とする。	×

○：フラジリティ評価対象、△：ＳＳＣごとにフラジリティ評価対象／対象外を判断、×：フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 表　津波による損傷・機能喪失要因、対象ＳＳＣの種類及びフラジリティ評価対象の要否（４／５）

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるＳＳＣの種類（主要なＳＳＣ）	フラジリティ評価対象要否検討結果	
漂流物衝突	・防潮堤・防波堤	大飯発電所には津波対策としての防潮堤・防波堤は設置されていないため、フラジリティ評価では考慮しない。	×
引き津波による水位低下	・海水取水のポンプ（海水ポンプ、循環水ポンプ）	フラジリティ評価対象。（他の要因と異なり、ある特定のマイナス水位（許容最低水位）に対する評価となる。）	○
海底砂移動	・海水取水のポンプ（海水ポンプ、循環水ポンプ）	フラジリティ評価対象。	○
洗掘	・動的（電気的）設備（電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等）	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。（ただし、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能なため、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。）	△
		屋内設置の設備；当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。	×
	・静的設備（タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等）	屋外設置の設備；静的設備のうち、タンクのみがフラジリティ評価対象とする。（ただし、基礎の状況等も考慮し、フラジリティ評価の実施要否を検討する。）	△
		屋内設置の設備；当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。	×

○：フラジリティ評価対象、△：ＳＳＣごとにフラジリティ評価対象／対象外を判断、×：フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 表　津波による損傷・機能喪失要因、対象ＳＳＣの種類及びフラジリティ評価対象の要否（５／５）

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるＳＳＣの種類（主要なＳＳＣ）	フラジリティ評価対象要否検討結果	
洗掘	・建物・構築物（海水取水口も含む）	安全上重要な建屋・構築物は一般建築物に比べて基礎面積が大きいこと、地表面から基礎底面までの深さが大きいことを考えると、洗掘により建屋・構築物が傾斜や倒壊に至ることが考えられない。したがって、建屋・構築物はフラジリティ評価対象外とする。	×
	・防潮堤・防波堤	大飯発電所には津波対策としての防潮堤・防波堤は設置されていないため、フラジリティ評価では考慮しない。	×

○：フラジリティ評価対象、△：ＳＳＣごとにフラジリティ評価対象／対象外を判断、×：フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.3 表　起因事象の分析結果（スクリーニング①）（１／８）

起因事象	スクリーニング①の結果（スクリーニング②の対象要否）	検討内容
原子炉容器破損	×	原子炉容器は格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力を直接受けることは考え難く、影響は受けないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
大破断ＬＯＣＡ	×	当該事象の発生要因となる配管は格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力を直接受けることは考え難く、影響は受けないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
中破断ＬＯＣＡ	×	大破断ＬＯＣＡと同様であり、当該事象は対象外とする。
小破断ＬＯＣＡ	×	大破断ＬＯＣＡと同様であり、当該事象は対象外とする。
極小ＬＯＣＡ	×	大破断ＬＯＣＡと同様であり、当該事象は対象外とする。
加圧器逃がし弁／安全弁ＬＯＣＡ	○	津波が原因で制御回路が誤動作し、加圧器逃がし弁が誤開して再閉止できない場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
インターフェイスシステムＬＯＣＡ（余熱除去系）	×	津波が原因で制御回路が誤動作し、余熱除去ポンプ吸込側ラインの電動弁が誤開した場合には、当該事象が発生する可能性がある。しかし、国内ＰＷＲプラントでは、余熱除去ポンプ入口隔離弁は出力運転時にはNo Fuse Breaker（NFB）を切り引き運用としているため、津波が原因で制御回路が誤動作する可能性はなく、当該弁は誤開することはない。 また、当該事象の発生要因となる余熱除去ポンプ低温側注入ラインの逆止弁、余熱除去ポンプ高温側注入ラインの逆止弁は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響は受けないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。

スクリーニング①：（国内のＰＷＲ）プラント共通の観点でのスクリーニング
　○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）
スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表　起因事象の分析結果（スクリーニング①）（２／８）

起因事象	スクリーニング①の結果（スクリーニング②の対象要否）	検討内容
インターフェイスシステムＬＯＣＡ（充てん／抽出のアンバランス）	○	津波が原因で制御回路が誤動作し、加圧器水位低信号による化学体積制御系抽出ラインの空気作動弁の自動閉止に失敗した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
インターフェイスシステムＬＯＣＡ（余熱除去系と充てん／抽出のアンバランス以外）	○	津波が原因で制御回路が誤動作し、化学体積制御系余剰抽出ラインの電動弁及び空気作動弁が誤開した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
１次冷却材ポンプシールリーク	○	津波により充てんポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
主給水流量喪失	○	津波により主給水ポンプ、復水ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のＰＷＲ）プラント共通の観点でのスクリーニング
○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）
スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表　起因事象の分析結果（スクリーニング①）（３／８）

起因事象	スクリーニング①の結果（スクリーニング②の対象要否）	検討内容
負荷の喪失	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合は内的事象出力時ＰＲＡの範疇となる。一方、津波がプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、または津波到達までに原子炉を手動停止している可能性が高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合には、その影響別に起因事象を分類可能である。したがって当該事象は対象外とする。
主蒸気隔離弁の誤閉止（1 or 2 弁）	○	津波により主蒸気隔離弁、又は関連する電源設備等が損傷し、主蒸気隔離弁の1 弁又は2弁が誤閉止した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）	○	津波により主蒸気隔離弁、又は関連する電源設備等が損傷し、主蒸気隔離弁全弁が誤閉止した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
過渡事象	○	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
主給水管破断	×	主給水管は格納容器内、又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。また、津波が原因で制御回路が誤動作し、主給水管破断相当の事象が発生するような弁は無い。したがって、当該事象は対象外とする。

スクリーニング①：（国内のＰＷＲ）プラント共通の観点でのスクリーニング
○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）
スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表　起因事象の分析結果（スクリーニング①）（４／８）

起因事象	スクリーニング①の結果（スクリーニング②の対象要否）	検討内容
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）	○	主蒸気管は格納容器内、又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。しかし、津波により主蒸気逃がし弁、又は関連する電源設備等が損傷し、主蒸気逃がし弁が誤開して再閉止できなかった場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）	○	主蒸気管は格納容器内、又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。しかし、津波により関連する電源設備等が損傷し、タービンバイパス弁が誤開して再閉止できなかった場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
蒸気発生器伝熱管破損	×	蒸気発生器伝熱管は格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
外部電源喪失	○	津波により変圧器等の外部電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
制御用空気系の部分喪失	○	津波により制御用空気圧縮機等が損傷し、制御用空気系の１ヘッダへの圧縮空気供給機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のＰＷＲ）プラント共通の観点でのスクリーニング
○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）
スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表　起因事象の分析結果（スクリーニング①）（５／８）

起因事象	スクリーニング①の結果（スクリーニング②の対象要否）	検討内容
制御用空気系の全喪失	○	津波により制御用空気圧縮機等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却水系の部分喪失（A or B ヘッダ）	○	津波により原子炉補機冷却水ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷し、原子炉補機冷却水系のA 又はB ヘッダへの給水機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却水系の部分喪失（C ヘッダ）	○	津波により原子炉補機冷却水ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷し、原子炉補機冷却水系のC ヘッダへの給水機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却水系の全喪失	○	津波により原子炉補機冷却ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	○	津波により海水ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷し、１ヘッダへの給水機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却海水系の全喪失	○	津波により海水ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系高圧交流母線の部分喪失	○	津波により安全系高圧交流母線に関連する電気盤等の１系列が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のＰＷＲ）プラント共通の観点でのスクリーニング
○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）
スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表　起因事象の分析結果（スクリーニング①）（６／８）

起因事象	スクリーニング①の結果（スクリーニング②の対象要否）	検討内容
安全系高圧交流母線の全喪失	○	津波により安全系高圧交流母線に関連する電気盤等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系低圧交流母線の部分喪失	○	津波により安全系低圧交流母線に関連する電気盤等の１系列が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系低圧交流母線の全喪失	○	津波により安全系低圧交流母線に関連する電気盤等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系直流母線の部分喪失	○	津波により安全系直流母線に関連する電気盤等の１系列が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系直流母線の全喪失	○	津波により安全系直流母線に関連する電気盤等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系計装用母線の部分喪失	○	津波により計装用母線に関連する電気盤等の１系列が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系計装用母線の全喪失	○	津波により計装用母線に関連する電気盤等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
中央制御室空調系の喪失	○	津波により中央制御室空調系の機器又は、関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のＰＷＲ）プラント共通の観点でのスクリーニング
○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）
スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表　起因事象の分析結果（スクリーニング①）（７／８）

起因事象	スクリーニング①の結果（スクリーニング②の対象要否）	検討内容
安全補機開閉器室空調系の部分喪失	○	津波により安全補機開閉器室空調系の機器又は、関連する電源設備等が損傷し、安全補機開閉器室空調系の1ヘッダへの圧縮空気供給機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全補機開閉器室空調系の全喪失	○	津波により安全補機開閉器室空調系の機器又は、関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
空調用冷水系の部分喪失	○	津波により空調用冷水ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷し、１ヘッダへの給水機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
空調用冷水系の全喪失	○	津波により空調用冷水ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
手動停止	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には、内的事象出力時ＰＲＡの範疇となる。一方、津波がプラント影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響別に起因事象を分類可能である。したがって、当該事象は対象外とする。

スクリーニング①：（国内のＰＷＲ）プラント共通の観点でのスクリーニング
○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）
スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表　起因事象の分析結果（スクリーニング①）（８／８）

起因事象	スクリーニング①の結果（スクリーニング②の対象要否）	検討内容
ＡＴＷＳ	×	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので、実際の津波を想定した場合には、「要因となった地震」、又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられる。しかしながら、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。
津波特有の事象	○	上述の他の起因事象以外に、津波により直接的に炉心損傷に至る事象等を津波特有の事故シナリオとして対象となる可能性がある。

スクリーニング①：（国内のＰＷＲ）プラント共通の観点でのスクリーニング
○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）
スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（１／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
加圧器逃がし弁／安全弁ＬＯＣＡ	○	１次系建屋内へ浸水した場合、加圧器逃がし弁に関連する電気盤（設置高さ；21.8m）が被水・没水により誤動作し、当該弁が誤開に至って当該事象が発生する可能性がある。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
インターフェイスシステムＬＯＣＡ（充てん／抽出のアンバランス）	○	１次系建屋へ浸水した場合、抽出ライン第1,2止め弁及び抽出オリフィス出口格納容器第1隔離弁に関連する電気盤（設置高さ；15.8m）が被水・没水により誤動作し、当該弁が閉失敗に至って当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
インターフェイスシステムＬＯＣＡ（余熱除去系と充てん／抽出のアンバランス以外）	○	１次系建屋へ浸水した場合、余剰抽出ライン第1,2止め弁に関連する電気盤（設置高さ；21.8m）及び余剰抽出ライン流量調節弁に関連する電気盤（設置高さ；21.8m）が被水・没水により誤動作し、当該弁が同時に誤開に至って当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（２／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
１次冷却材ポンプシールリーク	○	１次系建屋へ浸水した場合、充てんポンプ（設置高さ；10.0m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず全交流電源の喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。
主給水流量喪失	○	タービン建屋に設置されている復水ポンプ（設置高さ；-3.65m、損傷高さ；9.7m）が損傷した場合、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず全交流電源の喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。
主蒸気隔離弁の誤閉止（1 or2 弁）	×	主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）の代表である主蒸気隔離弁全弁に関連する電気盤は全て同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（３／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）	○	１次系建屋へ浸水した場合、主蒸気隔離弁に関連する電気盤(21.3m)が被水・没水により誤動作し、当該弁が誤閉止に至って当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
過渡事象	○	屋外に設置されている循環水ポンプ（設置高さ；10.1m）、又はタービン建屋に設置されている復水器真空ポンプ（設置高さ；6.3m、損傷高さ；9.7m）が損傷した場合、当該事象が発生する可能性があるが、損傷高さを考慮すると、タービン建屋に設置されている復水器真空ポンプが損傷した場合に当該事象が発生するとする。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず全交流電源の喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（４／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）	○	１次系建屋内へ浸水した場合、主蒸気逃がし弁に関連する電気盤（設置高さ；15.8m）が被水・没水により誤動作し、当該弁が誤開に至って当該事象が発生する可能性がある。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）	○	タービン建屋内に設置されているタービンバイパス弁に関連する電気盤が被水・没水により誤動作し、当該弁が誤開に至って、当該事象が発生する可能性がある。	×	当該事象が発生した時には、必ず全交流電源の喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。
外部電源喪失	○	屋外に設置されている主変圧器等（設置高さ；13.5m）の外部電源設備、又はタービン建屋に設置されている常用系メタルクラッドスイッチギア（設置高さ；6.35m、損傷高さ；9.7m）が損傷した場合、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は屋外機器、又はタービン建屋機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（５／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
制御用空気系の部分喪失	×	制御用空気系の全喪失の代表である制御用空気圧縮機は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
制御用空気系の全喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合、制御用空気圧縮機（設置高さ；17.1m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
原子炉補機冷却水系の部分喪失（A or Bヘッダ）	×	原子炉補機冷却水系の全喪失の代表である原子炉補機冷却水ポンプは、同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（６／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
原子炉補機冷却水系の部分喪失（C ヘッダ）	○	１次系建屋へ浸水した場合、原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁が高さ7.0m に設置されており、原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁が損傷することにより当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
原子炉補機冷却水系の全喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合原子炉補機冷却水ポンプ（設置高さ；8.7m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	×	原子炉補機冷却海水系の全喪失の代表である海水ポンプは全トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	－

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（７／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
原子炉補機冷却海水系の全喪失	○	屋外に設置されている海水ポンプ（設置高さ；4.65m、損傷高さ（海水ポンプ室周りの防護壁の高さ）；8.0m）が損傷した場合、当該事象が発生する可能性がある。	○	当該事象は屋外機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象とする。
安全系高圧交流母線の部分喪失	×	安全系高圧交流母線の全喪失の代表である、メタルクラッドスイッチギアは両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
安全系高圧交流母線の全喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合、メタルクラッドスイッチギア（設置高さ；15.8m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
安全系低圧交流母線の部分喪失	×	安全系低圧交流母線の全喪失の代表である、パワーセンタは全トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（８／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全系低圧交流母線の全喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合、パワーセンタ（設置高さ；15.8m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
安全系直流母線の部分喪失	×	安全系直流母線の全喪失の代表である、直流分電盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	−
安全系直流母線の全喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合、直流分電盤（設置高さ；15.8m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
安全系計装用母線の部分喪失	×	安全系計装用母線の全喪失の代表である、計装電源盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（９／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全系計装用母線の全喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合、計装電源盤（設置高さ；15.8m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
中央制御室空調系の喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合、CT収納盤（設置高さ；3.5m、損傷高さ；8.0m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
安全補機開閉器室空調系の部分喪失	×	安全系補機開閉器室空調系の全喪失の代表であるCT収納盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（１０／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全補機開閉器室空調系の全喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合、CT収納盤（設置高さ；3.5m、損傷高さ；8.0m）が損傷し当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
空調用冷水系の部分喪失	×	空調用冷水系の全喪失の代表であるCT収納盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	－

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表　起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（１１／１１）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
空調用冷水系の全喪失	○	１次系建屋へ浸水した場合、CT収納盤（設置高さ；3.5m、損傷高さ；8.0m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。また、空調用冷水系の全喪失後、ただちに室温が上昇し、各部屋の機器に影響を与えるわけではないため、評価対象起因事象は原子炉補機冷却水系の全喪失とし、そのサポート系の制御用空気系が必要となる機器の機能喪失として扱う。
津波特有の事象	○	津波により直接的に炉心損傷に至る事象として、１次系建屋の高さ15.8mでは、安全補機開閉器室が水没し、メタルクラッドスイッチギア等の電気盤（設置高さ；15.8m）が損傷するため、当該事象が発生する可能性がある。	○	当該事象はメタルクラッドスイッチギア等の電気盤の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象とする。なお、当該事象は複数の信号系損傷として扱う。

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表　起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（１／７）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
加圧器逃がし弁／ 安全弁ＬＯＣＡ	×	引き津波により、加圧器逃がし弁の制御回路の誤動作が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
インターフェイスシステムＬＯＣＡ（充てん／抽出のアンバランス）	×	引き津波により、当該事象発生の要因となる充てん・抽出機能喪失（充てんポンプの故障等）の事象が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
インターフェイスシステムＬＯＣＡ（余熱除去系と充てん／抽出のアンバランス以外）	×	引き津波により、流量調整弁に関連する電気盤が損傷し、制御回路の誤動作により当該事象が発生することはない。 したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
1次冷却材ポンプシールリーク	×	引き津波により、当該事象の要因となる充てんポンプが損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表　起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（２／７）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
主給水流量喪失	×	引き津波による、直接的に主給水流量喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
主蒸気隔離弁の誤閉止（1 or2 弁）	×	引き津波により、主蒸気隔離弁（1or2弁）が誤閉止することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）	×	引き津波により、主蒸気隔離弁（全弁）が誤閉止することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
過渡事象	○	引き津波により、循環水ポンプ取水ピット内水位が規定値より低下して、循環水ポンプが故障した場合、又は循環水ポンプが故障する前に手動により当該ポンプを停止した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表　起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（３／７）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）	×	引き津波により、当該事象相当の要因となる主蒸気逃がし弁の誤開が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	×	引き津波により、当該事象相当の要因となるタービンバイパス弁の誤開が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
外部電源喪失	×	引き津波により、変圧器等の外部電源設備が損傷することない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
制御用空気系の部分喪失	×	引き津波により、制御用空気圧縮機等の制御用空気系設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
制御用空気系の全喪失	×	引き津波により、制御用空気圧縮機等の制御用空気系設備が損傷することない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表　起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（４／７）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
原子炉補機冷却水系の部分喪失（A or Bヘッダ）	×	引き津波により、原子炉補機冷却水ポンプ等の原子炉補機冷却系設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
原子炉補機冷却水系の部分喪失（C ヘッダ）	×	引き津波により、当該事象の要因となる１次冷却材ポンプサーマルバリア冷却ライン弁の誤閉が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
原子炉補機冷却水系の全喪失	×	引津波により、原子炉補機冷却水ポンプ等の原子炉補機冷却系設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	×	海水ポンプは全て同一の取水ピットから取水しており、その規定値は全て同一の高さであることから当該事象が発生することはない。したがって当該事象は対象外とする。	N/A	―

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表　起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（５／７）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
原子炉補機冷却海水系の全喪失	○	以下のような場合に当該事象が発生する可能性がある。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。 ・引き津波により、海水取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプがキャビテーションにより故障した場合。 ・引き津波により、海水取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプのキャビテーション発生前の手動停止成功後、補機冷却水温度上昇抑制操作、又は当該ポンプの再起動に失敗した場合。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象とする。
安全系高圧交流母線の部分喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系高圧交流母線の全喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表　起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（６／７）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全系低圧交流母線の部分喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系低圧交流母線の全喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系直流母線の部分喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系直流母線の全喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系計装用母線の部分喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系計装用母線の全喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
　○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
　○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表　起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（７／７）

起因事象	スクリーニング②の結果（スクリーニング③の対象要否）	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
中央制御室空調系の喪失	×	引き津波により、中央制御室空調系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
安全補機開閉器室空調系の部分喪失	×	引き津波により、安全補機開閉器室空調系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
安全補機開閉器室空調系の全喪失	×	引き津波により、安全補機開閉器室空調系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
空調用冷水系の部分喪失	×	引き津波により、空調用冷水系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
空調用冷水系の全喪失	×	引き津波により、空調用冷水系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―
津波特有の事象	×	引き津波により影響を受ける設備は、海水取水の設備と限定的であり、押し津波のように多数の設備が同時に機能を喪失することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	―

スクリーニング②：個別プラント（大飯４号機）における設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点でのスクリーニング
○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）
スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング
○：津波ＰＲＡ対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.6 表　津波シナリオ区分の区分分けの高さの根拠（１／２）

津波シナリオ区分	津波高さ範囲	区分分けの高さの根拠
区分 1	6.75m以上 8.0m未満	当該区分の下限高さは、屋外の外部電源関連設備（４号主変圧器、４号所内変圧器、No2 予備変圧器、4HTr 集合端子箱）（設置高さ 13.5m）のHCLPF高さであり、起因事象を誘発する機器のうち最もHCLPFが小さいことから評価開始高さとする。外部電源関連設備が被水・没水する場合は外部電源喪失が発生する。
区分 2	8.0m 以上 9.7m未満	当該区分の下限高さは、海水ポンプエリアの防護壁の高さであり、海水ポンプエリアへの浸水により、海水ポンプが被水・没水して原子炉補機冷却海水系の全喪失が必ず発生する。なお、当該区分の津波では、屋外の外部電源関連設備が被水・没水し、外部電源喪失が発生する場合（区分1と同様）は、全交流動力電源喪失が発生する。 また、当該区分以上の津波で、海水管トレンチ経由で１次系建屋の開口部まで浸水し、１次系建屋の開口部のシールが損傷する場合には１次系建屋内へ浸水する。１次系建屋内へ浸水する場合、高圧注入ポンプ（設置高さ：3.5m）、余熱除去ポンプ（設置高さ：3.5m）、格納容器スプレイポンプ（設置高さ：3.5m）及びタービン動補助給水ポンプ（設置高さ：3.5m）等が被水・没水し、低圧注入系（注入時及び再循環時）、高圧注入系（注入時及び再循環時）、格納容器スプレイ系（注入時及び再循環時）、代替再循環、補助給水系(タービン動補補助給水ポンプ）等が機能喪失する。
区分 3	9.7m 以上 11.4m未満	当該区分の下限高さは、タービン建屋等の浸水口高さであり、タービン建屋の開口部には津波に耐え得る止水対策は施工されていないため、常用系メタルクラッドスイッチギア（設置高さ：6.35m）が被水・没水し、外部電源喪失が必ず発生する。 区分２以上の津波で、原子炉補機冷却海水系の全喪失が必ず発生するため、当該区分の津波では、必ず全交流動力電源喪失が発生する。
区分 4	11.4m以上 15.8m未満	当該区分の下限高さは、１次系建屋の開口部にシールが施工されている上限であり、必ず１次系建屋へ浸水し、上限高さ未満の１次系建屋内設備が被水・没水する。

第 3.1.3.2.2.1.6 表　津波シナリオ区分の区分分けの高さの根拠（２／２）

津波シナリオ区分	区分分けの高さ	区分分けの高さの根拠
区分 5	15.8m 以上	当該区分の下限高さは、１次系建屋内に設置されているメタルクラッドスイッチギア等が必ず被水・没水し、複数の信号系損傷が発生する高さである。さらに、その時点では既に計装用電源の喪失でパラメータ監視が不可能となっており、全交流動力電源喪失が発生する場合の現場での格納容器手動隔離の判断ができずに、格納容器隔離にも必ず失敗する。

第 3.1.3.2.2.1.7 表　津波シナリオ区分（１／８）

津波シナリオ区分番号（津波高さ範囲）	当該津波シナリオ区分で評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分で津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器（【】表記のないものは、【被水・没水】の意）		左記機器の設置高さ※1	左記機器のHCLPF※2
1 （6.75m以上～8.0m 未満）	外部電源喪失	屋外	軽油ドラム缶α【波力】	13m	6.5m
			４号主変圧器 No2 予備変圧器 ４号所内変圧器 ４HTr 集合端子箱	13.5m	6.75m
			仮設組立式水槽α【波力】 タンクローリーα 可搬式代替低圧注水ポンプα 給油用ホースα【波力】 取水ホースα【波力】 取水ポンプα 送水ホースα【波力】 送水車α 送水車燃料タンクα【波力】 大容量ポンプα 大容量ポンプ燃料タンクα【波力】 燃料タンク(電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用))α 燃料補給用ポンプα	14.0m	7.0m

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（１次系建屋であれば8.0m、タービン建屋等であれば9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷し得る高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。
※2 機器のHCLPFについて：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPFは算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表　津波シナリオ区分（２／８）

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】表記のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
1 （6.75m以上 ～8.0m未満） （前頁からの 続き）	外部電源喪失	屋外	所内変圧器中性点接地装置抵抗器盤 予備変圧器保護変流器盤 予備変圧器中性点接地装置抵抗器盤	14.3m	7.15m
			軽油ドラム缶β【波力】	23m	11.5m
			タンクローリーβ タンクローリーγ 給油用ホースβ【波力】 給油用ホースγ【波力】 大容量ポンプβ 大容量ポンプ燃料タンクβ【波力】 仮設組立式水槽β【波力】 可搬式代替低圧注水ポンプβ 取水ホースβ【波力】 取水ポンプβ 送水ホースβ【波力】 送水車β 送水車燃料タンクβ【波力】 燃料タンク(電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用))β 燃料補給用ポンプβ	31.0m	15.5m

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（１次系建屋であれば8.0m、タービン建屋等であれば9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷し得る高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。
※2 機器のHCLPFについて：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPFは算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表　津波シナリオ区分（３／８）

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】表記のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
1 （6.75m以上 ～8.0m未満） （前頁からの 続き）	外部電源喪失	屋外	特高開閉所 しゃ断器 140 CB集合端子箱 しゃ断器 E20	32.0m	16.0m
			４号機 A-空冷式非常用発電装置 信号処理盤 ４号機 B-空冷式非常用発電装置 信号処理盤 ４号機 空冷式非常用発電装置 中継・接続盤 空冷式非常用発電装置α 空冷式非常用発電装置β 燃料油サービスタンク(空冷式非常用発電装置)α 【波力】 燃料油サービスタンク(空冷式非常用発電装置)β 【波力】	33.0m	16.5m

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（１次系建屋であれば8.0m、タービン建屋等であれば9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷し得る高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。
※2 機器のHCLPFについて：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPFは算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表　津波シナリオ区分（４／８）

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】表記のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
1 （6.75m以上 ～8.0m 未満） （前頁からの 続き）	外部電源喪失	屋外	可搬式代替低圧注水ポンプγ 取水ホースγ【波力】 取水ポンプγ 送水ホースγ【波力】 送水車γ 送水車燃料タンクγ【波力】 大容量ポンプγ 大容量ポンプ燃料タンクγ【波力】 燃料タンク(電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用))γ 燃料補給用ポンプγ	62.0m	31.0m
		タービン 建屋等	タービン建屋等の開口部に到達しない		
		１次系 建屋内	１次系建屋の開口部に到達しない		

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（１次系建屋であれば8.0m、タービン建屋等であれば9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷し得る高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。
※2 機器のHCLPFについて：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPFは算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表　津波シナリオ区分（５／８）

津波シナリオ区分番号（津波高さ範囲）	当該津波シナリオ区分で評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分で津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器（【】表記のないものは、【被水・没水】の意）		左記機器の設置高さ※1	左記機器のHCLPF※2
2 （8.0m以上～9.7m 未満）	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失	屋外	海水ポンプ 海水ポンプ現場操作箱	8.0m	―
		タービン建屋等	タービン建屋等の開口部に到達しない		
		１次系建屋内	CT 収納盤 ディーゼル発電機室 差動式スポット型感知器 余熱除去ポンプ現場操作箱 余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ 格納容器スプレイポンプ タービン動補助給水ポンプ 燃料油移送ポンプ 原子炉補機冷却水供給母管圧力 原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁 原子炉補機冷却水供給母管連絡弁 高圧注入ポンプミニマムフローライン第 2 止め弁	（8.0m：各機器の設置高さは8.0m以下であるが、浸水口高さで代表する）	―

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（１次系建屋であれば8.0m、タービン建屋等であれば9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷し得る高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。
※2 機器のHCLPFについて：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPFは算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表　津波シナリオ区分（６／８）

津波シナリオ区分番号（津波高さ範囲）	当該津波シナリオ区分で評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分で津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器（【】表記のないものは、【被水・没水】の意）		左記機器の設置高さ※1	左記機器のHCLPF※2
2（8.0m以上～9.7m未満） （前頁からの続き）	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失	１次系建屋内	原子炉補機冷却水ポンプ現場操作箱 原子炉補機冷却水ポンプ	8.7m	−
			原子炉補機冷却水冷却器海水止め弁	9.0m	−
3（9.7m以上～11.4m 未満）	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失	屋外	循環水ポンプ	10.1m	−
		タービン建屋等	復水ポンプ 常用系メタルクラッドスイッチギア 復水ブースタポンプ 復水器真空ポンプ	（9.7m：各機器の設置高さは9.7m以下であるが、浸水口高さで代表する）	−
		１次系建屋内	空調用冷凍機 ディーゼル発電機二酸化炭素消火装置盤 ディーゼル発電機制御盤 余熱除去ポンプRWSピット及び再循環サンプ側入口弁 ディーゼル発電機 高圧注入流量計	10.0m	−

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（１次系建屋であれば8.0m、タービン建屋等であれば9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷し得る高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。
※2 機器のHCLPFについて：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表　津波シナリオ区分（７／８）

津波シナリオ区分番号（津波高さ範囲）	当該津波シナリオ区分で評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分で津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器（【】表記のないものは、【被水・没水】の意）		左記機器の設置高さ※1	左記機器のHCLPF※2
3 （9.7m以上～11.4m未満） （前頁からの続き）	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失	１次系建屋内	ディーゼル発電機コントロールセンタ 余熱除去冷却器出口流量調節弁 充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側補給弁 １次系シーケンス信号伝送盤 安全補機室温度計 電動補助給水ポンプ室温度計 タービン動補助給水ポンプ起動盤 余熱除去冷却器冷却水止め弁 格納容器スプレイ冷却器冷却水止め弁 格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ピット側入口止め弁 格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 代替再循環ライン電動弁 高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁 高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 電動補助給水ポンプ	10.0m	―
			原子炉補機冷却水供給母管圧力	10.1m	―

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（１次系建屋であれば8.0m、タービン建屋等であれば9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷し得る高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。
※2 機器のHCLPFについて：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表　津波シナリオ区分（８／８）

津波シナリオ区分番号（津波高さ範囲）	当該津波シナリオ区分で評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分で津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器（【】表記のないものは、【被水・没水】の意）		左記機器の設置高さ※1	左記機器のHCLPF※2
4 （11.4m以上～15.8m 未満）	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系の全喪失	屋外	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響する屋外機器は新たに損傷しない		
		タービン建屋等	GLBS 制御盤 １次系シーケンス信号伝送盤	13.8m	－
		１次系建屋内	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響する１次系建屋内機器は新たに損傷しない		
5 （15.8m 以上～）	複数の信号系損傷	屋外	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響する屋外機器は新たに損傷しない		
		タービン建屋等	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響するタービン建屋等内機器は新たに損傷しない		
		１次系建屋内	メタルクラッドスイッチギア	15.8m	－

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（１次系建屋であれば8.0m、タービン建屋等であれば9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷し得る高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。
※2 機器のHCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.3.1 表　機器リストとフラジリティデータの例（１／２）

屋外機器（被水・没水）	Am （m）	βr	βu	HCLPF（m）
空冷式非常用発電装置	33.0	0.21	0.21	16.5
主変圧器	13.5	0.21	0.21	6.75
海水ポンプ	8.0	0	0	8.0
循環水ポンプ	10.1	0	0	10.1

第 3.1.3.2.2.3.1 表　機器リストとフラジリティデータの例（２／２）

屋内機器（被水・没水）	X [注)]	Y [注)]	Am （m）	βr	βu	HCLPF（m）
原子炉補機冷却水ポンプ	8.7	11.4	23.6	0.21	0.21	11.8
非常用ディーゼル発電機	10.0	11.4	23.6	0.21	0.21	11.8
メタルクラッドスイッチギア	-	-	15.8	0	0	15.8

注）X：止水対策損傷時機能喪失高さ

Y：止水対策健全時機能喪失高さ

第 3.1.3.2.2.3.2 表　各損傷・機能喪失要因に対するフラジリティ評価方針（１／４）

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
被水・没水	屋外	動的（電気的）設備（電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等）	・対象機器が水に触れた時点で機能損傷すると想定し、現実的耐力＝設置 E.L.とする。なお、設置 E.L.の値は配置設計において厳密に設定されているため不確実さは考慮しない。
	屋内	動的（電気的）設備	・機器の設置 E.L.に水位が達した時点で、対象機器が水に触れて機能損傷すると想定する。 ・建屋外郭部（貫通部）シールがない場合及びシールが損傷した場合には、建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇すると想定する。 ・貫通部シールの波力に対するフラジリティを評価する。ただし、複数のシールが損傷することによる影響の組合せは考慮せず、1 カ所のシールが破れれば、津波波高まで建屋内の水位が上昇すると仮定する。

第 3.1.3.2.2.3.2 表　各損傷・機能喪失要因に対するフラジリティ評価方針（２／４）

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
波力	屋外	・動的（電気的）設備 ・静的設備（タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等）	・動的・電気的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・機器設置位置による波力の影響（津波が運動エネルギーをもって衝突するか）により評価要否を検討する。 すなわち、壁や建屋に囲まれている等、津波が運動エネルギーをもって衝突しないことが配置情報等から判断できる機器はフラジリティ評価対象外とする。 ・応答値（発生応力）の不確実さについては、津波ＰＲＡ学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内（建屋外郭部含む）	貫通部シール	・評価方法は基本的に屋外設備と同様であるが、シールが耐え得る静水頭（水圧）に着目した評価とする。 ・建屋外郭の水密扉は、配置情報・PWDにより津波が運動エネルギーをもって衝突しないことが確認できたため、波力荷重については評価不要。 ・建屋内設置機器は建屋外郭により波力の影響を受けないため、評価不要。

第 3.1.3.2.2.3.2 表　各損傷・機能喪失要因に対するフラジリティ評価方針（３／４）

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
漂流物衝突	屋外	・動的（電気的）設備 ・静的設備	・動的・電気的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ためフラジリティ評価対象外とする。 ・静的設備については、機器設置位置による漂流物衝突の影響（漂流物が運動エネルギーをもって衝突するか）により評価要否を検討する。すなわち、評価対象機器が壁や建屋よって囲まれている、海岸線から見て隠れる位置に設置されている等、漂流物が運動エネルギーをもって衝突しないことが配置情報等から判断できる場合はフラジリティ評価対象外とする。 なお、漂流物衝突の影響を評価する際の発生応力の評価及びその不確実さについては、津波ＰＲＡ学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。
引き津波によるポンプキャビテーション	屋外	海水取水のポンプ（海水ポンプ、循環水ポンプ）	・対象機器の取水可能水位より海水面が低下した時点で、キャビテーションにより機能損傷すると想定し、現実的耐力＝取水可能水位とする。なお、取水可能水位の値は設計において厳密に設定されているため不確実さは考慮しない。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。
洗掘	屋外	静的設備（タンク）	・動的・電気的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・基礎が舗装されているなどの理由により洗掘の影響が軽微なものの場合にはフラジリティ評価対象外とする。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。

第 3.1.3.2.2.3.2 表　各損傷・機能喪失要因に対するフラジリティ評価方針（４／４）

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
海底砂移動	屋外	海水取水のポンプ（海水ポンプ、循環水ポンプ）	・海水ポンプ・循環水ポンプについて砂の影響を評価する。ただし、取水口・ポンプの構造・設置条件から、砂による影響に対する裕度が非常に大きいと判断できる場合には、フラジリティ評価対象外とする。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。
浮力	屋外	静的機器	・動的・電気的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・浮力によるタンク基礎ボルトの引張応力を評価。 ・耐力については、地震と同様に限界耐力（物性値の中央値）を考慮する。
	屋内	・動的（電気的）設備 ・静的設備	・動的・電気的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・静的機器については、その自重と基礎ボルトの耐力（引張強さ）に比べて、浮力による荷重（水没を考慮すると津波波高に依存しない）が軽微であるのでフラジリティ評価対象外とする。
流体力	屋外	静的機器	・動的・電気的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・流体力による荷重は波力に比べて非常に軽微であるので、波力の影響に包絡されると考えフラジリティ評価対象外とする。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。

第 3.1.3.2.2.3.3 表　機器種別ごとのフラジリティ評価方針（１／２）

機器種類	フラジリティ評価方針	評価内容
屋内機器全般 （屋内全機器共通）	➢ 津波による水が建屋開口部から流入してくる形で浸水する（津波が衝突する形にならない）ため、波力・流体力・洗掘の影響は考慮する必要がない。 ➢ 建屋外壁により防護されるため、漂流物衝突の影響は考慮する必要がない。	
静的機器 （動的機器の構造損傷含む）	➢ 機器に作用する浮力よりも自重・ボルト引張の方が強いため、浮力による損傷は考慮不要 ⇒バウンダリの喪失に至り得るフラジリティ評価対象の損傷モードが存在しない。	フラジリティ評価対象外
動的機器	➢ 被水・没水で損傷 ⇒建屋開口部シールのフラジリティに依存する。 ⇒代表シール（一般的に E.L.の低い場所にあり損傷時の影響が最大となる最弱部シール）が損傷した時点で、全シールが同時に損傷するものと仮定。すなわち、津波波高の E.L.まで同時に水没するものと想定する。	・被水・没水を評価
屋外機器全般 （屋外全機器共通）	➢ 機器設置位置の状況（津波に対する防護となり得る建屋・構造物等が周辺にあるか）を考慮して評価する損傷モードを設定する。 ➢ 貯留堰は損傷しないもの（必ず健全）と想定する。	
海水ポンプ・循環水ポンプ	➢ 循環水ポンプ・海水ポンプは、ポンプ本体がコンクリートのピット内に設置されており、波力・漂流物衝突による影響を受けることがないため、波力・漂流物衝突の影響を受けない。 ➢ 循環水ポンプ・海水ポンプの設置位置では津波の遡上による不確実さを考慮しない（津波ハザードの不確実さに包絡）。 ➢ 海底砂移動は、海水取水ポンプ取水口の閉塞に着目し、設計基準津波による砂の堆積量の解析結果に基づきフラジリティを評価。なお、ポンプ軸受への砂混入については軸受に設けられた異物逃がし溝（砂の粒径より十分大きい）から砂を連続排出でき、海水系統への	・被水・没水を評価 ・引き津波によるポンプキャビテーションを評価

第 3.1.3.2.2.3.3 表　機器種別ごとのフラジリティ評価方針（２／２）

機器種類	フラジリティ評価方針	評価内容
海水ポンプ・循環水ポンプ	砂混入については、最小流路幅より大きい粒子は海水ストレーナにより除去される。また、基準津波によるポンプ室前面における砂堆積量に対して、取水ピット底面からポンプ吸込口までの距離は非常に大きな余裕があり、ポンプの機能損傷・流路の閉塞が発生し得るような極めて多量の砂が来襲するような津波高さでは、ポンプの被水・没水による機能損傷が先行すると考えられる。以上のことから、フラジリティ評価では海底砂移動による影響は考慮しない。 ➢ 引き津波により、ある特定のマイナス水位（許容最低水位）よりも水位が低下した時点でポンプが機能損傷すると想定する。	
海水ストレーナ	➢ トレンチ（ピット）内に設定されているので、波力は作用しない（津波がエネルギーを持って衝突することはない）。	フラジリティ評価対象外
屋外タンク	➢ 非常に高い E.L.に設置されているため、フラジリティ評価の対象外とする（機器が損傷する津波高さが、必ず炉心損傷に至る津波高さよりも高くなることが自明であるため）。	フラジリティ評価対象外
燃料油貯油槽	➢ 地下設置のタンクであり、津波の影響を受けない。	フラジリティ評価対象外
可搬・仮設機器	➢ 動的・電気的機器、静的機器にかかわらず、設置位置に津波が到達した時点で、津波で流出・作業員の接近困難等の理由により使用不能になるものと想定する。	・被水・没水を評価
配管類	➢ 屋外配管はトレンチ内（埋設含む）若しくは海岸線から見て建屋の陰になる位置にあるため、波力が作用することがない。	フラジリティ評価対象外
ケーブルトレイ	➢ ケーブル接続先の機器（電気盤・ポンプ等）が被水・没水で先に損傷するため、ケーブルトレイの評価は不要。	フラジリティ評価対象外
上記以外の動的・電気的設備	➢ 設置位置に津波が到達した時点で、被水・没水により機能損傷すると想定する。（津波遡上に関する不確実さを考慮するため、フラジリティ曲線で表現される） ➢ 機能損傷が先行するため、構造損傷は評価不要。	・被水・没水を評価

第 3.1.3.2.2.4.1 表　プラント損傷状態の定義

No	プラント損傷状態	事故のタイプ	1 次系圧力	炉心損傷時期	格納容器内事故進展		
					燃料取替用水ピット水の格納容器への移送	格納容器機能喪失時期	格納容器内熱除去手段
1	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
5	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
6	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
7	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
8	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
9	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○

第 3.1.3.2.2.4.2 表　津波ＰＲＡの人的過誤確率の設定方針

<table>
<tr><td colspan="2">津波高さ</td><td>開口部止水対策無しの時の浸水口高さ未満</td><td colspan="2">開口部止水対策無しの時の浸水口高さ以上、
開口部止水対策有りの時の浸水口高さ未満</td><td>開口部止水対策有りの時の浸水口高さ以上</td></tr>
<tr><td colspan="2">開口部止水対策の健全性</td><td>N/A</td><td>健全</td><td>損傷</td><td>N/A</td></tr>
<tr><td colspan="2">1 次系建屋内への浸水有無</td><td colspan="2">無し</td><td colspan="2">有り</td></tr>
<tr><td colspan="2">診断失敗</td><td colspan="2">事故時操作所則（第 1 部）：
MEDIAN JOINT HEP
事故時操作所則（第 2 部）：
MEDIAN JOINT HEP
事故時操作所則（第 3 部）：
MEDIAN JOINT HEP</td><td colspan="2">事故時操作所則（第 1 部）：
UPPER BOUND JOINT HEP
事故時操作所則（第 2 部）：
UPPER BOUND JOINT HEP
事故時操作所則（第 3 部）：
UPPER BOUND JOINT HEP</td></tr>
<tr><td rowspan="2">操作・読取失敗におけるストレスレベル</td><td>事故後短期</td><td colspan="4">Extremely high</td></tr>
<tr><td>事故後長期</td><td colspan="4">Moderately high</td></tr>
</table>

N/A：発生せず

第 3.1.3.2.2.4.3 表　津波シナリオ区分別の津波発生頻度

津波シナリオ区分番号	津波高さ	津波発生頻度（／年）
1	6.75m 以上～8.0m 未満	1.5E-07
2	8.0m 以上～9.7m 未満	3.4E-08
3	9.7m 以上～11.4m 未満	8.0E-09
4	11.4m 以上～15.8m 未満	3.0E-09
5	15.8m 以上～	1.6E-10

第 3.1.3.2.2.4.4 表　主変圧器の被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率

津波シナリオ区分番号	津波高さ	損傷確率
1	6.75m 以上～8.0m 未満	1.9E-2
2	8.0m 以上～9.7m 未満	7.0E-2
3	9.7m 以上～11.4m 未満	1.9E-1
4	11.4m 以上～15.8m 未満	4.1E-1
5	15.8m 以上～	7.6E-1

第 3.1.3.2.2.4.5 表　海水ポンプの被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率

津波シナリオ区分番号	津波高さ	損傷確率
1	6.75m 以上～8.0m 未満	0
2	8.0m 以上～9.7m 未満	1.0
3	9.7m 以上～11.4m 未満	1.0
4	11.4m 以上～15.8m 未満	1.0
5	15.8m 以上～	1.0

第 3.1.3.2.2.4.6 表 津波シナリオ区分別及び１次系建屋浸水有無別の炉心損傷頻度

<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">津波シナリオ区分</th><th rowspan="2">津波発生頻度
（／年）</th><th colspan="4">炉心損傷頻度（／炉年）、割合</th></tr>
<tr><th>１次系建屋
浸水有り</th><th>１次系建屋
浸水無し</th><th colspan="2">津波シナリオ区分別</th></tr>
<tr><td>1</td><td>6.75～8.0m</td><td>1.5E-07</td><td>N/A</td><td>1.5E-12</td><td>1.5E-12</td><td>＜0.1%</td></tr>
<tr><td>2</td><td>8.0～9.7m</td><td>3.4E-08</td><td>1.4E-11</td><td>2.5E-09</td><td>2.5E-09</td><td>37.0%</td></tr>
<tr><td>3</td><td>9.7～11.4m</td><td>8.0E-09</td><td>2.5E-11</td><td>1.1E-09</td><td>1.1E-09</td><td>16.7%</td></tr>
<tr><td>4</td><td>11.4～15.8m</td><td>3.0E-09</td><td>3.0E-09</td><td>N/A</td><td>3.0E-09</td><td>44.0%</td></tr>
<tr><td>5</td><td>15.8m～</td><td>1.6E-10</td><td>1.6E-10</td><td>N/A</td><td>1.6E-10</td><td>2.3%</td></tr>
<tr><td colspan="3" rowspan="2">全津波シナリオ区分の合計</td><td>3.2E-09</td><td>3.6E-09</td><td rowspan="2">6.8E-09</td><td rowspan="2">100.0%</td></tr>
<tr><td>46.9%</td><td>53.1%</td></tr>
</table>

N/A：発生せず

第 3.1.3.2.2.4.8 表　事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度（／炉年）	割合
２次冷却系からの除熱機能喪失	ε	＜0.1%
全交流動力電源喪失	4.7E-09	68.5%
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-09	29.2%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε	＜0.1%
ＥＣＣＳ注水機能喪失	ε	＜0.1%
ＥＣＣＳ再循環機能喪失	ε	＜0.1%
複数の信号系損傷	1.6E-10	2.3%
合計	6.8E-09	100.0%

ε：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.4.9 表　プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度（／炉年）	割合
SED	1.3E-09	18.3%
SEW	ε	＜0.1%
SEI	ε	＜0.1%
SLW	7.6E-10	11.2%
SLI	ε	＜0.1%
SLC	1.5E-10	2.1%
TED	4.7E-09	68.4%
TEW	ε	＜0.1%
TEI	ε	＜0.1%
合計	6.8E-09	100.0%

ε：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.4.11 表　不確実さ解析結果

津波シナリオ区分番号		不確実さ解析結果				
		平均値 (／炉年)	下限値 (5%信頼度値) (／炉年)	中央値 (／炉年)	上限値 (95%信頼度値) (／炉年)	EF
1	(6.75m～8.0m)	1.0E-12	ε	3.0E-19	6.6E-13	-
2	(8.0m～9.7m)	1.9E-09	5.4E-28	3.5E-16	1.5E-08	5.2E+09
3	(9.7m～11.4m)	9.1E-10	1.6E-27	6.4E-19	7.6E-09	2.2E+09
4	(11.4m～15.8m)	3.0E-09	9.2E-26	9.2E-26	3.0E-08	5.7E+08
5	(6.75m～8.0m)	1.6E-10	1.0E-26	1.0E-26	1.6E-09	3.9E+08
合計		6.00E-09	1.0E-25	3.4E-16	5.4E-08	7.2E+08

ε ：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.4.12 表　ＳＡ対策の有無による津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠

<table>
<tr><th colspan="3">ベースケース（ＳＡ対策あり）</th><th colspan="3">感度ケース（ＳＡ対策なし）</th></tr>
<tr><th colspan="2">津波シナリオ区分
（区分分けの高さ）</th><th>区分分けの高さの根拠</th><th colspan="2">津波シナリオ区分
（区分分けの高さ）</th><th>区分分けの高さの根拠</th></tr>
<tr><td rowspan="2">—</td><td rowspan="2">6.75m 未満</td><td rowspan="2">—</td><td>1</td><td>3.6m 以上
4.65m 未満</td><td>当該区分の下限高さは、１次系建屋の浸水口高さであり、海水管トレンチ経由で１次系建屋の開口部まで浸水する。１次系建屋の開口部のシールが損傷する場合には、１次系建屋内への浸水により過渡事象が発生する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">2</td><td rowspan="3">4.65m 以上
9.7m 未満</td><td rowspan="3">当該区分の下限高さは、海水ポンプのモーター下端高さであり、当該区分の下限高さ以上の津波で海水ポンプが被水・没水し、原子炉補機冷却海水系の全喪失が必ず発生する。
また、外部電源関連設備（４号主変圧器、４号所内変圧器など）が被水・没水し、外部電電喪失が発生する場合は、全交流動力電源喪失が発生する。</td></tr>
<tr><td>1</td><td>6.75m 以上
8.0m 未満</td><td>当該区分の下限高さは、屋外の外部電源関連設備（４号主変圧器、４号所内変圧器、No2 予備変圧器、4HTr 集合端子箱）（設置高さ 13.5m）の HCLPF 高さであり、外部電源関連設備が被水・没水する場合は外部電源喪失が発生する。</td></tr>
<tr><td>2</td><td>8.0m 以上
9.7m 未満</td><td>当該区分の下限高さは、海水ポンプエリアの防護壁の高さであり、海水ポンプエリアへの浸水により、海水ポンプが被水・没水し、原子炉補機冷却海水系の全喪失が必ず発生する。また、海水管トレンチ経由で１次系建屋の開口部まで浸水し、１次系建屋の開口部のシールが損傷する場合には１次系建屋内へ浸水する。</td></tr>
<tr><td>3</td><td>9.7m 以上
11.4m 未満</td><td>当該区分の下限高さは、タービン建屋の浸水口高さであり、タービン建屋の開口部には津波に耐え得る止水対策は施工されていないため、タービン建屋内への浸水により、常用系メタルクラッドスイッチギア（設置高さ：6.35m）が被水・没水し、外部電源喪失が必ず発生する。</td><td>3</td><td>9.7m 以上
11.4m 未満</td><td>ベースケースの区分３と同様</td></tr>
<tr><td>4</td><td>11.4m 以上
15.8m 未満</td><td>当該区分の下限高さは、１次系建屋の開口部に止水対策が施工されている上限であり、必ず１次系建屋への浸水が発生する。</td><td>4</td><td>11.4m 以上
15.8m 未満</td><td>ベースケースの区分４と同様</td></tr>
<tr><td>5</td><td>15.8m 以上</td><td>当該区分の下限高さは、安全補機開閉器室の設置高さであり、メタルクラッドスイッチギア等が被水・没水により損傷し、複数の信号系損傷が必ず発生する。</td><td>5</td><td>15.8m 以上</td><td>ベースケースの区分５と同様</td></tr>
</table>

第 3.1.3.2.2.4.13 表　ＳＡ対策に係る感度解析結果（津波シナリオ区分別）

ベースケース（SA 対策設備有り）							感度解析ケース（SA 対策設備無し）						
津波シナリオ区分（津波高さの範囲）		津波発生頻度（／年）	炉心損傷頻度（／炉年）、割合				津波シナリオ区分（津波高さの範囲）		津波発生頻度（／年）	炉心損傷頻度（／炉年）、割合			
			1 次系建屋浸水有り	1 次系建屋浸水無し	津波シナリオ区分別					1 次系建屋浸水有り	1 次系建屋浸水無し	津波シナリオ区分別	
—	—	—	—	—	—	—	1	3.6〜4.65m	9.4E-06	ε	ε	ε	＜0.1%
1	6.75〜8.0m	1.5E-07	N/A	1.5E-12	1.5E-12	＜0.1%	2	4.65〜9.7m	3.2E-06	2.8E-11	3.2E-06	3.2E-06	99.7%
2	8.0〜9.7m	3.4E-08	1.4E-11	2.5E-09	2.5E-09	37.0%							
3	9.7〜11.4m	8.0E-09	2.5E-11	1.1E-09	1.1E-09	16.7%	3	9.7〜11.4m	8.0E-09	2.5E-11	8.0E-09	8.0E-09	0.3%
4	11.4〜15.8m	3.0E-09	3.0E-09	N/A	3.0E-09	44.0%	4	11.4〜15.8m	3.0E-09	3.0E-09	N/A	3.0E-09	＜0.1%
5	15.8m〜	1.6E-10	1.6E-10	N/A	1.6E-10	2.3%	5	15.8m〜	1.6E-10	1.6E-10	N/A	1.6E-10	＜0.1%
合計			3.2E-09	3.6E-09	6.8E-09	100.0%	合計			3.2E-09	3.2E-06	3.2E-06	100.0%

ε：カットオフより小さい値、N/A：発生せず

第 3.1.3.2.2.4.14 表　ＳＡ対策に係る感度解析結果（事故シーケンスグループ別）

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度(／炉年)	
	ベースケース（SA 対策有り）	感度解析ケース（SA 対策無し）
2次冷却系からの除熱機能喪失	ε	ε
全交流動力電源喪失	4.7E-09	2.6E-08
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-09	3.2E-06
複数の信号系損傷	1.6E-10	1.6E-10
合計	6.8E-09	3.2E-06

ε：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.4.15 表　津波シナリオ区分別の津波発生頻度（引き津波）

津波シナリオ 区分番号	津波高さの範囲	津波発生頻度 （／年）
1	-3.01m 以下～-4.8m 以上	1.7E-05
2	-4.8m 未満～	2.1E-06

第 3.1.3.2.2.5.1 表　格納容器機能喪失モードの設定

項目	放出	格納容器の状態		格納容器 機能喪失モード	記号	概要
格納容器 機能喪失 モード 分類	漏えい	格納容器健全		格納容器健全	ϕ	格納容器が健全に維持されて事故が収束
	早期 放出	格納容器バイパス		蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
				温度誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
				インターフェイスシステム LOCA	ν	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
		格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗
		格納容器 破損	早期 格納 容器 破損	原子炉容器内 水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損前）によって格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損
				原子炉容器外 水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
				格納容器雰囲気 直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
				格納容器直接接触	μ	格納容器構造物へデブリが直接接触して格納容器が破損
	後期 放出		後期 格納 容器 破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長期）によって格納容器が破損
				ベースマット 溶融貫通	ε	デブリ・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
				格納容器過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損
				水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損
				水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損

（注）ハッチング箇所は、津波 PRA にて考慮していない格納容器機能喪失モード

第 3.1.3.2.2.5.2 表　シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心損傷	―	格納容器機能喪失の可能性
蒸気発生器伝熱管破損	・ プラント損傷状態で定義される蒸気発生器伝熱管破損	g モードによる格納容器機能喪失
インターフェイスシステム LOCA	・ プラント損傷状態で定義されるインターフェイスシステム LOCA	ν モードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・ プラント損傷状態で定義される格納容器先行破損	θ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・ 1次系高圧（ホットレグ、サージライン破損）	1次系減圧
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損	・ 1次系高圧（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損）	g モードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・ デブリが原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・ 1次系低圧	α モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・ 水素濃度 4%上方、6%側方、8%下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55%以下	γ、γ'、γ'' モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	デブリの原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・ 原子炉容器破損時に1次系高圧	デブリの原子炉下部キャビティ外への放出
キャビティ内水量	・ 燃料取替用水ピット水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	デブリと原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・ 原子炉容器破損時にデブリが重力落下 ・ デブリ落下質量大	η モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	σ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失の可能性
デブリ冷却	・ 原子炉容器破損 ・ 原子炉下部キャビティ内にデブリ落下	デブリ・コンクリート相互作用の継続
ベースマット溶融貫通	・ 原子炉容器破損 ・ 原子炉下部キャビティ内のデブリ冷却に失敗	ε モードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・ 原子炉容器破損 ・ 格納容器内への注水なし	τ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ、θ モードによる格納容器機能喪失

（注）ハッチング箇所は、津波 PRA にて考慮していない格納容器機能喪失モード

第 3.1.3.2.2.5.3 表　津波出力運転時レベル２ＰＲＡでモデル化するシビアアクシデント対策（１／２）

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性	津波出力運転時レベル２ＰＲＡでのモデル化
格納容器隔離	格納容器隔離弁	・放射性物質放出防止	・各種信号による自動作動 ・炉心損傷検知前に実施	可能	○
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	・放射性物質放出緩和	・各種信号による自動起動 ・所内電源及び外部電源喪失判断後実施	可能	○
	中央制御室非常用循環系 （外気との隔離に係るバウンダリのみ）		－	なし	○
1 次系強制減圧	加圧器逃がし弁 （制御用空気系使用）	・蒸気発生器伝熱管の健全性維持 ・デブリの分散放出防止	・炉心損傷検知後実施	可能	○
	加圧器逃がし弁 （窒素ボンベ使用）				○
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	・未臨界の維持 ・炉心損傷の進展防止と緩和 ・原子炉容器破損の防止及び遅延	・非常用炉心冷却設備作動信号（S 信号）による自動起動	可能	○

○：モデル化対象、×：モデル化対象外

第 3.1.3.2.2.5.3 表　津波出力運転時レベル２ＰＲＡでモデル化するシビアアクシデント対策（２／２）

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性	津波出力運転時レベル２ＰＲＡでのモデル化
格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り）	格納容器スプレイポンプ（中央制御室における手動起動）	・デブリ冷却 ・格納容器圧力上昇抑制 ・放射性物質放出緩和	・炉心損傷検知後実施	可能	○
	恒設代替低圧注水ポンプ				○
格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット（原子炉補機冷却水通水）	・格納容器破損防止	・最高使用圧力到達後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
格納容器内注水（格納容器内液相部への蓄熱）	可搬式代替低圧注水ポンプ	・格納容器圧力上昇抑制	・燃料取替用水枯渇後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
格納容器内自然対流冷却（海水通水）	格納容器再循環ユニット（海水通水）	・格納容器破損防止	・事故後 24 時間後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
水素濃度制御	原子炉格納容器水素燃焼装置	・水素濃度低減（短期）	・S 信号による自動起動	なし	○
	静的触媒式水素再結合装置（PAR）	・水素濃度低減（長期）	―（受動的安全設備）	なし	○
電源の確保	外部電源の回復	・交流電源の復旧	・所内電源及び外部電源喪失判断後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	×
	空冷式非常用発電装置			可能	○

○：モデル化対象、×：モデル化対象外

第 3.1.3.2.2.5.5 表　津波シナリオ区分別、１次系建屋浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

津波シナリオ区分番号（津波高さの範囲）		津波発生頻度（／年）	炉心損傷頻度（／炉年）、割合				格納容器機能喪失頻度（／炉年）、割合		条件付き格納容器機能喪失確率（—）	格納容器機能喪失頻度（／炉年）割合	
			１次系建屋浸水有り	１次系建屋浸水無し	津波シナリオ区分別		１次系建屋浸水有り	１次系建屋浸水無し	津波シナリオ区分別		
1	（6.75m 以上～8.0m 未満）	1.5E-07	N/A	1.5E-12	1.5E-12	＜0.1%	N/A	1.1E-12	7.3E-01	1.1E-12	＜0.1%
2	（8.0m 以上～9.7m 未満）	3.4E-08	1.4E-11	2.5E-09	2.5E-09	37.0%	1.2E-11	1.7E-09	6.7E-01	1.7E-09	30.0%
3	（9.7m 以上～11.4m 未満）	8.0E-09	2.5E-11	1.1E-09	1.1E-09	16.7%	2.3E-11	7.6E-10	6.8E-01	7.8E-10	13.8%
4	（11.4m 以上～15.8m 未満）	3.0E-09	3.0E-09	N/A	3.0E-09	44.0%	3.0E-09	N/A	1.0E+00	3.0E-09	53.3%
5	（15.8m 以上～）	1.6E-10	1.6E-10	N/A	1.6E-10	2.3%	1.6E-10	N/A	1.0E+00	1.6E-10	2.8%
合計			3.2E-09 46.9%	3.6E-09 53.1%	6.8E-09	100.0%	3.2E-09 56.7%	2.4E-09 43.3%	8.3E-01	5.6E-09	100.0%

N/A：発生せず

第 3.1.3.2.2.5.6 表　プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度（／炉年）	割合	条件付き格納容器機能喪失確率（—）	格納容器機能喪失頻度（／炉年）	割合
SED	1.3E-09	18.3%	5.1E-01	6.4E-10	11.3%
SEW	ε	＜0.1%	—	ε	＜0.1%
SEI	ε	＜0.1%	—	ε	＜0.1%
SLW	7.6E-10	11.2%	9.0E-01	6.9E-10	12.2%
SLI	ε	＜0.1%	—	ε	＜0.1%
SLC	1.5E-10	2.1%	1.0E+00	1.5E-10	2.6%
TED	4.7E-09	68.4%	8.9E-01	4.2E-09	73.9%
TEW	ε	＜0.1%	—	ε	＜0.1%
TEI	ε	＜0.1%	—	ε	＜0.1%
合計	6.8E-09	100.0%	8.3E-01	5.6E-09	100.0%

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.5.7 表　格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード		格納容器機能喪失頻度（／炉年）	割合
α	（原子炉容器内水蒸気爆発）	2.0E-13	＜0.1%
β	（格納容器隔離失敗）	4.2E-10	7.4%
γ	（水素燃焼（原子炉容器破損前））	ε	＜0.1%
γ′	（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	ε	＜0.1%
γ″	（水素燃焼（原子炉容器破損後長期））	ε	＜0.1%
δ	（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	4.1E-09	72.1%
ε	（ベースマット溶融貫通）	1.1E-10	1.9%
θ	（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	1.5E-10	2.6%
η	（原子炉容器外水蒸気爆発）	2.3E-12	＜0.1%
σ	（格納容器雰囲気直接加熱）	0.0E+00	0.0%
g	（蒸気発生器伝熱管破損）	7.5E-12	0.1%
τ	（格納容器過温破損）	9.0E-10	15.9%
μ	（格納容器直接接触）	ε	＜0.1%
合計		5.6E-09	100.0%

格納容器機能喪失頻度の値としての ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.5.9 表　放出カテゴリ別発生頻度

格納容器の状態		分類	放出カテゴリ記号	発生頻度（／炉年）	割合
格納容器機能喪失	格納容器バイパス	—	F1	7.5E-12	0.1%
	格納容器破損	エナジェティック	F3A	2.5E-12	＜0.1%
		先行破損	F3B	1.5E-10	2.2%
		その他*1	F3C	5.1E-09	75.5%
	隔離失敗	—	F5	4.2E-10	6.2%
健全（設計漏えい）		—	F6	1.1E-09	15.9%
合計 *2				6.7E-09	100.0%

＊1：格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」（δモード）を含むため、格納容器機能喪失の放出カテゴリの中では発生頻度が最も高い。

＊2：全放出カテゴリの合計は各放出カテゴリの発生頻度の単純和である。このため、全炉心損傷頻度とは一致しないことがある。

第 3.1.3.2.2.5.10 表　不確実さ解析結果（格納容器機能喪失モード別）

格納容器機能喪失モード		不確実さ解析結果				
		平均値 （／炉年）	下限値 (5%信頼度値) （／炉年）	中央値 （／炉年）	上限値 (95%信頼度値) （／炉年）	EF
α	（原子炉容器内水蒸気爆発）	2.0E-13	1.7E-30	3.4E-29	1.5E-12	9.4E+08
β	（格納容器隔離失敗）	4.1E-10	1.1E-26	1.4E-17	3.5E-09	5.6E+08
γ	（水素燃焼（原子炉容器破損前））	-	-	-	-	-
γ′	（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	-	-	-	-	-
γ″	（水素燃焼（原子炉容器破損後長期））	-	-	-	-	-
δ	（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	3.7E-09	7.8E-26	1.6E-16	3.3E-08	6.5E+08
ε	（ベースマット溶融貫通）	8.9E-11	9.6E-28	6.9E-18	7.2E-10	8.7E+08
θ	（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	9.8E-11	1.3E-29	1.2E-17	5.3E-10	6.4E+09
η	（原子炉容器外水蒸気爆発）	2.3E-12	5.4E-29	7.4E-20	2.2E-11	6.4E+08
σ	（格納容器雰囲気直接加熱）	-	-	-	-	-
g	（蒸気発生器伝熱管破損）	7.3E-12	1.9E-28	6.5E-20	7.2E-11	6.1E+08
τ	（格納容器過温破損）	7.1E-10	4.7E-27	4.3E-17	5.3E-09	1.1E+09
μ	（格納容器直接接触）	-	-	-	-	-
合計		5.0E-09	1.0E-25	2.4E-16	4.6E-08	6.7E+08

第 3.1.3.2.2.5.11 表　不確実さ解析結果（放出カテゴリ別）

格納容器の状態		分類	放出カテゴリ記号	不確実さ解析結果				
				平均値（／炉年）	下限値(5%信頼度値)（／炉年）	中央値（／炉年）	上限値(95%信頼度値)（／炉年）	EF
格納容器機能喪失	格納容器バイパス	－	F1	7.3E-12	1.9E-28	6.5E-20	7.2E-11	6.1E+08
	格納容器破損	エナジェティック	F3A	2.5E-12	5.8E-29	7.4E-20	2.4E-11	6.4E+08
		先行破損	F3B	9.8E-11	1.3E-29	1.2E-17	5.3E-10	6.4E+09
		その他	F3C	4.4E-09	8.9E-26	2.1E-16	4.1E-08	6.8E+08
	隔離失敗	－	F5	4.1E-10	1.1E-26	1.4E-17	3.5E-09	5.6E+08
健全（設計漏えい）		－	F6	8.8E-10	6.4E-28	1.0E-16	7.2E-09	3.3E+09

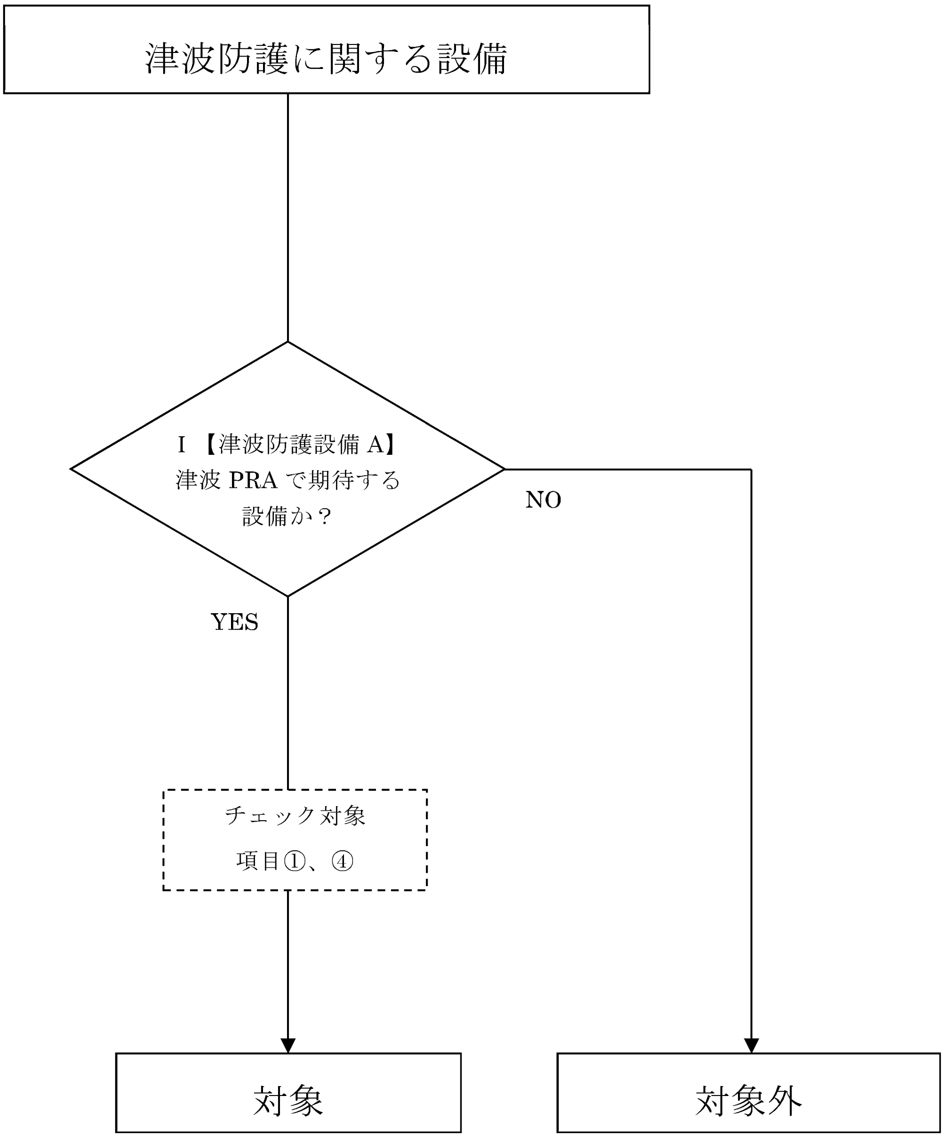
第 3.1.3.2.2.5.12 表　ＳＡ対策に係る感度解析結果

格納容器機能喪失モード		①安全性向上評価（SA 対策設備有り）		②安全性向上評価（SA 対策設備無し）		格納容器機能喪失頻度の比（①／②）
		格納容器機能喪失頻度（／炉年）	割合	格納容器機能喪失頻度（／炉年）	割合	
α	（原子炉容器内水蒸気爆発）	2.0E-13	＜0.1%	1.8E-10	<0.1%	1.1E-03
β	（格納容器隔離失敗）	4.2E-10	7.4%	2.6E-08	0.8%	1.6E-02
γ	（水素燃焼（原子炉容器破損前））	ε	＜0.1%	2.6E-11	<0.1%	―
γ′	（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	ε	＜0.1%	2.9E-12	<0.1%	―
γ″	（水素燃焼（原子炉容器破損後長期））	ε	＜0.1%	2.8E-12	<0.1%	―
δ	（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	4.1E-09	72.1%	8.5E-07	26.3%	4.8E-03
ε	（ベースマット溶融貫通）	1.1E-10	1.9%	1.8E-07	5.6%	5.8E-04
θ	（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	1.5E-10	2.6%	ε	<0.1%	―
η	（原子炉容器外水蒸気爆発）	2.3E-12	＜0.1%	3.2E-10	<0.1%	7.2E-03
σ	（格納容器雰囲気直接加熱）	0.0E+00	0.0%	0.0E+00	0.0%	―
g	（蒸気発生器伝熱管破損）	7.5E-12	0.1%	5.8E-09	0.2%	1.3E-03
τ	（格納容器過温破損）	9.0E-10	15.9%	2.2E-06	67.1%	4.2E-04
μ	（格納容器直接接触）	ε	＜0.1%	1.4E-10	<0.1%	―
合計		5.6E-09	100.0%	3.2E-06	100.0%	1.8E-03

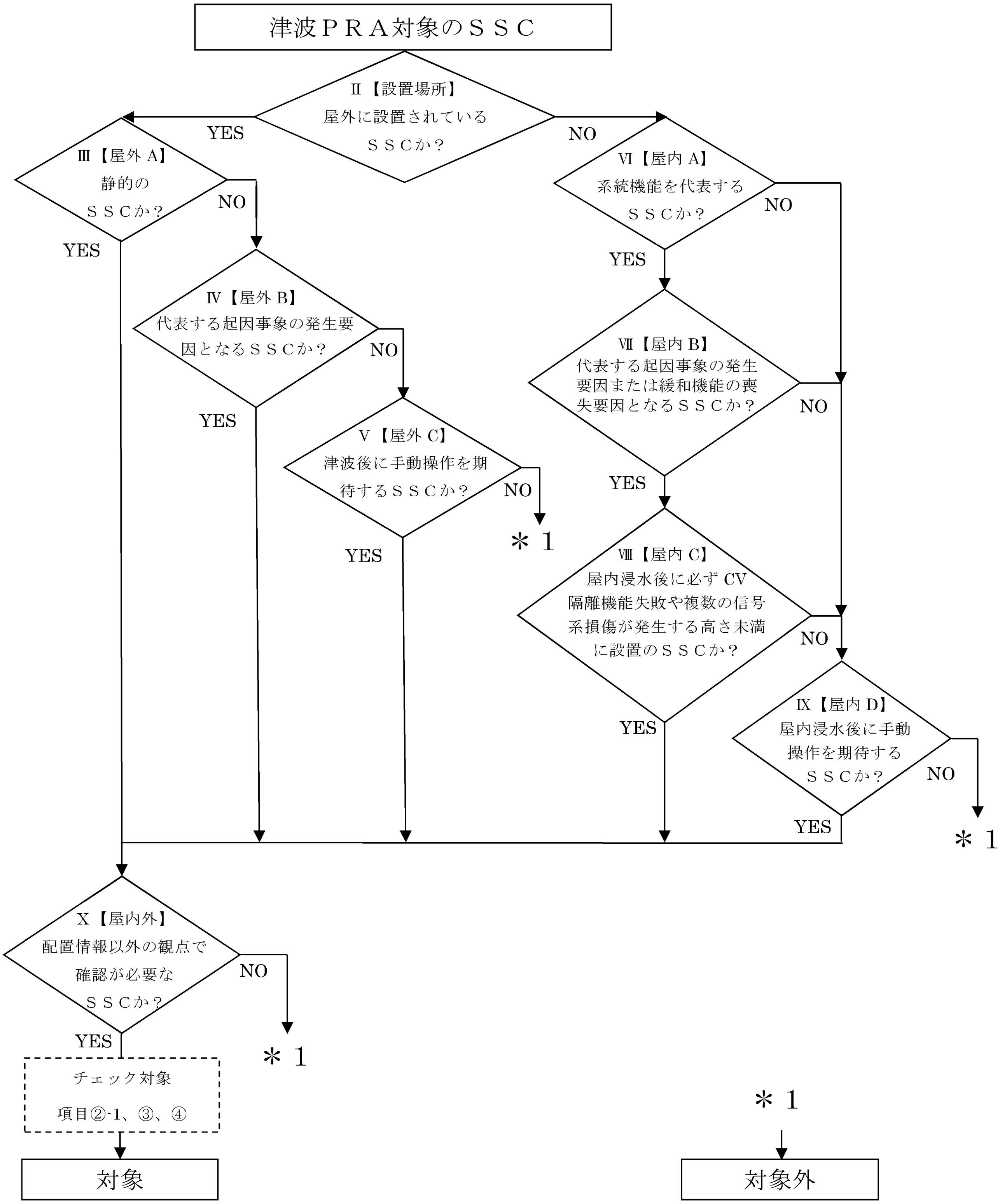
格納容器機能喪失頻度としてのε：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.5.14 表　放出カテゴリごとのＣｓ－１３７放出量評価結果

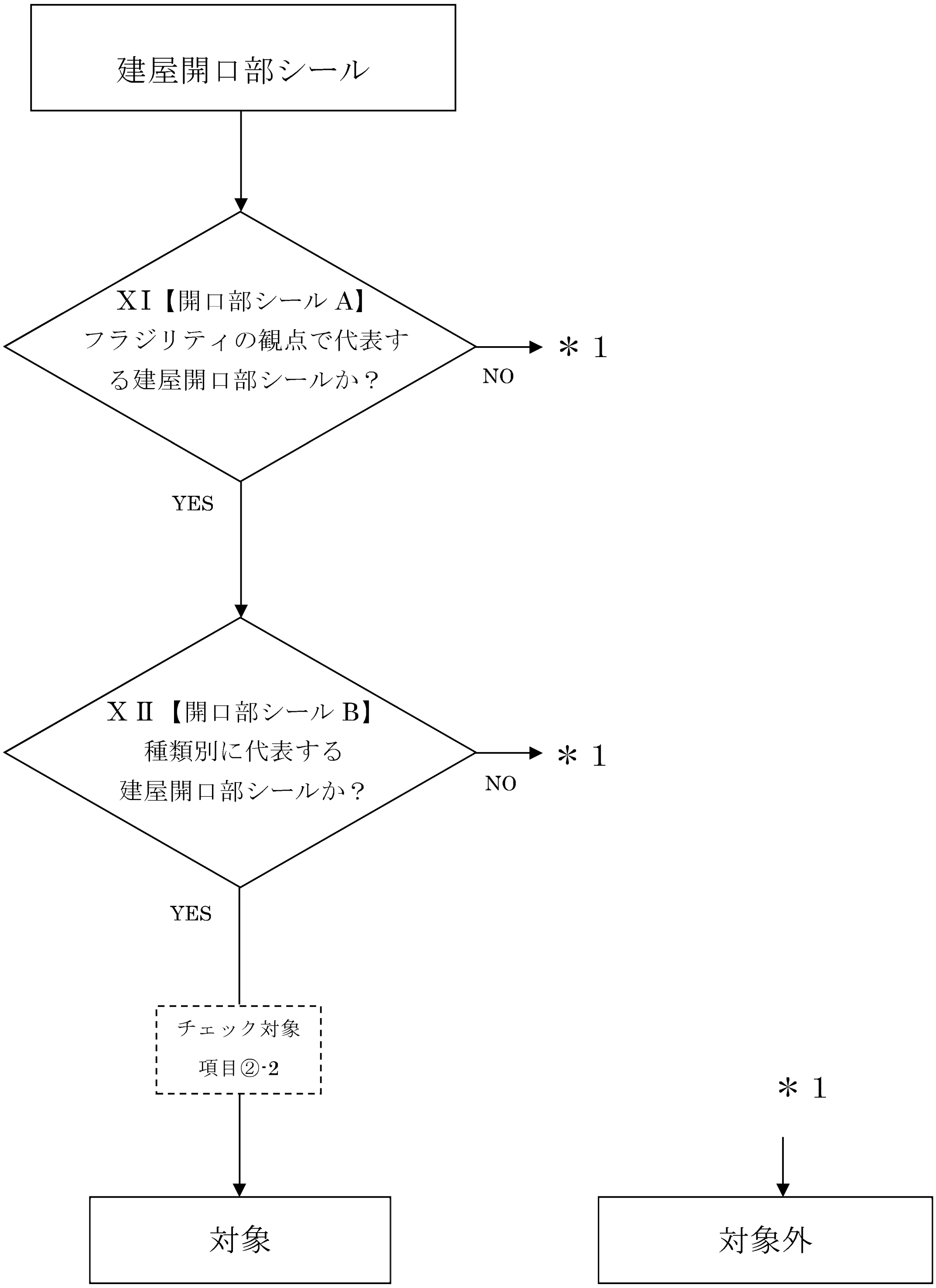
原子炉格納容器の状態		分類	放出カテゴリ記号	発生頻度（／炉年）	Ｃｓ－１３７放出量 (TBq)
格納容器機能喪失	格納容器バイパス	－	F1	7.5E-12	>100
	格納容器破損	エナジェティック	F3A	2.5E-12	>100
		先行破損	F3B	1.5E-10	>100
		その他	F3C	5.1E-09	>100
	隔離失敗	－	F5	4.2E-10	>100
健全（設計漏えい）		－	F6	1.1E-09	約1.6



第 3.1.3.2.2.1.1 図　プラント・ウォークダウン調査対象選定フロー（１／３）



第 3.1.3.2.2.1.1 図　プラント・ウォークダウン調査対象選定フロー（２／３）



第3.1.3.2.2.1.1図　プラント・ウォークダウン調査対象選定フロー（３／３）

津波No.　　　　　機器番号：

大飯発電所４号機　津波ＰＲＡ/ＳＴプラント・ウォークダウンチェックシート

ＳＳＣ種別　：

ＳＳＣ名　　：

機器番号　　：

設置建屋　　：

設置高さ　　：

[チェック対象項目]	要	否
①　　津波防護設備の確認	□	□
②-1　ＳＳＣに影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認	□	□
②-2　建屋開口部シールの確認	□	□
③　　津波後のアクセス性及び現場操作の確認	□	□
④　　津波ＰＲＡで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認	□	□

総合評価（モデルへの反映方法、取り扱いについての記載）

実施日：　　　年　月　日

実施者：

第 3.1.3.2.2.1.2 図　プラント・ウォークダウンチェックシート例（１／４）

津波No.　　　　機器番号：

① 津波防護設備の確認

	Y	N	U	N／A
1．津波防護設備の構造・設置状況が、津波PRAでの想定から大きく逸脱していない	□	□	□	□

② 影響を受ける可能性のあるＳＳＣの確認

②-1 ＳＳＣに影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認

②-1-1 ＳＳＣに影響を与える波力の確認

	Y	N	U	N／A
1．対象ＳＳＣが波力の影響を受けない位置にある、または対象ＳＳＣの周辺に、波力の影響を緩和する設備・建屋・構築物等がある	□	□	□	□

特記事項
波力の影響；（受ける、受けない）
波力を緩和する設備等；（壁・堰、建屋、その他＿＿＿＿＿＿、無し）

②-1-2 ＳＳＣに影響を与える漂流物衝突の確認

	Y	N	U	N／A
1．対象ＳＳＣの周辺に漂流物となりうる物体が無い、または対象ＳＳＣの周辺に、漂流物の到達を阻害する設備・建屋・構築物等がある	□	□	□	□

特記事項
漂流物となりうる物体；（コンテナ、自動車、その他＿＿＿＿＿＿、無し）
漂流物の到達を阻害する設備等；（壁・堰、建屋、その他＿＿＿＿＿＿、無し）

②-1-3 ＳＳＣに影響を与える洗掘の確認

	Y	N	U	N／A
1．対象ＳＳＣが設置されている基礎は洗掘の発生しない構造である、または対象ＳＳＣの周辺に、津波流速の緩和等により洗掘の発生を阻害する設備・建屋・構築物等がある	□	□	□	□

特記事項
洗掘の影響；（発生する、発生しない）
洗掘の発生を阻害する設備等；（壁・堰、建屋、その他＿＿＿＿＿＿、無し）

（記号の説明）　Y：YES,　N：NO,　U：調査不可,　N／A：対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 図　プラント・ウォークダウンチェックシート例（２／４）

津波No.　　　　機器番号：

②-1-4　評価前提条件の確認（波力・漂流物衝突・洗掘の影響を受けるＳＳＣ）

	Ｙ	Ｎ	Ｕ	Ｎ／Ａ
１．対象ＳＳＣの構造図と相違点は無い	□	□	□	□
２．基礎ボルト（又は設置面溶接部）、及び支持構造物に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い（ボルトの場合は締め付けについても確認）	□	□	□	□
３．対象ＳＳＣ周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	□	□	□	□

②-2　建屋開口部シールの確認

	Ｙ	Ｎ	Ｕ	Ｎ／Ａ
１．対象建屋開口部シールに外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	□	□	□	□

	Ｙ	Ｎ	Ｕ	Ｎ／Ａ
２．対象ＳＳＣが波力の影響を受けない位置にある、または対象ＳＳＣの周辺に、波力の影響を緩和する設備・建屋・構築物等がある	□	□	□	□

特記事項
波力の影響；（受ける、受けない）
波力を緩和する設備等；（壁・堰、建屋、その他＿＿＿＿＿＿＿、無し）

	Ｙ	Ｎ	Ｕ	Ｎ／Ａ
３．対象ＳＳＣの周辺に漂流物となりうる物体が無い、または対象ＳＳＣの周辺に、漂流物の到達を阻害する設備・建屋・構築物等がある	□	□	□	□

特記事項
漂流物となりうる物体；（コンテナ、自動車、その他＿＿＿＿＿＿＿、無し）
漂流物の到達を阻害する設備等；（壁・堰、建屋、その他＿＿＿＿＿＿＿、無し）

（記号の説明）　Ｙ：YES，　Ｎ：NO，　Ｕ：調査不可，　Ｎ／Ａ：対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 図　プラント・ウォークダウンチェックシート例（３／４）

津波No.　　　　　機器番号：

③　津波後のアクセス性及び現場操作の確認

	Y	N	U	N／A
１．対象ＳＳＣの識別が可能である	□	□	□	□
２．津波の影響（波力や漂流物衝突等）により、対象ＳＳＣへのアクセスルートが塞がれる可能性は無い	□	□	□	□
３．現場での操作が可能である	□	□	□	□
４．操作のための場所が確保できている	□	□	□	□
５．ＳＳＣの作動状態が確認できる	□	□	□	□

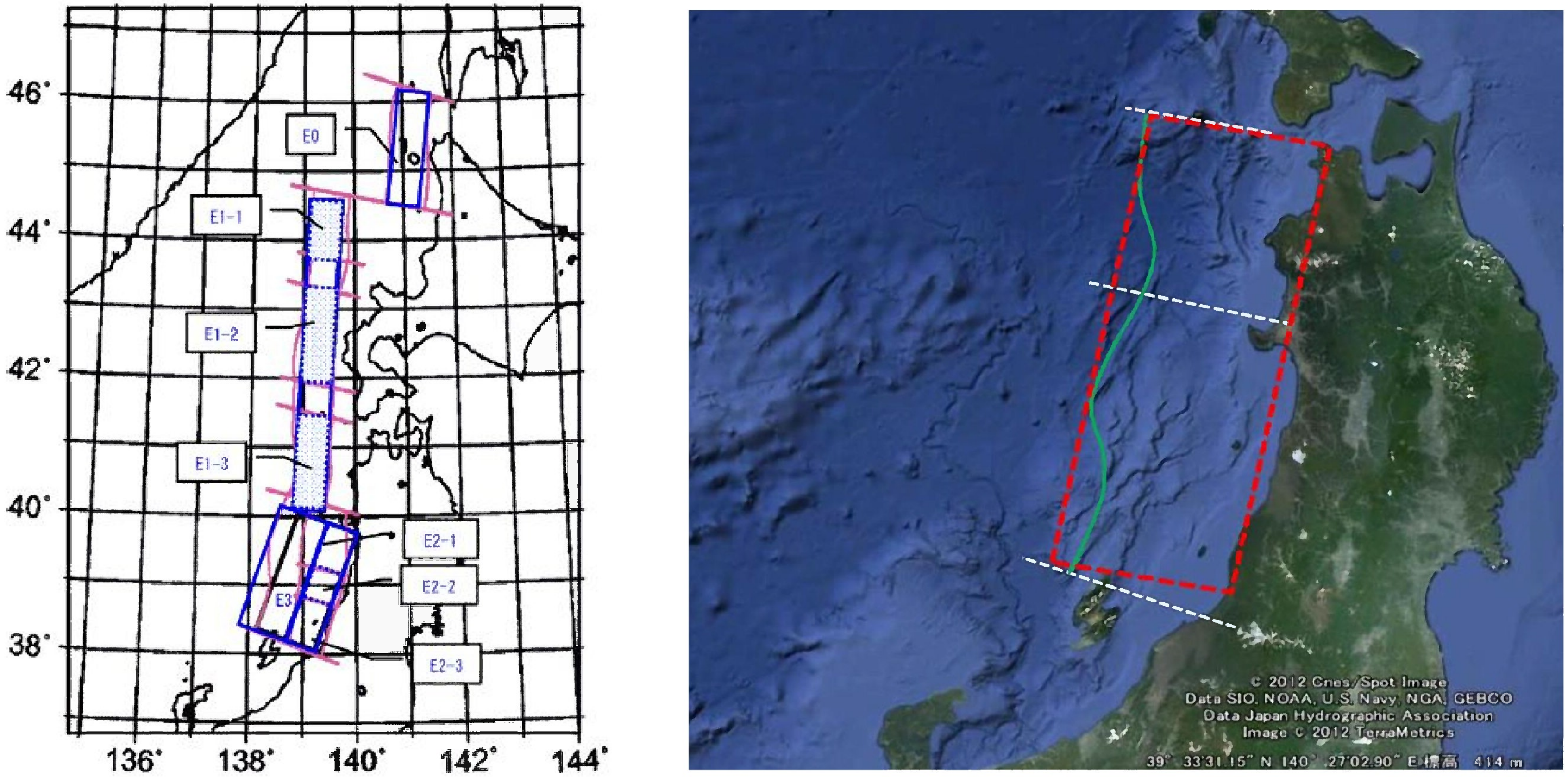
④　津波ＰＲＡで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N／A
１．モデル化の前提条件が適切である	□	□	□	□

津波ＰＲＡで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件；
確認結果；

（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

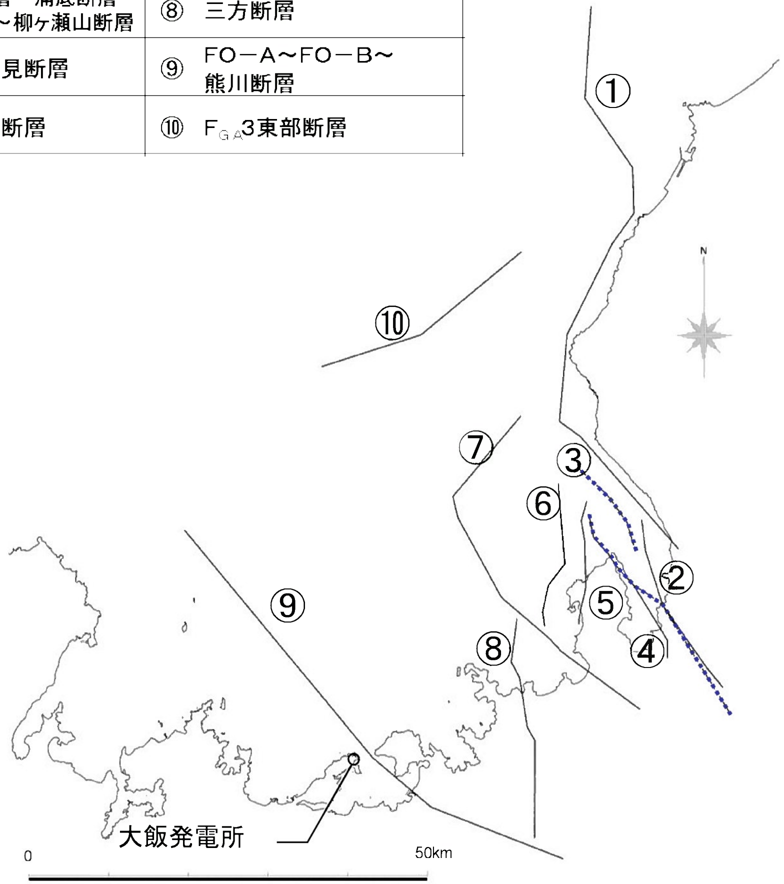
第 3.1.3.2.2.1.2 図　プラント・ウォークダウンチェックシート例（４／４）

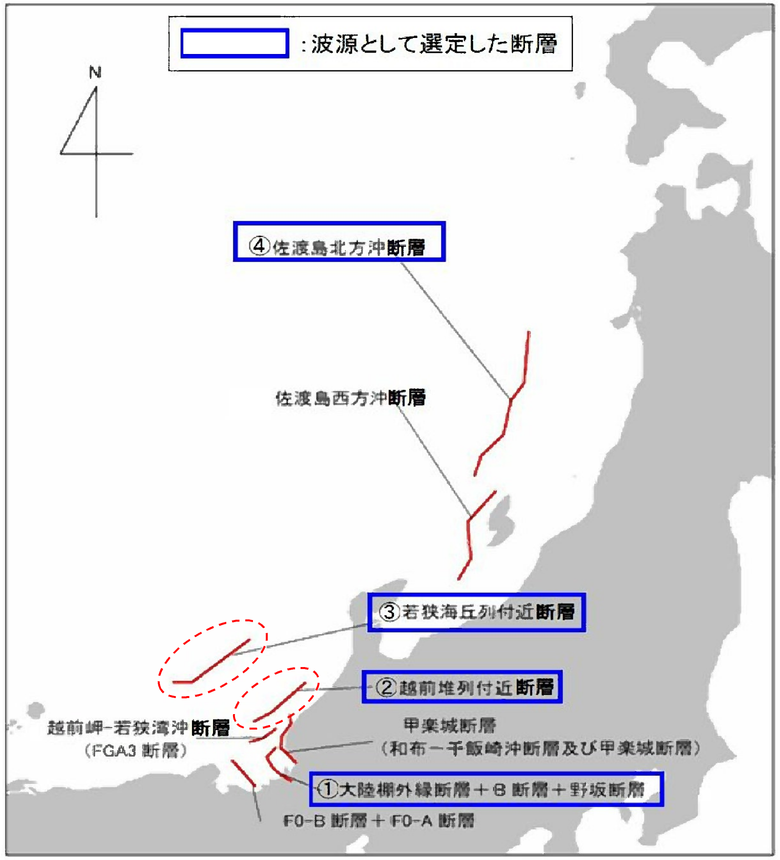


第 3.1.3.2.2.2.1 図　検討対象波源（日本海東縁部）

※左：地震調査研究推進本部（２００３）(2) 等に基づく活動域区分、右：秋田県の波源モデル

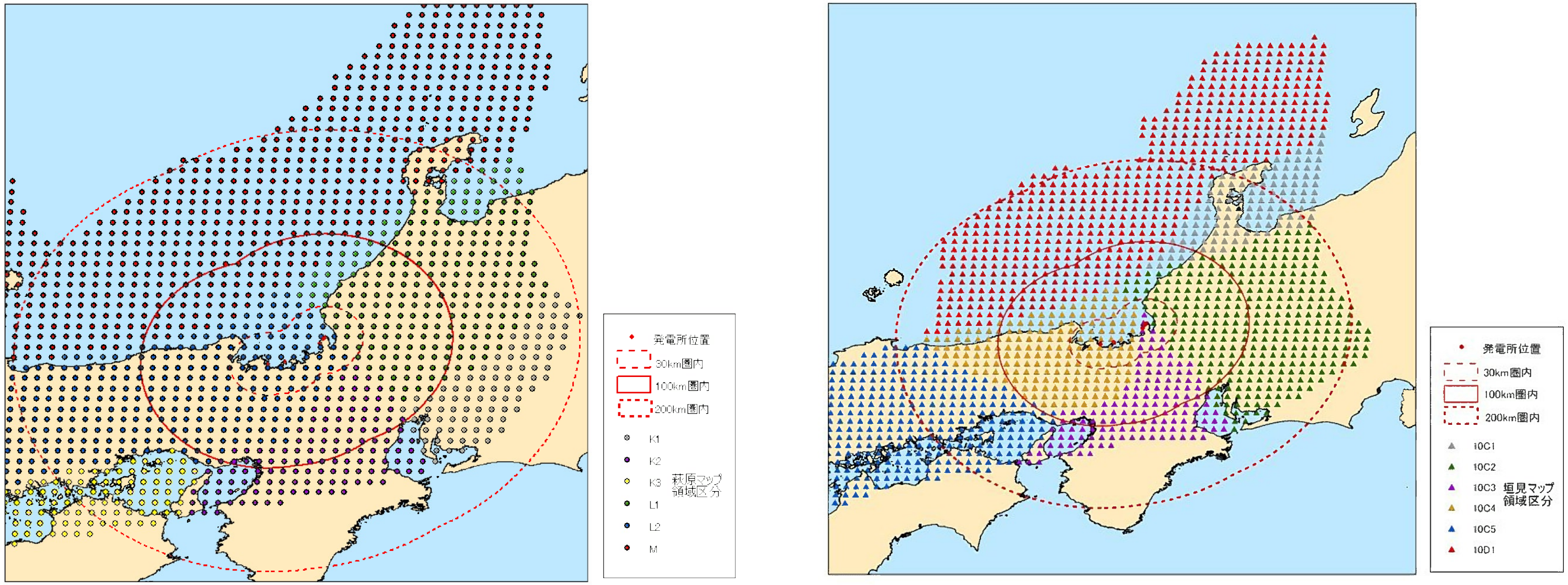
①	安島岬沖～和布－ 干飯崎沖～甲楽城断層	⑥	C断層
②	ウツロギ峠北方－ 池河内断層	⑦	大陸棚外縁～B～ 野坂断層
③	甲楽城沖断層～浦底断層～ 池河内断層～柳ヶ瀬山断層	⑧	三方断層
④	浦底－内池見断層	⑨	FO－A～FO－B～ 熊川断層
⑤	白木－丹生断層	⑩	F_{GA}3東部断層





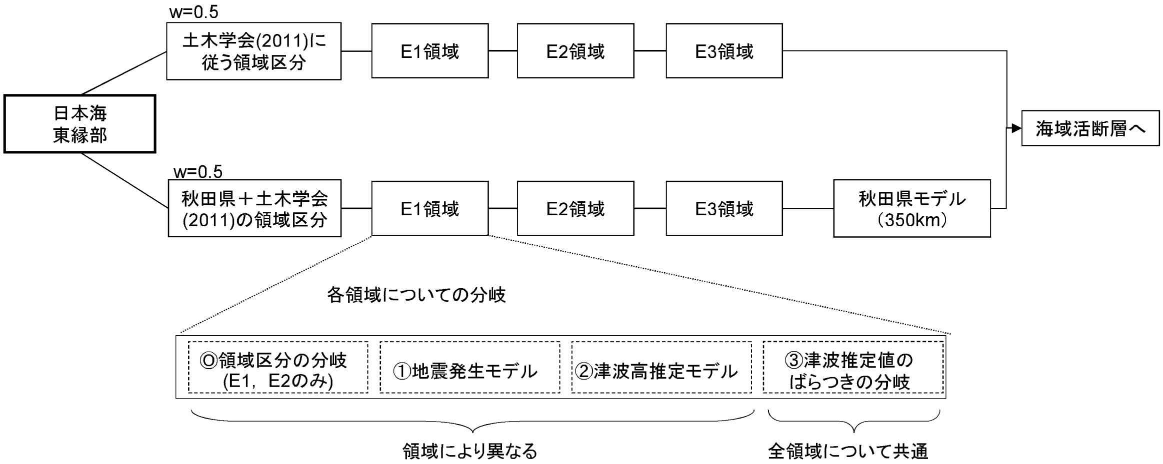
第 3.1.3.2.2.2.2 図　検討対象波源（海域活断層）

※左：敷地前面及び敷地周辺における検討対象断層、右：福井県の波源モデル

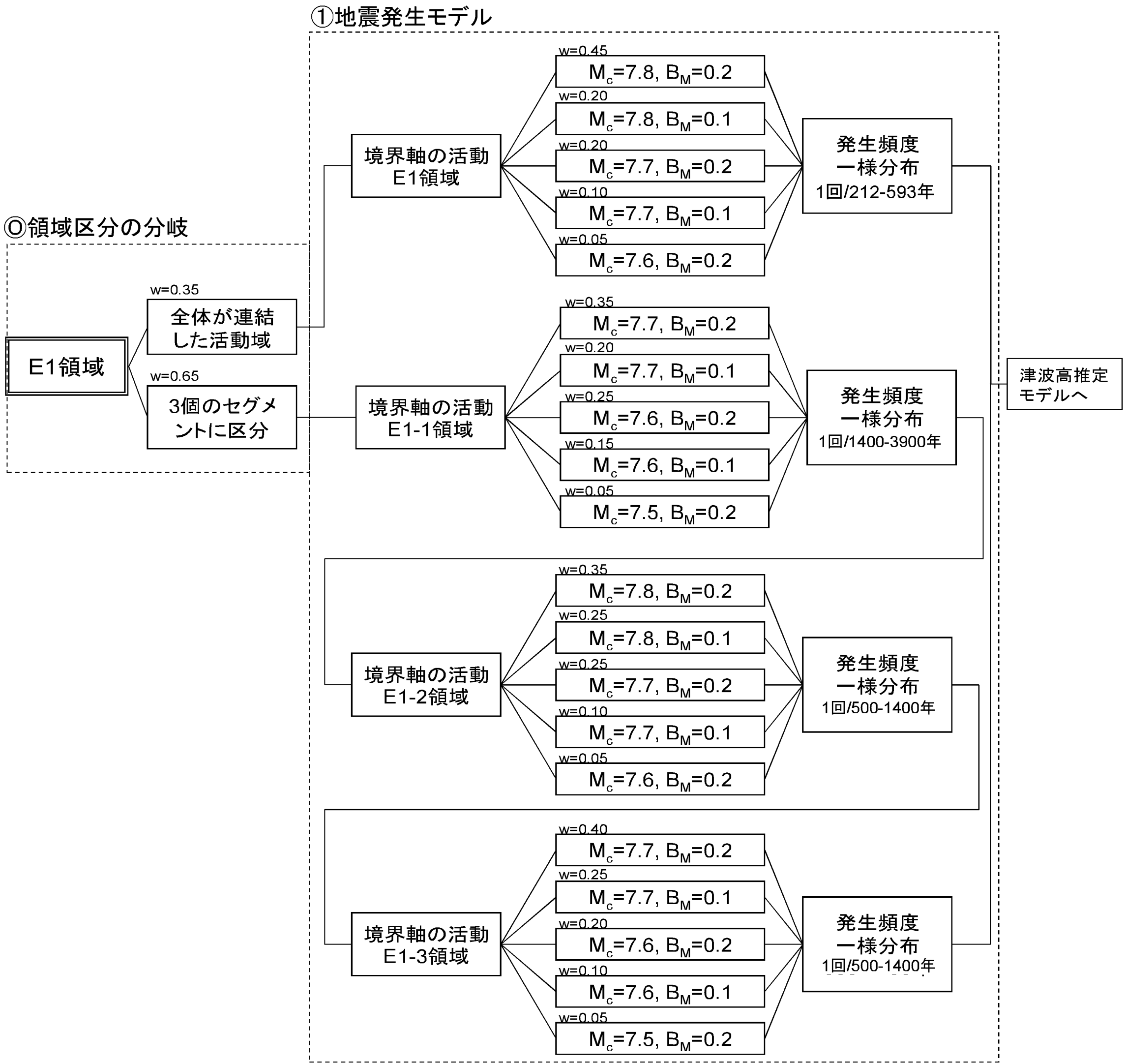


第 3.1.3.2.2.2.3 図　検討対象波源（領域震源）

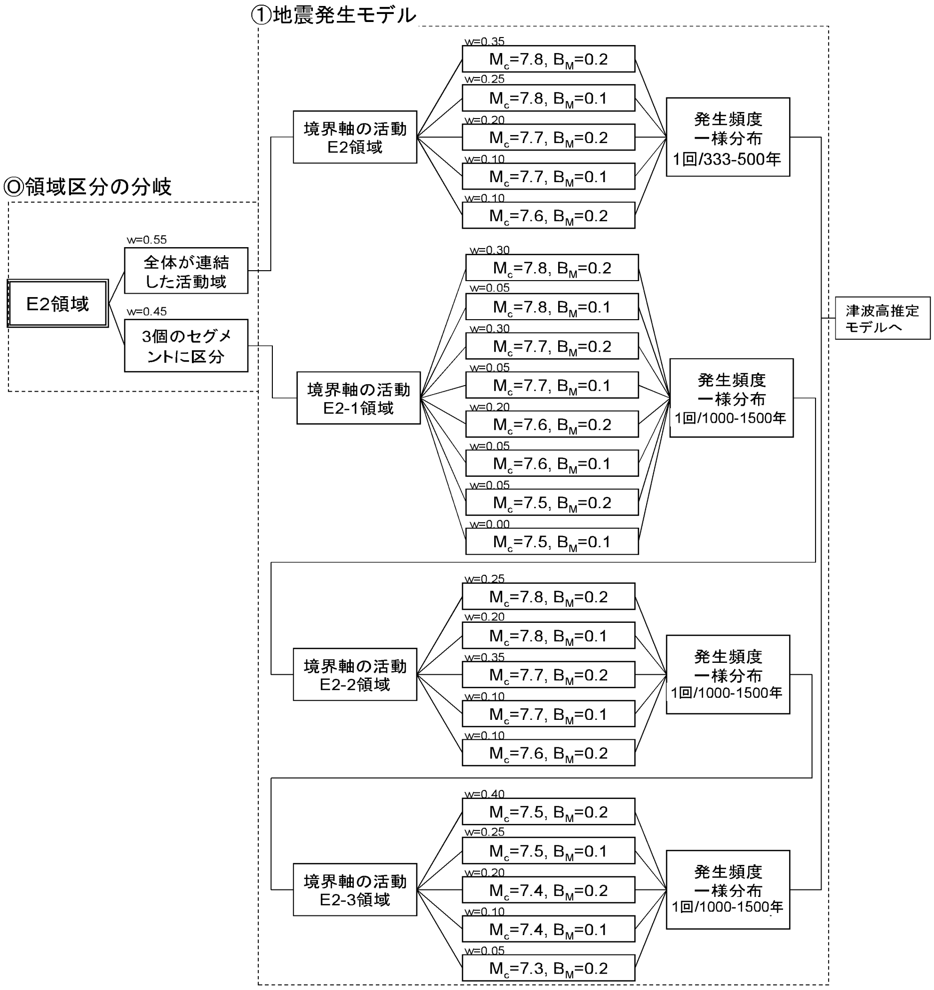
※左：萩原（１９９１）[(3)] による領域区分、右：垣見ほか（２００３）[(4)] による領域区分



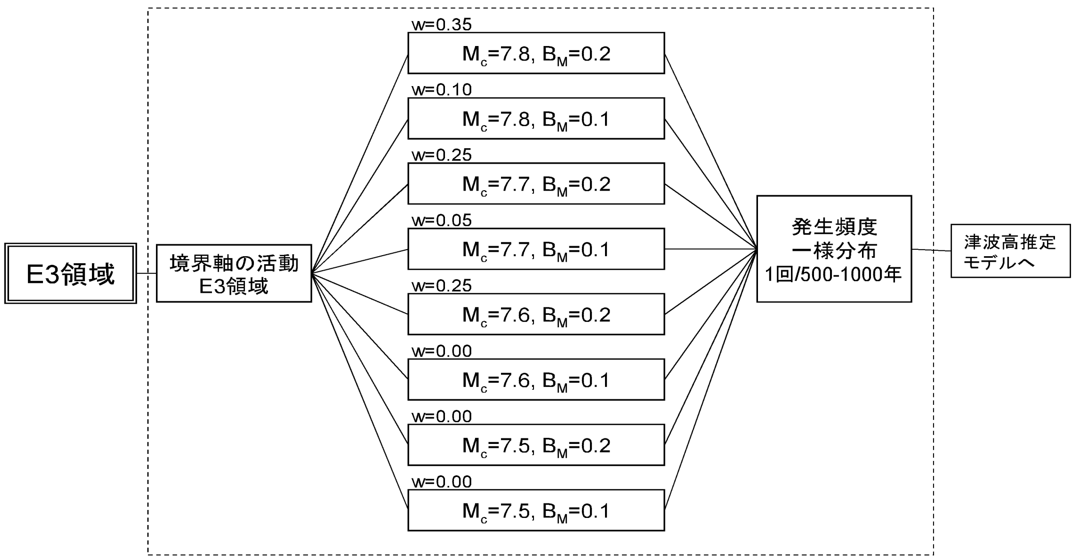
第 3.1.3.2.2.2.4 図　日本海東縁部のロジックツリー



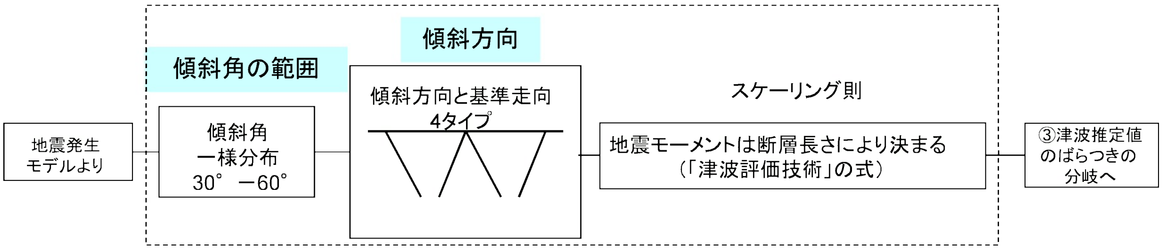
第 3.1.3.2.2.2.5 図　日本海東縁部（土木学会）の地震発生モデル（E1 領域）



第 3.1.3.2.2.2.6 図　日本海東縁部（土木学会）の地震発生モデル（E2 領域）



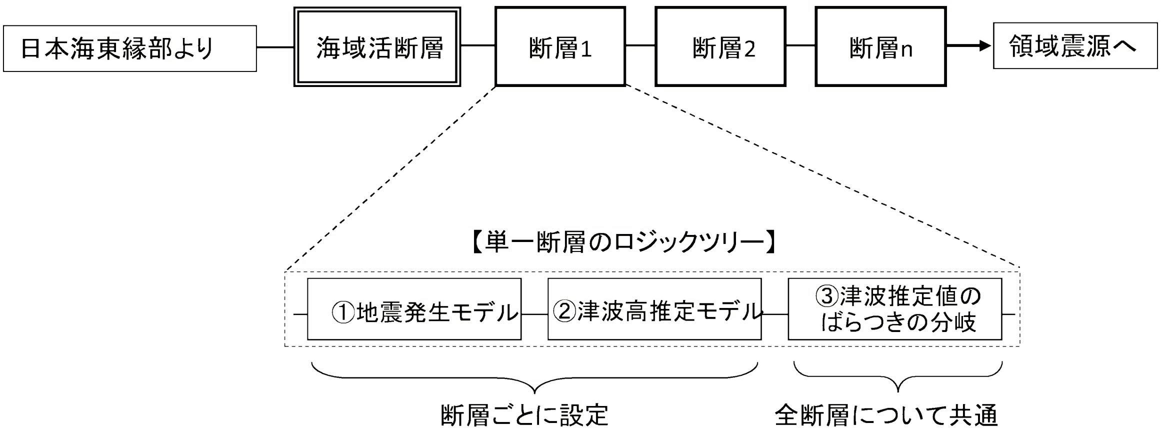
第 3.1.3.2.2.2.7 図　日本海東縁部（土木学会）の地震発生モデル（E3 領域）



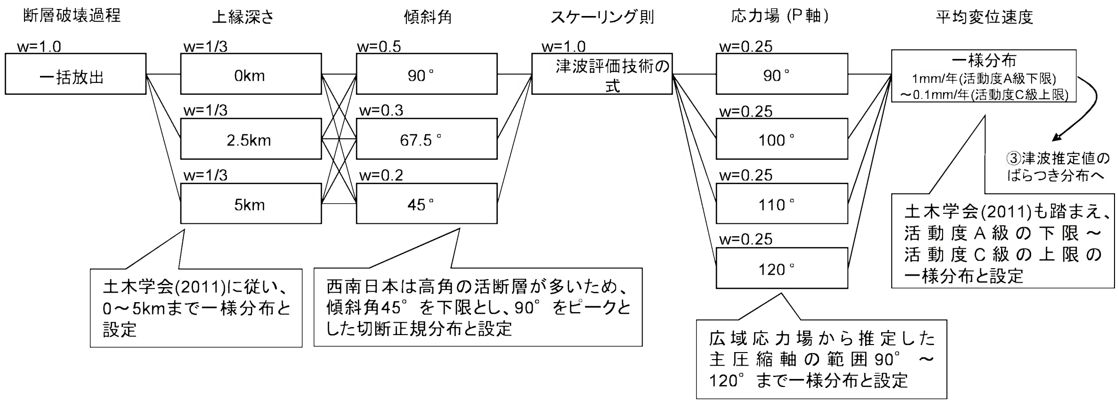
第 3.1.3.2.2.2.8 図　日本海東縁部（土木学会）の津波高推定モデル

※秋田県の想定波源モデル

第 3.1.3.2.2.2.9 図　日本海東縁部（秋田県）の地震発生・津波高推定モデル

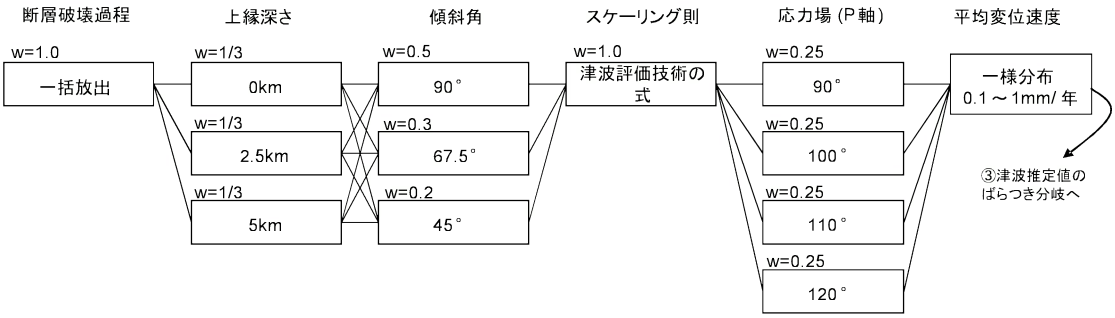


第 3.1.3.2.2.2.10 図　海域活断層のロジックツリー

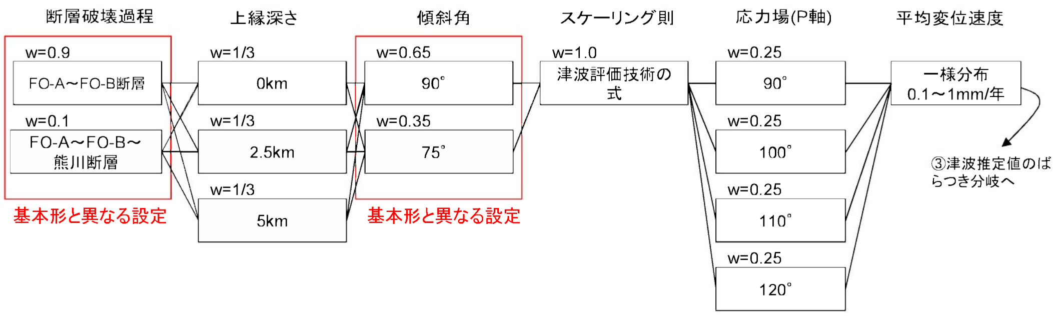


第 3.1.3.2.2.2.11 図　海域活断層の地震発生・津波高推定モデル（基本形）

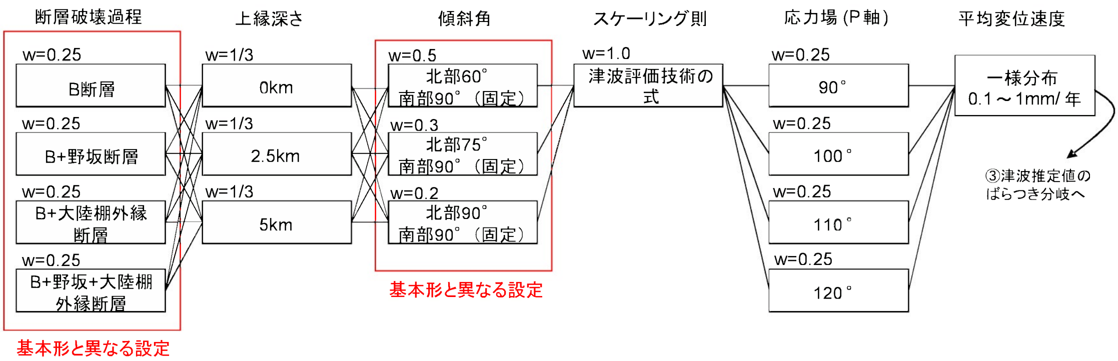
◆ F_{GA}3東部断層



◆ FO−A～FO−B断層～熊川断層

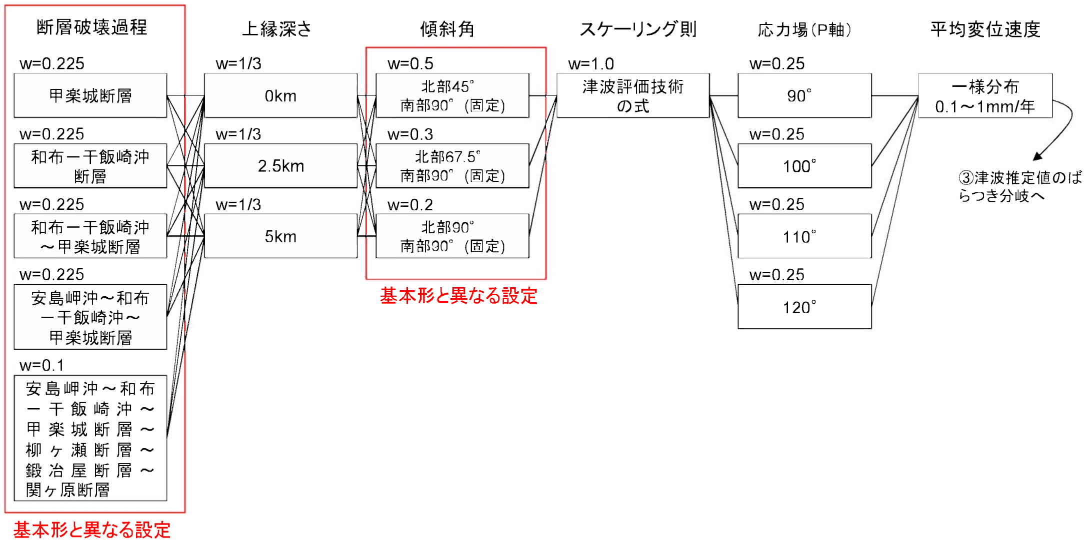


◆ 大陸棚外縁～B～野坂断層

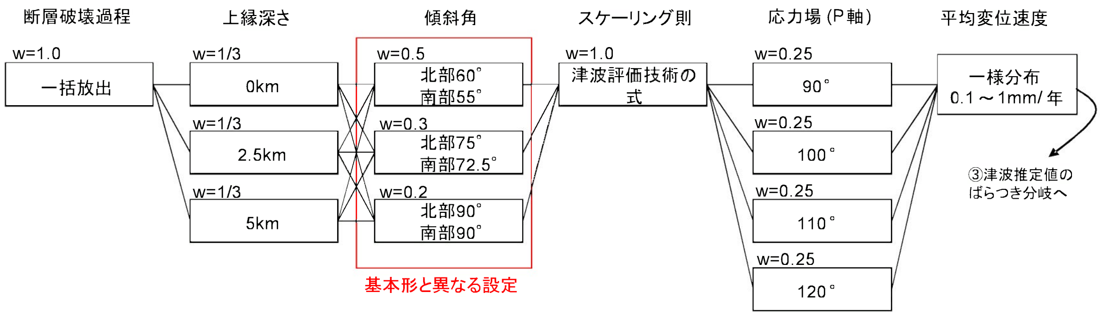


第 3.1.3.2.2.2.12 図　各海域活断層の地震発生・津波高推定モデル（１）

◆　安島岬沖～和布－干飯崎沖～甲楽城断層～柳ヶ瀬断層～鍛冶屋断層～関ヶ原断層

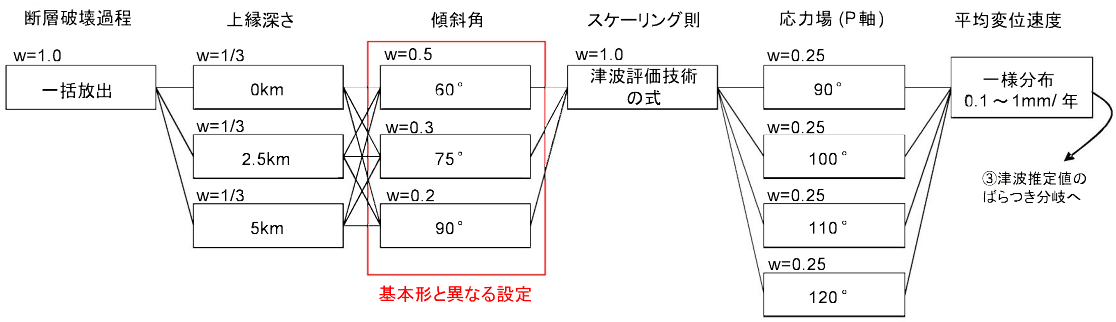


◆　C断層



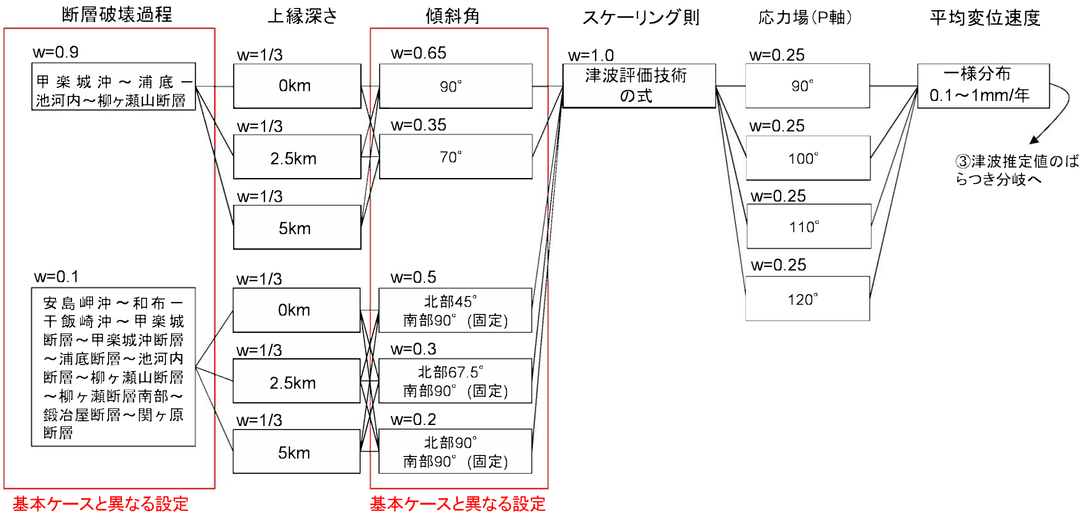
◆　三方断層

◆　白木－丹生断層

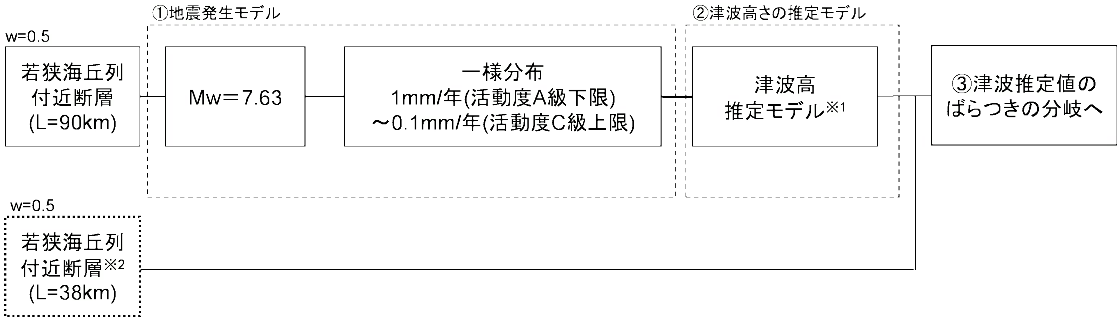


第 3.1.3.2.2.2.13 図　各海域活断層の地震発生・津波高推定モデル（２）

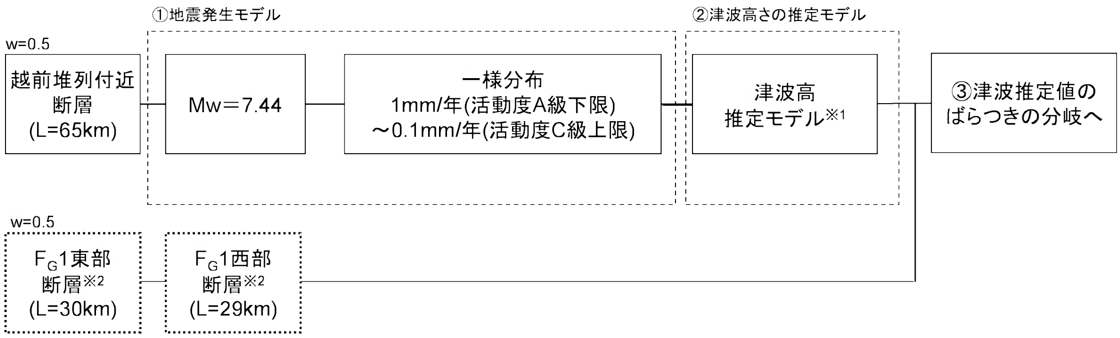
◆　安島岬沖～和布－干飯崎沖～甲楽城断層～甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬山断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層



◆　福井県モデル（若狭海丘列付近断層）



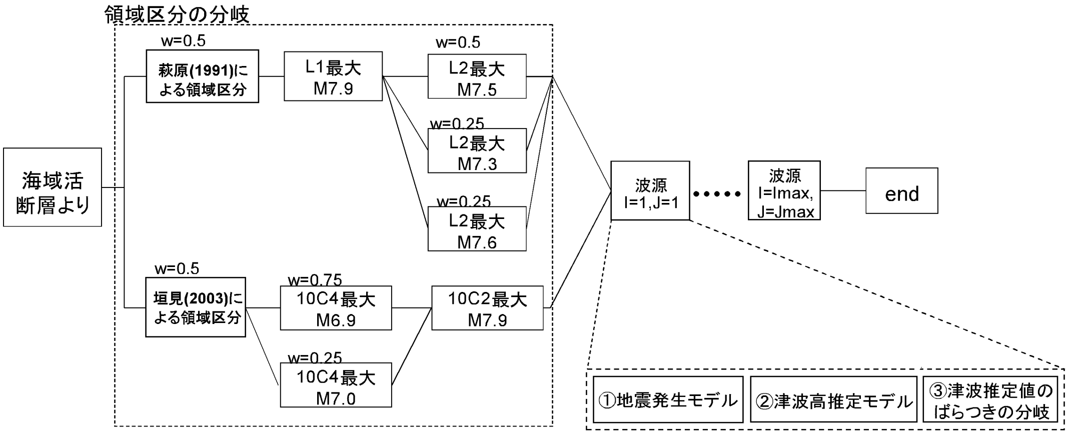
◆　福井県モデル（越前堆列付近断層）



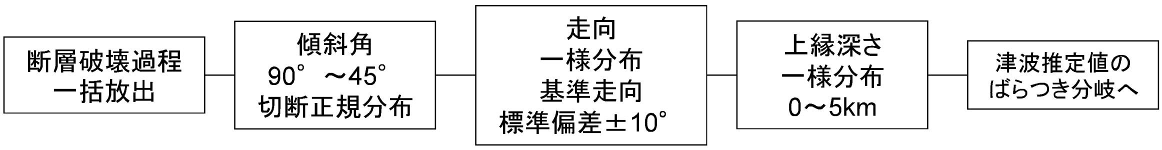
※１　福井県の想定波源モデル

※２　津波水位が小さく年超過確率への影響が小さいため、計算を省略する。

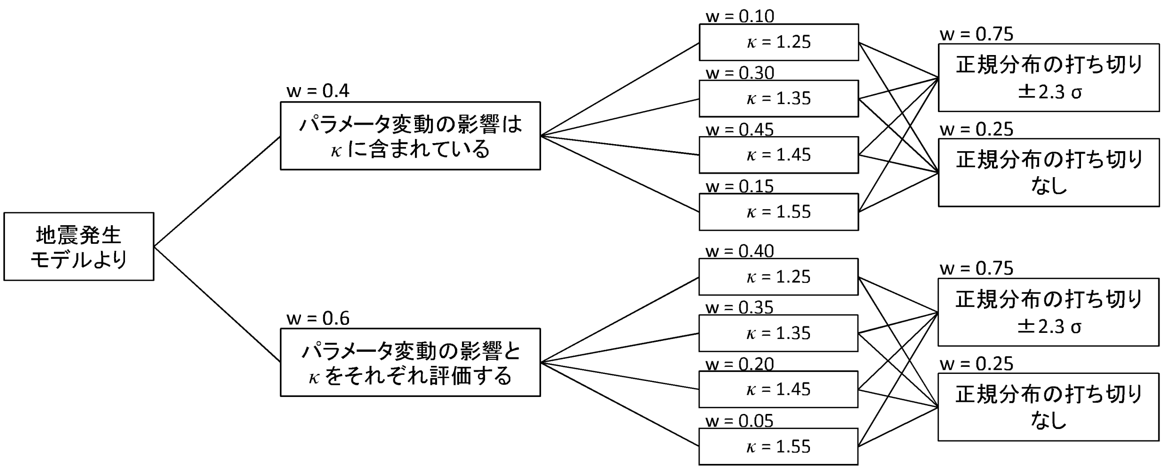
第 3.1.3.2.2.2.14 図　各海域活断層の地震発生・津波高推定モデル（３）



第 3.1.3.2.2.2.15 図　領域震源のロジックツリー

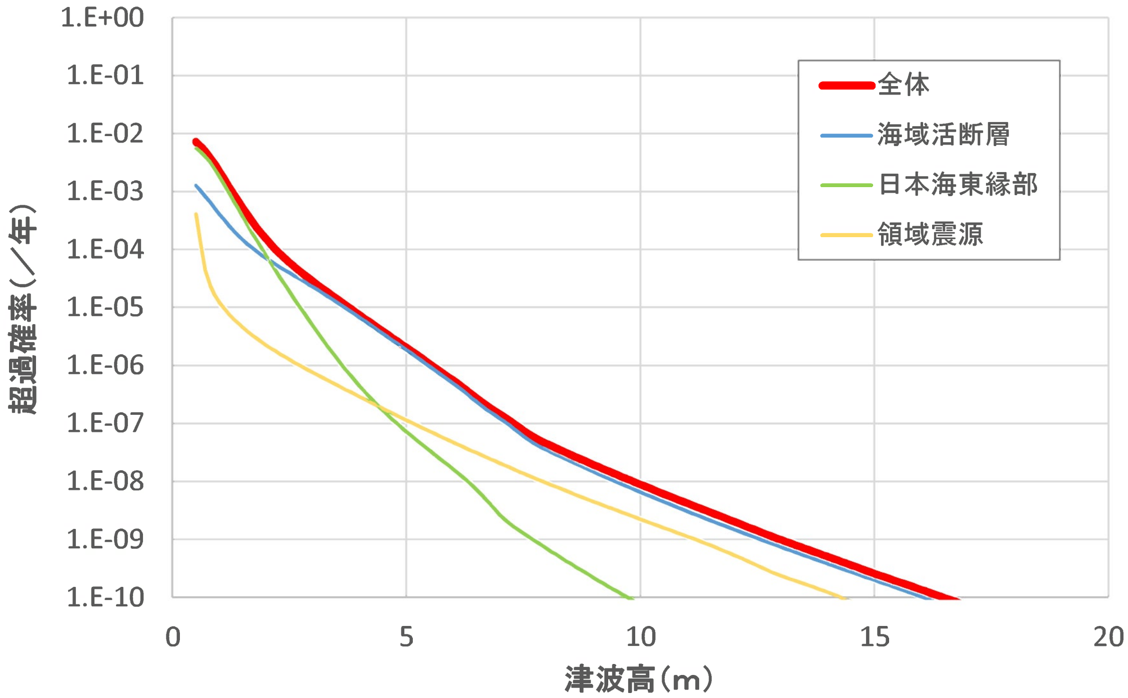


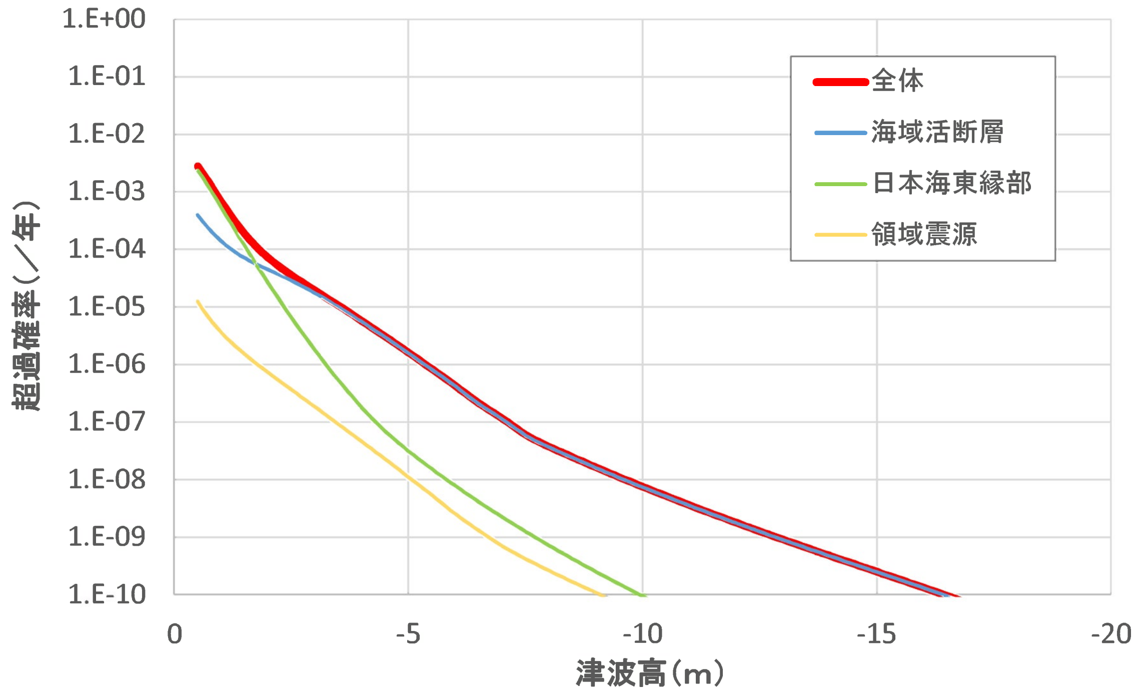
第 3.1.3.2.2.2.16 図　領域震源の地震発生・津波高推定モデル



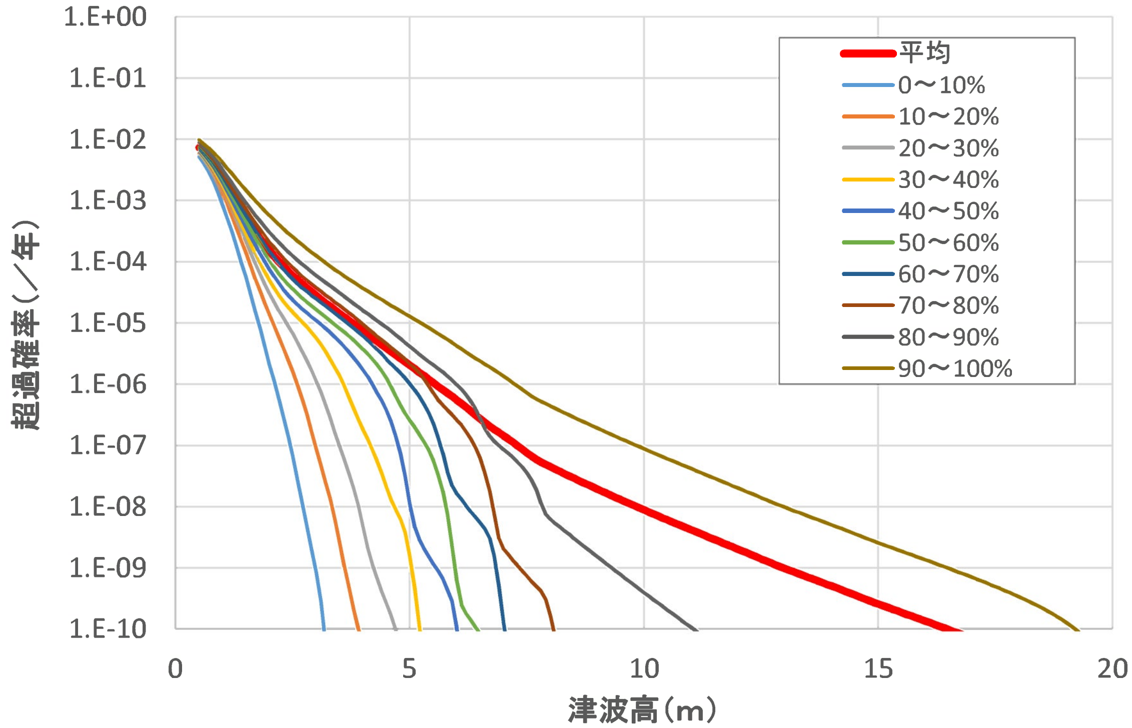
※日本海東縁部の場合は、土木学会（２０１１）[(1)] に基づき、パラメータ変動の影響とκをそれぞれ評価する分岐の中で走向について標準偏差10°の正規分布を考慮する。

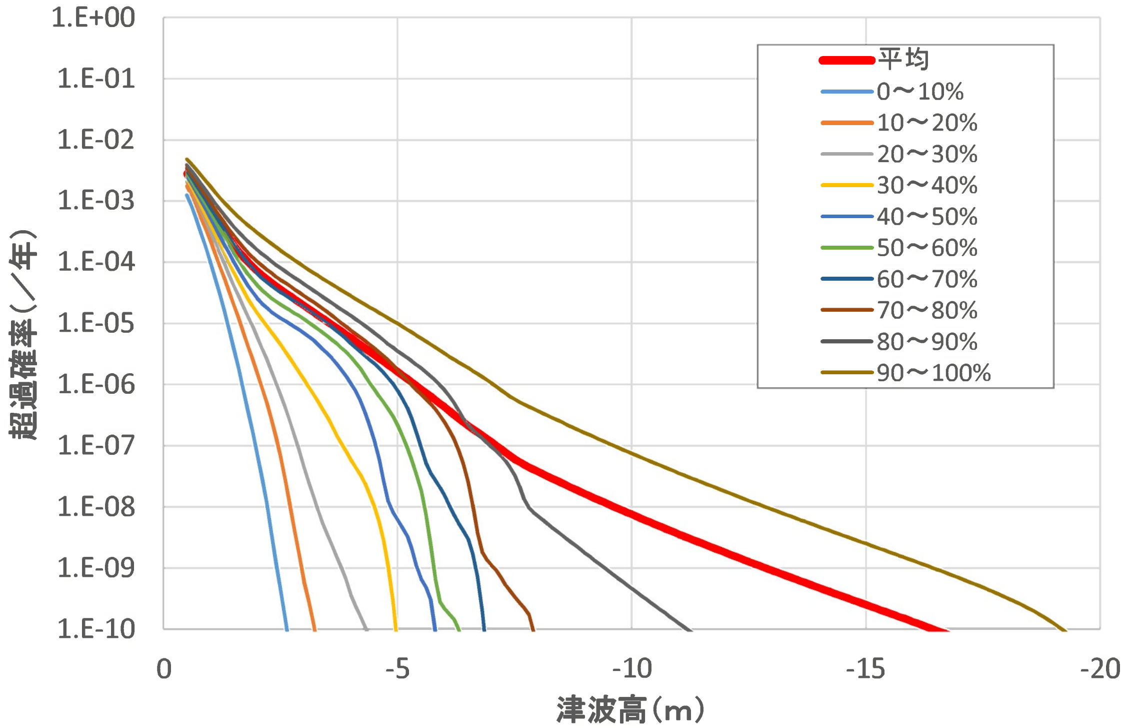
第 3.1.3.2.2.2.17 図　津波高推定値のばらつきの分岐
（日本海東縁部、海域活断層、領域震源）





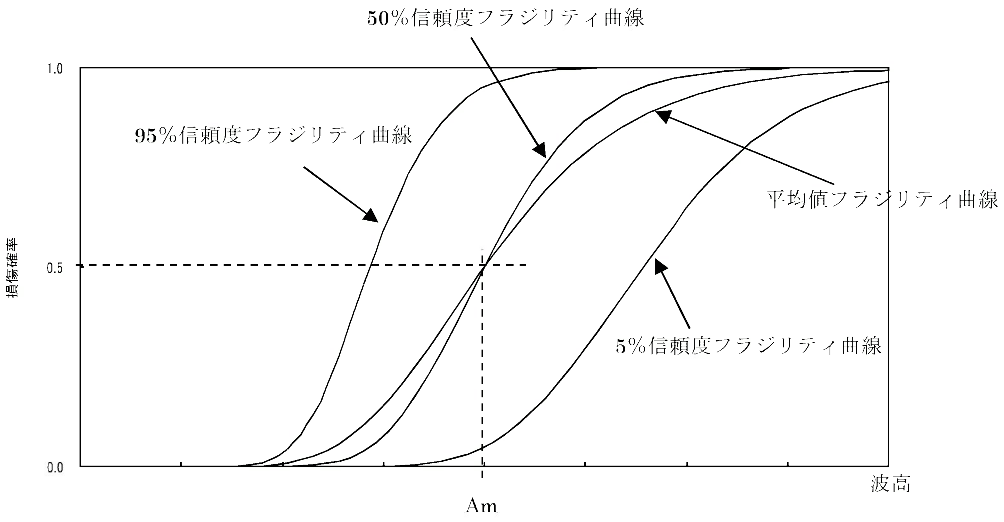
第 3.1.3.2.2.2.18 図　平均津波ハザード曲線及び波源別の内訳
（上：水位上昇側、下：水位下降側）



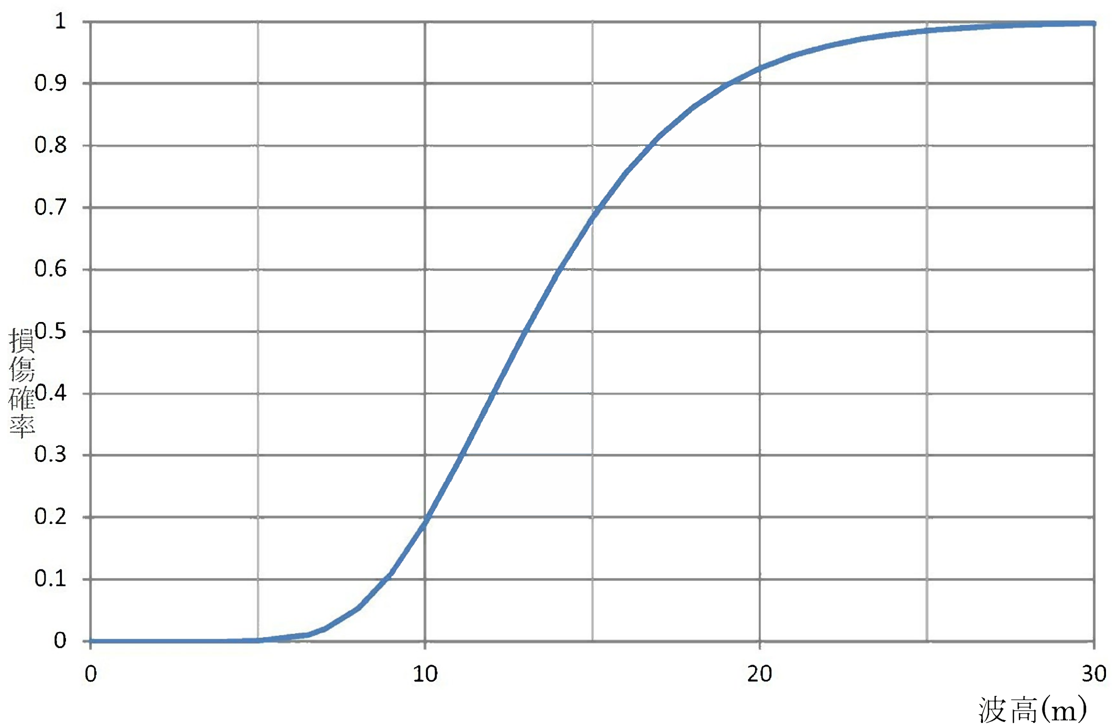


第 3.1.3.2.2.2.19 図　フラクタイル津波ハザード曲線

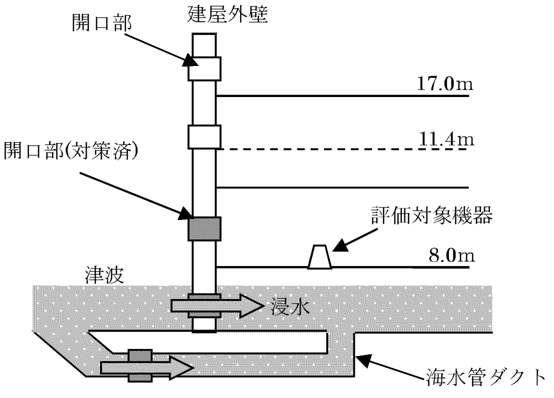
（上：水位上昇側、下：水位下降側）



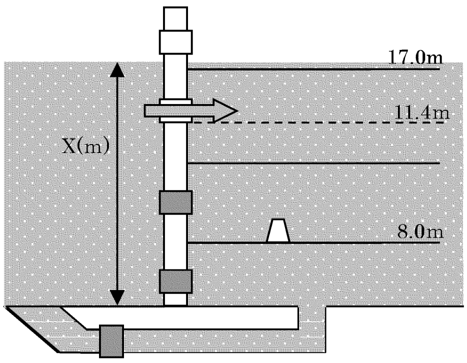
第 3.1.3.2.2.3.1 図　信頼度に応じたフラジリティ曲線のイメージ



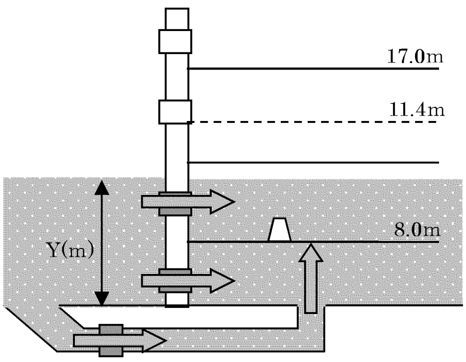
第 3.1.3.2.2.3.2 図　フラジリティ曲線（被水・没水（屋外）：設置 E.L.13.0m）



(1)：波高が機器設置高さより低い場合は、シールの損傷有無
にかかわらず、機器は損傷しない。

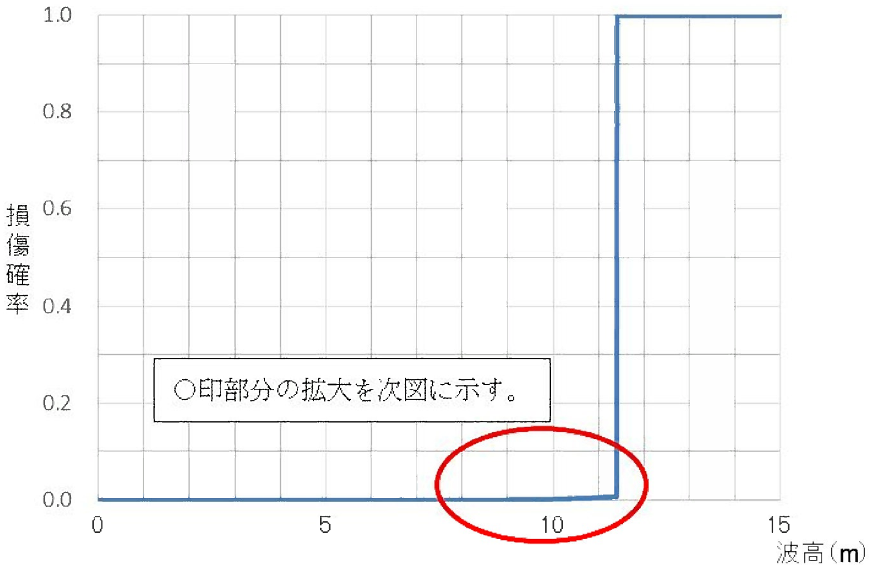


(2)：シールが損傷しない場合でも波高がシールのない E.L.以上
（ここでは X>11.4m）になると機器の水没に至る水量が流
入する。

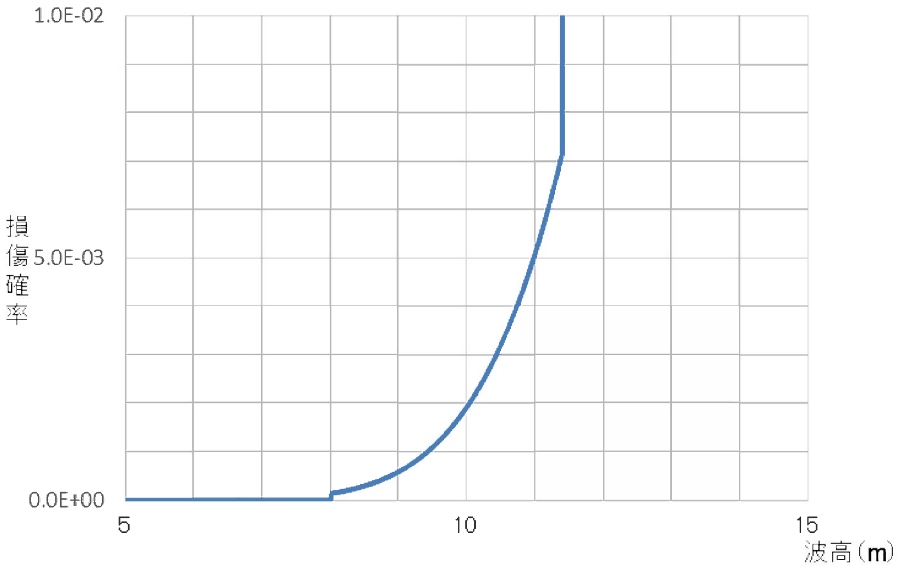


(3)：シールが損傷した場合には波高と同じ E.L.まで水位が
上昇する。

第 3.1.3.2.2.3.3 図　屋内設置設備に関するフラジリティ評価の概念

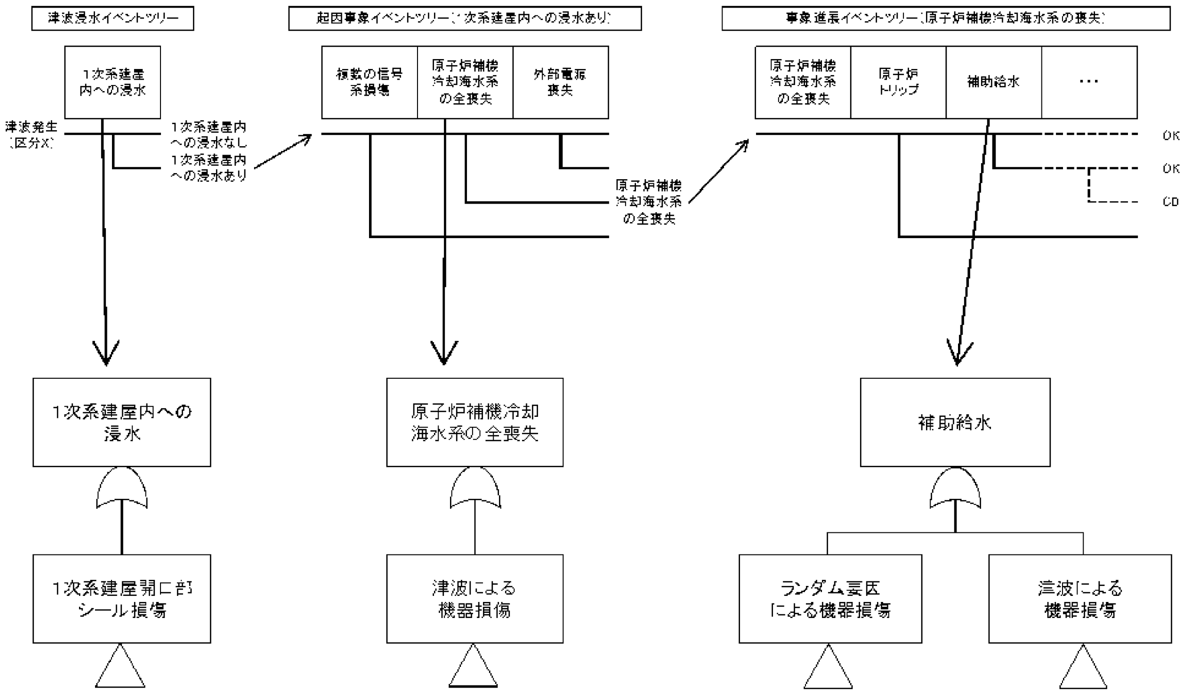


(1)　被水・没水（屋内）のフラジリティ曲線（例：設置 E.L.8.0m 以下）

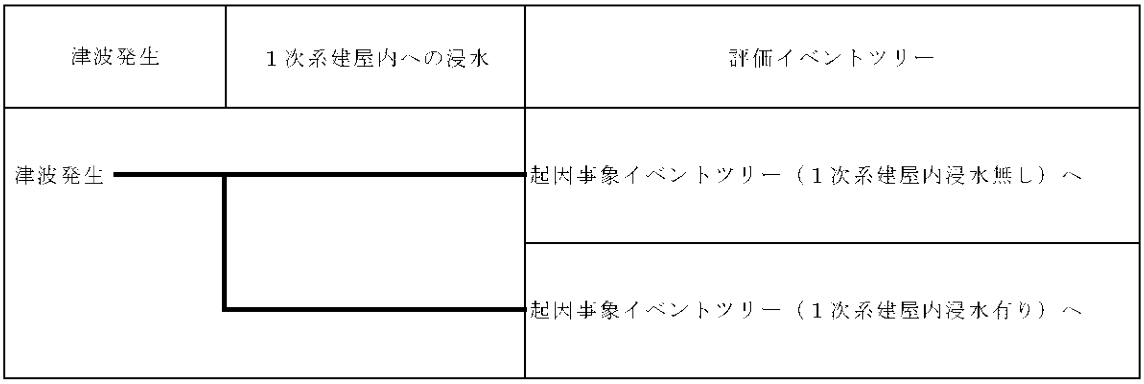


(2)　被水・没水（屋内）のフラジリティ曲線（例：設置 E.L. 8.0m 以下）：拡大図

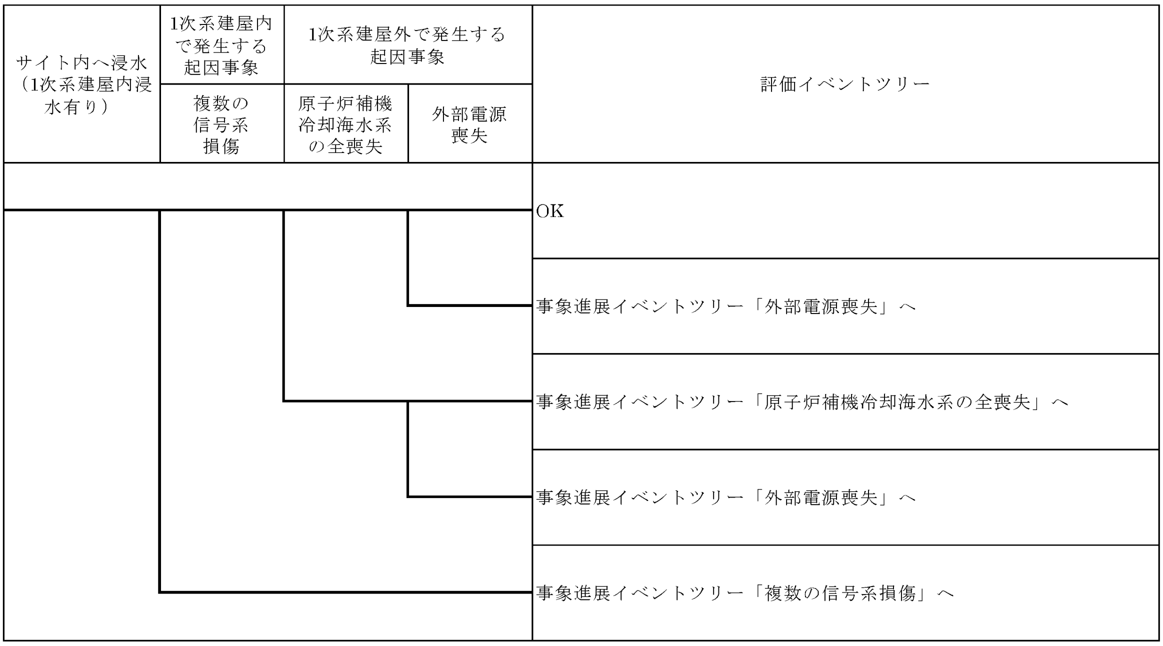
第 3.1.3.2.2.3.4 図　被水・没水（屋内）のフラジリティ曲線



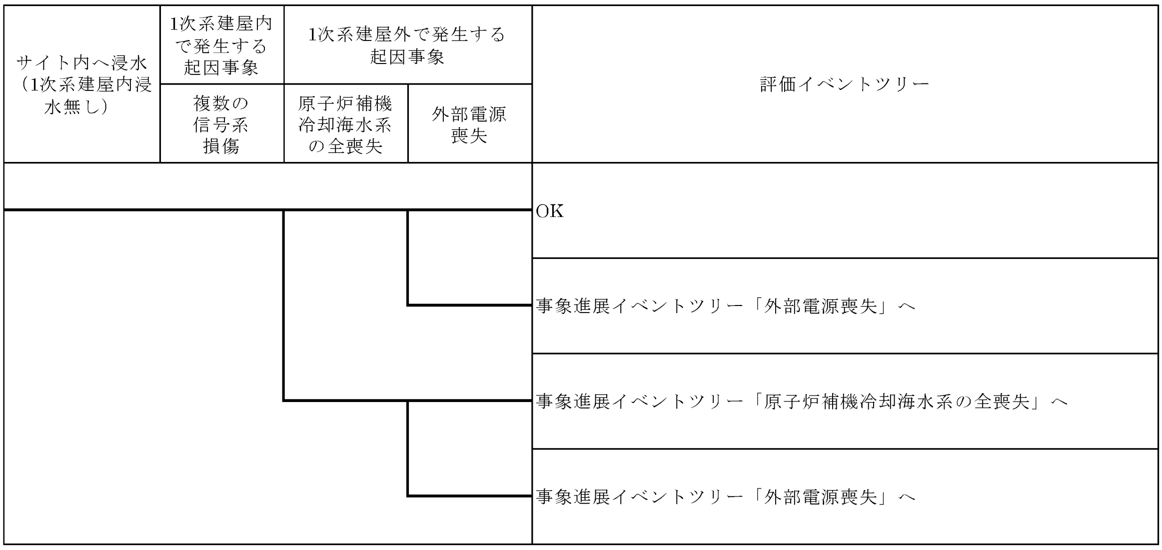
第 3.1.3.2.2.4.1 図　津波出力運転時レベル１ＰＲＡにおけるシステム評価の流れ



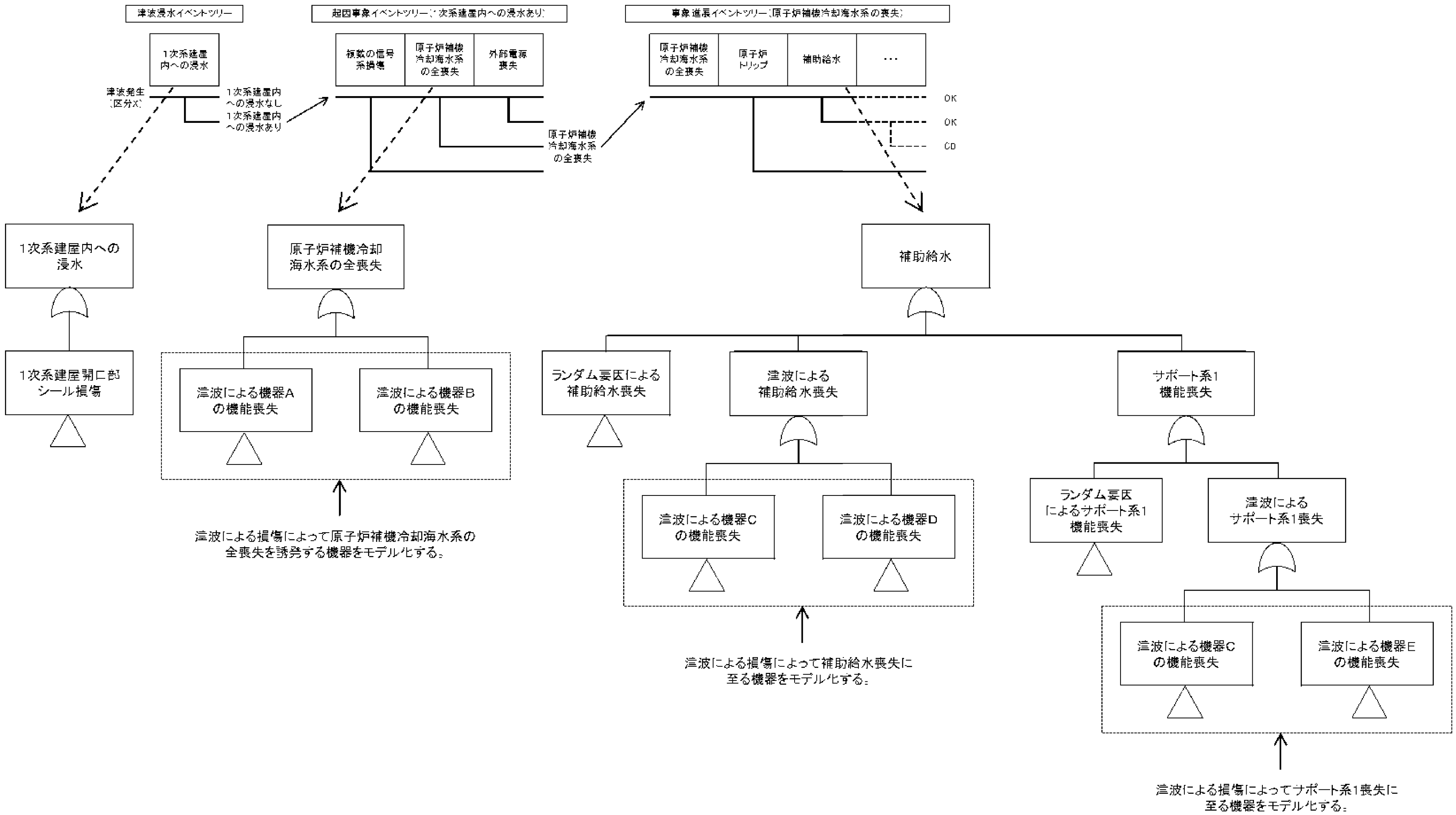
第 3.1.3.2.2.4.2 図　津波浸水イベントツリー



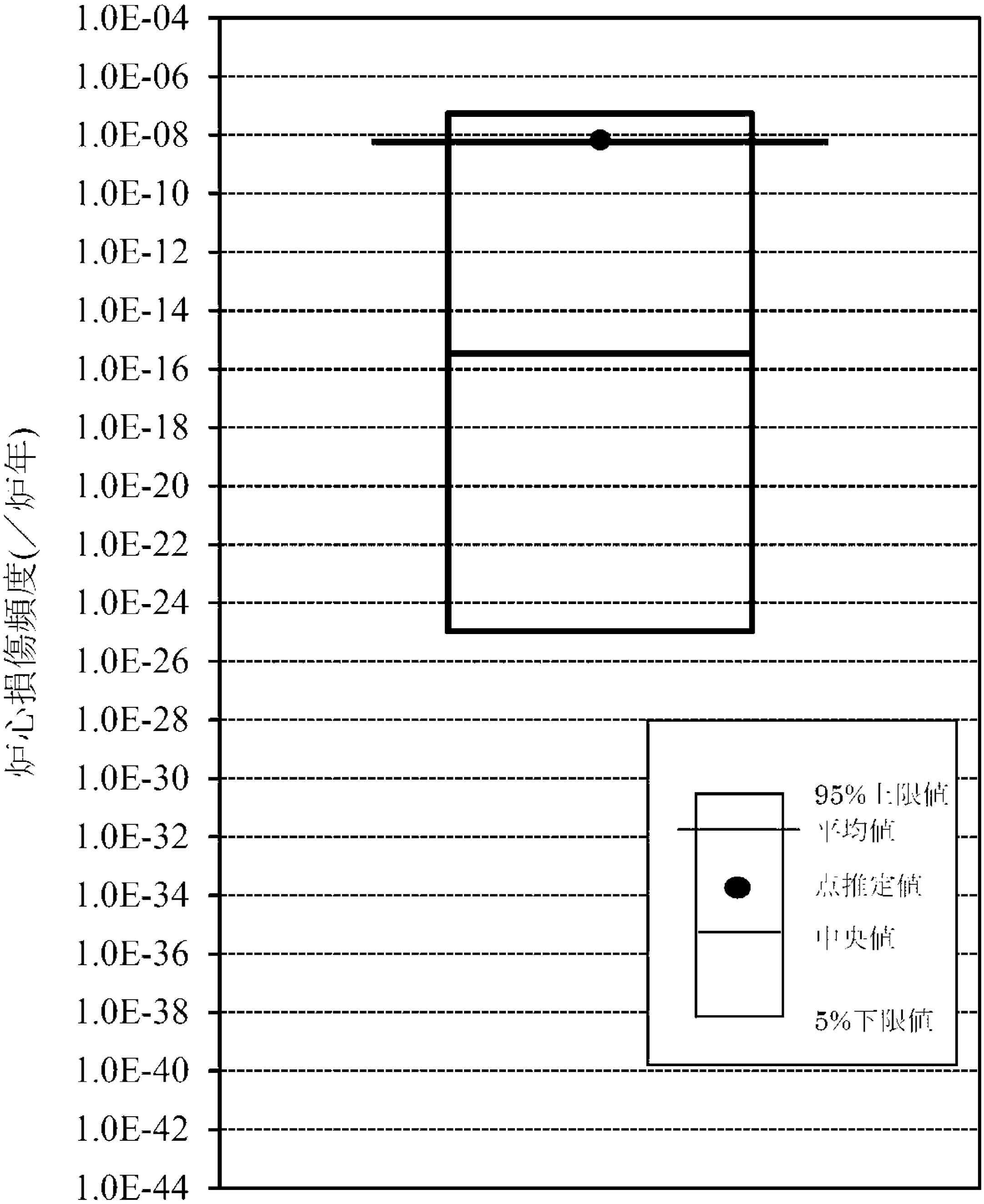
第 3.1.3.2.2.4.3 図　起因事象イベントツリー（1 次系建屋内浸水有り）



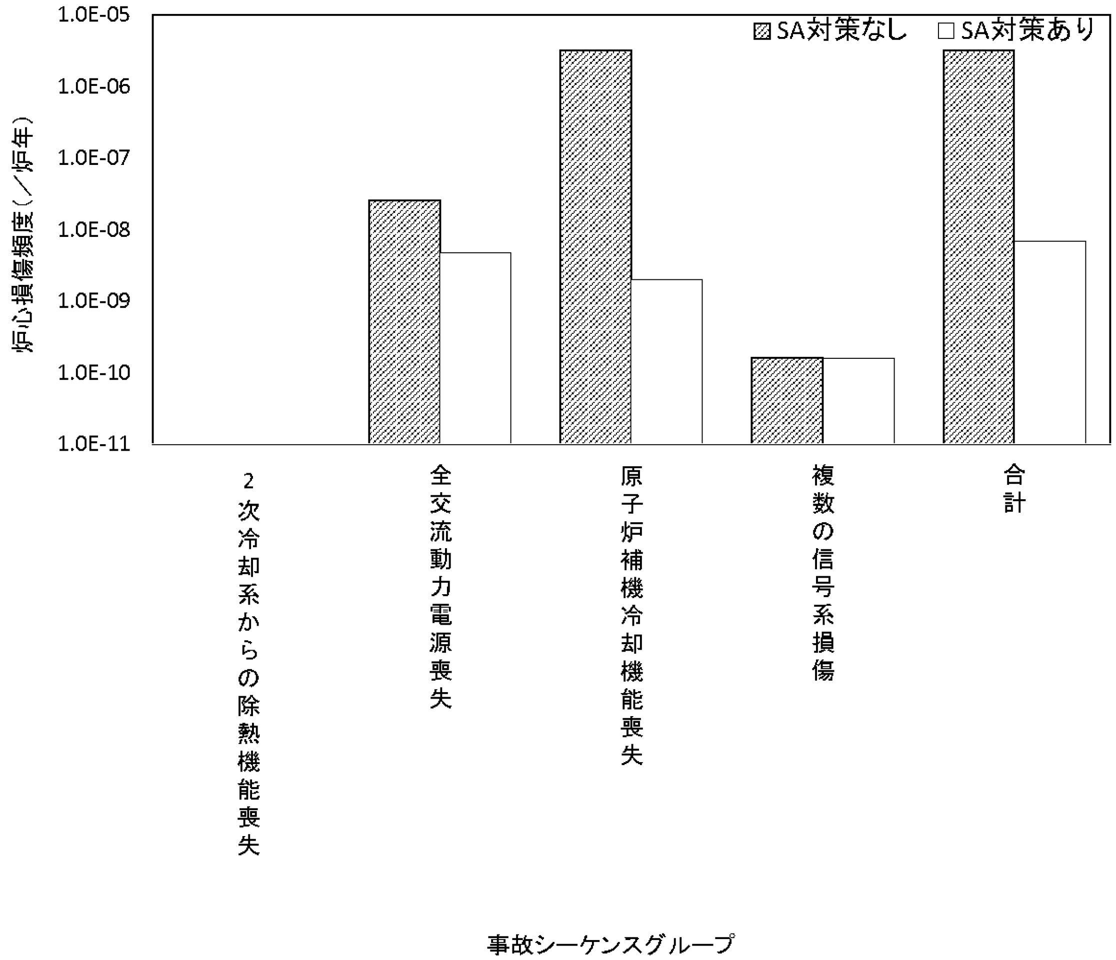
第 3.1.3.2.2.4.4 図　起因事象イベントツリー（1 次系建屋内浸水無し）



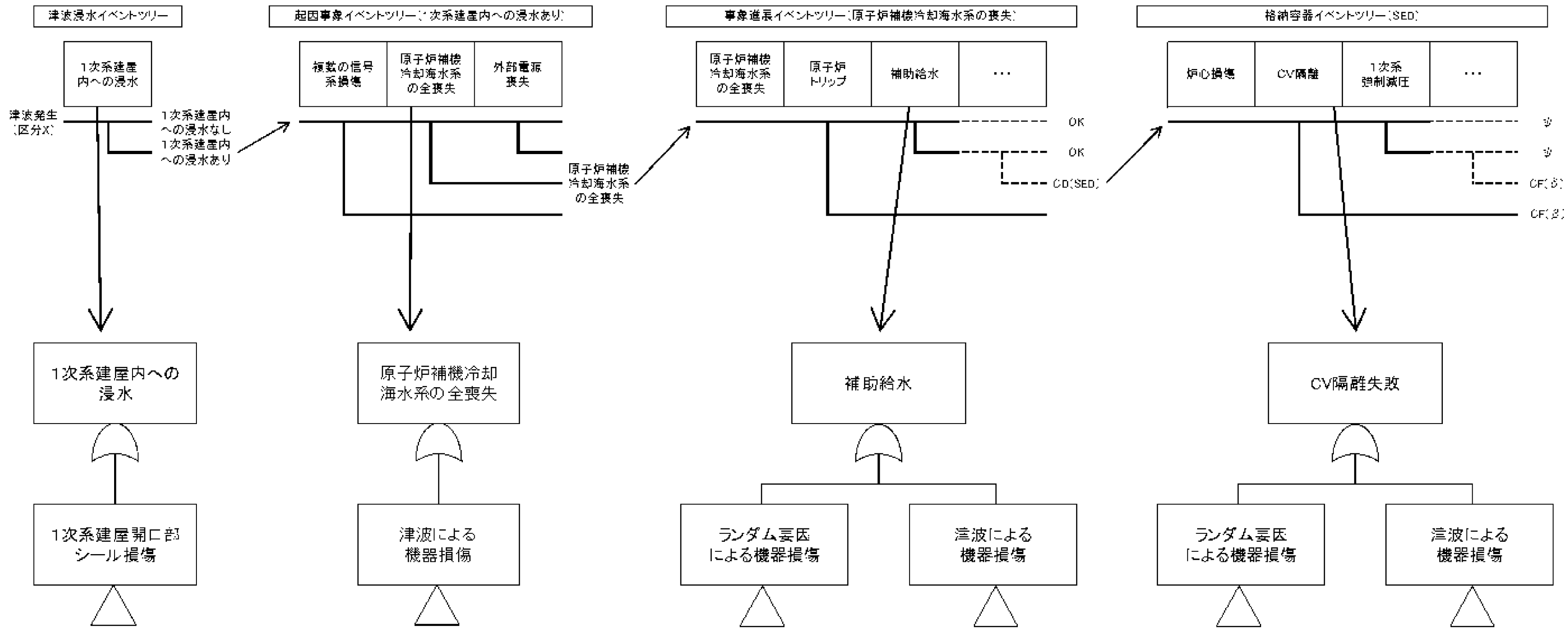
第 3.1.3.2.2.4.8 図　各イベントツリーのヘディングに設定するフォールトツリー



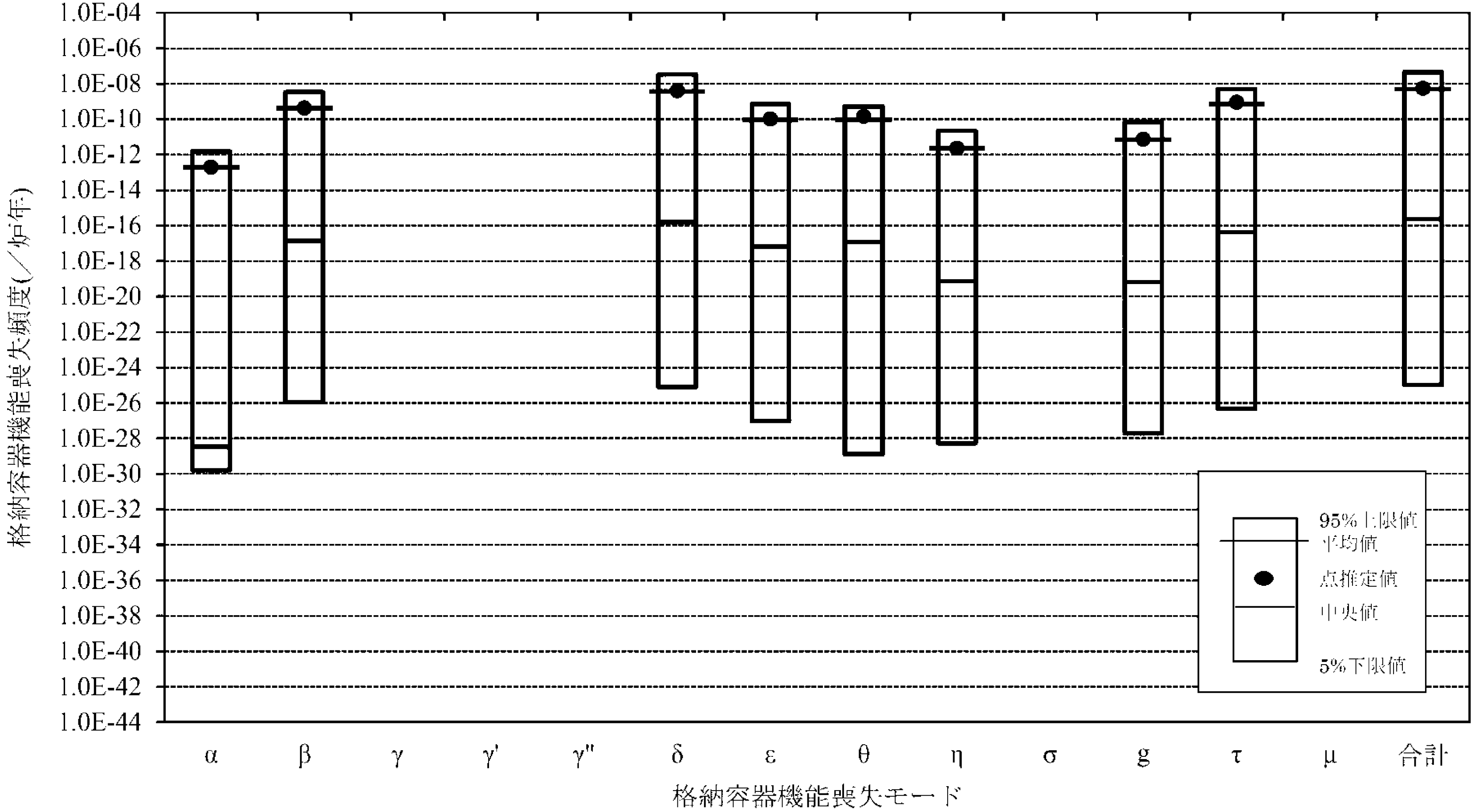
第 3.1.3.2.2.4.9 図　炉心損傷頻度の不確実さ解析結果



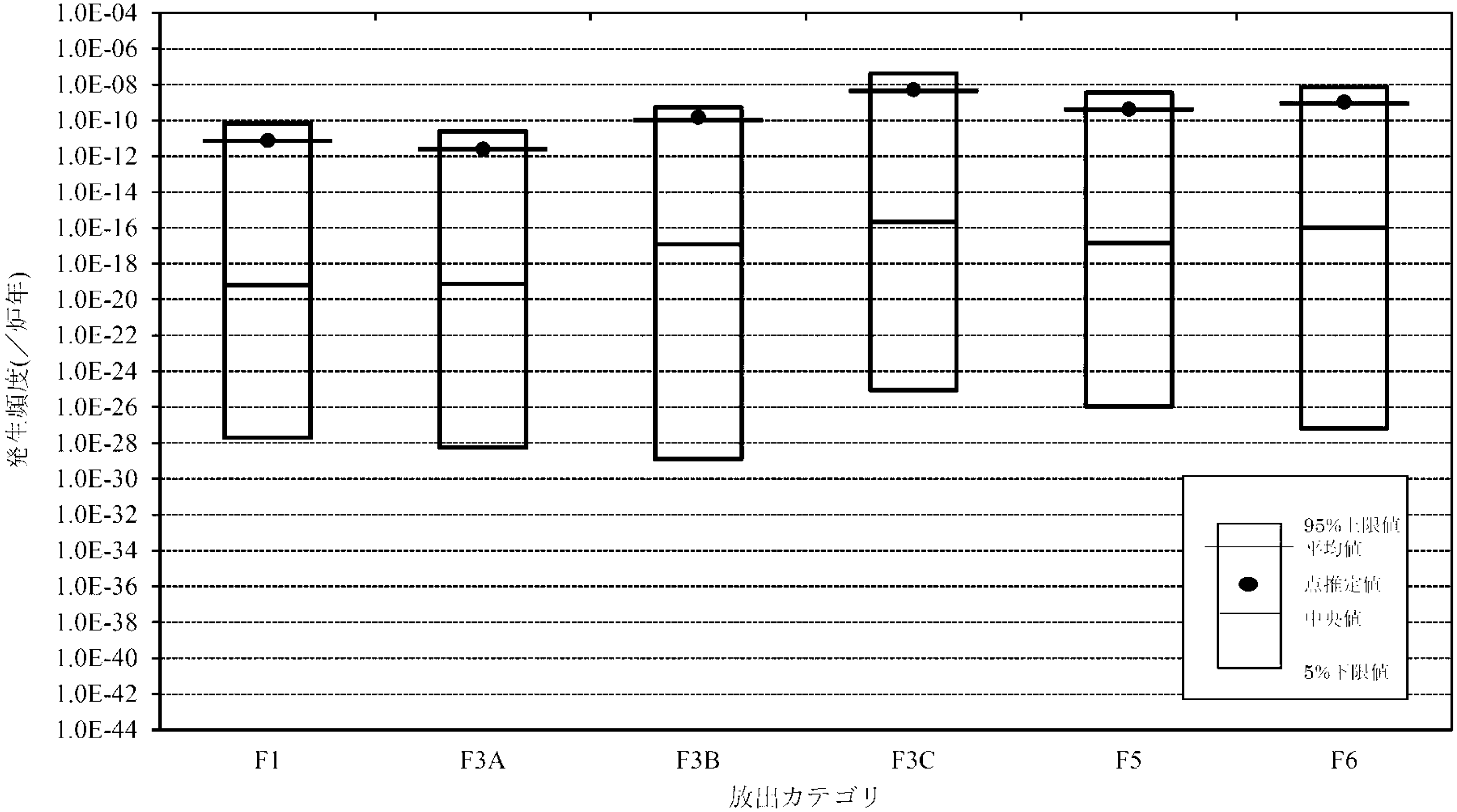
第 3.1.3.2.2.4.10 図　ＳＡ対策に係る事故シーケンスグループ別の感度解析結果



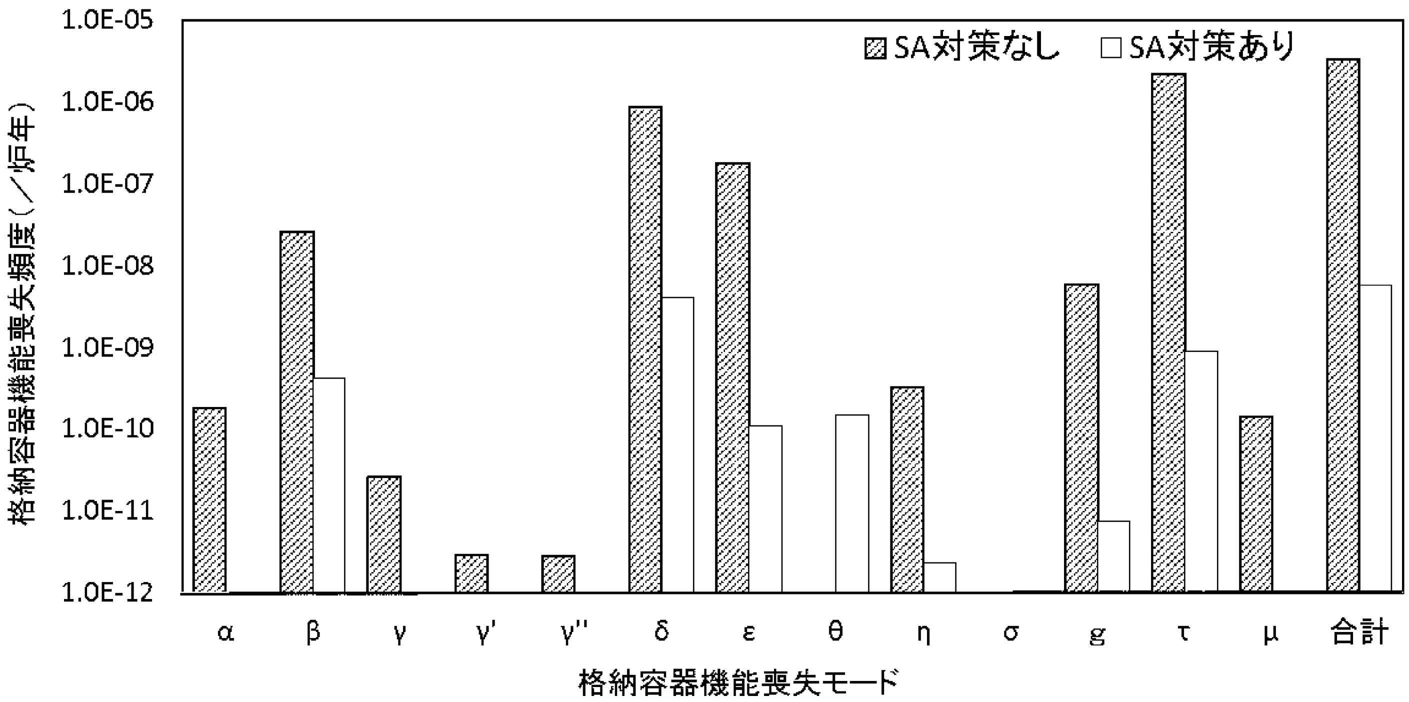
第 3.1.3.2.2.5.2 図　津波出力運転時レベル２ＰＲＡにおけるシステム評価の流れ



第 3.1.3.2.2.5.3 図　格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果（格納容器機能喪失モード別）



第 3.1.3.2.2.5.4 図　格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果（放出カテゴリ別）



第 3.1.3.2.2.5.5 図　ＳＡ対策に係る格納容器機能喪失モード別の感度解析結果

3.1.3.3 被ばく評価

炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合について、敷地等境界における実効線量評価を実施した。評価に当たっては、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル３ＰＲＡ編）: 2018（以下「レベル３ＰＲＡ学会標準」という。)」を参考とした。

(1) ソースタームの設定

「3.1.3.1.1.4(1) 放出カテゴリのソースターム解析」の第3.1.3.1.1.4.4 表に示すソースターム評価の結果を使用した。

(2) 気象情報の収集

大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度の計算に必要な、敷地を代表する気象情報（年間の風向、風速、大気安定度及び降水強度の時間別データ並びに季節ごとの混合層高さのデータ）を調査及び収集し、評価に用いる気象データ及び混合層高さの設定に活用した。

(3) 気象シーケンスの選定

大飯発電所の気象データを基に、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定した。

a. 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、大飯発電所における 2010 年 1 月～2010 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、2008 年 1 月～2018 年 12 月（2010 年 1 月～2010 年 12 月を除く）の 10 年間の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

b. 気象シーケンス

気象シーケンスは、年間 8760 時間分の気象データを基に、第3.1.3.3.1 図に示すとおり 1 時間ずつ開始点をずらした 120 時間分の連続したデータを 1 セットとして作成した 8760 通りの気象シーケンスを対象に評価を実施した。

(4) 大気拡散及び沈着の評価

大気中に放出された放射性物質の拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算した。大気拡散評価及び沈着評価の条件を第 3.1.3.3.1 表に示す。

a. 大気拡散評価

大気拡散評価には、気象条件に従い放射性物質の拡散及び沈着の計算ができるＭＡＣＣＳ２コードを用いた。ＭＡＣＣＳ２コードには、ＭＡＡＰコードで計算した核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を入力するが、ＭＡＡＰコードが FP 等を 12 の核種グループに分けて計算するのに対して、ＭＡＣＣＳ２コードでは 9 の核種グループに分けて入力するため、第 3.1.3.3.2 図に示すとおり再分類して入力している。ＭＡＣＣＳ２コードに入力する核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を第 3.1.3.3.2 表に示す。

ＭＡＣＣＳ２コードでは、放射性物質の放出形態を考慮してプルームを最大 4 つまで分割することができる。また、拡散モデルはガウスプルームモデルであり、拡散中の放射性崩壊も考慮している。

本評価においては、プルームを 4 つに分割した。また、各プルームの放出期間中に大気安定度が変化する場合は、その瞬間の拡散幅を気象指針に合わせて連続的に変化させるとともに、各プルームの進行方向については、各放出開始時刻の風向に依存せず、評価点に向かって直進する保守的なモデルを使用した。

b. 沈着評価

ＭＡＣＣＳ２コードでは、プルームからの放射性物質の地表面への沈着を考慮した。沈着は、重力等による乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮し、沈着により放射性物質がプルームから除去されるものとした。

(5) 被ばく線量評価

原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された

放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を基に、敷地等境界における被ばく線量を評価した。

a. 被ばく経路

事象発生に伴い大気中に放射性物質が放出された場合、敷地等境界外においては、被ばく低減の観点から、状況に応じて安定よう素剤の服用、屋内退避等の防護措置を実施するが、本評価においては保守的な評価となるよう、これらの防護措置は考慮しないものとする。なお、評価期間は 7 日間とする。

以上より、被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮する。

敷地等境界における被ばく線量評価の対象とする被ばく経路を、第 3.1.3.3.3 図及び第 3.1.3.3.4 図に示す。

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉格納容器内及びアニュラス部内に放出された放射性物質から直接的に敷地等境界に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて敷地等境界に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）による線量。

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）による線量。

(c) 被ばく経路③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）による線量。

(d) 被ばく経路④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量。

(e) 被ばく経路⑤　地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量。

b. 線量計算

線量計算に当たっては、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を算出し、実効線量を評価する。

被ばく経路①については、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の線源強度及び外部遮蔽の条件を基に計算する。原子炉格納容器内の線源強度は、原子炉格納容器内の気相部及び液相部において、それぞれ均一に分布しているものとし、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラス部への放射性物質の移行を保守的に無視する。アニュラス部内の線源強度は、原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいした放射性物質が均一に分布しているものとする。また、計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し、線源からのガンマ線を評価可能なＱＡＤコード及びＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコードを使用する。原子炉格納容器内及びアニュラス部内の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.3.3 表に示す。また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度を第 3.1.3.3.4 表に示す。

被ばく経路②から被ばく経路⑤については、大気拡散評価及び沈着評価を基にＭＡＣＣＳ２コードを用いて評価する。

被ばく経路④及び被ばく経路⑤の吸入摂取による被ばく線量については、マスクの着用や安定よう素剤の服用は考慮しない。

大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ば

く線量の評価条件を第 3.1.3.3.5 表に示す。

c. 評価結果

炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地等境界における累積出現確率ごとの小児実効線量の評価結果を第 3.1.3.3.5 図に示す。

第 3.1.3.3.5 図は、気象シーケンスごとに評価した実効線量の結果を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が 5%から 95％の実効線量の幅及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を示している。全気象シーケンスの評価結果の平均値は約 13mSv となった。

被ばく経路別の全気象シーケンスの評価結果の平均値を第 3.1.3.3.6 表に示す。

敷地等境界線量の内訳は、クラウド又はグランドによる被ばく経路からの線量が大きく占め、よう素の吸入摂取による内部被ばくによるものが大きい。

敷地等境界における被ばく線量評価では、炉心損傷後、格納容器が健全な場合に防護対策なしで敷地等境界に滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を求めているが、実際には公衆に対する早期の防護対策が想定される。合計の実効線量に対して内部被ばくによる寄与が大きく占めることを踏まえると、内部被ばくの要因となるよう素に対する防護対策（屋内退避、安定よう素剤の服用）を行うことで公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。なお、屋内退避等の措置をとることで、外部被ばくに対してもさらなる影響低減が期待できる。

(6) 不確実さ解析及び感度解析

炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地等境界における実効線量の不確実さ解析を実施した。また、被ばく線量評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、被ばく線量への影響を評価した。

a. 不確実さ解析

(a) 不確実さの評価対象パラメータの抽出及び設定

ＭＡＣＣＳ２コードに入力するパラメータのうち、敷地等境界における線量に対して影響が大きく、不確実さがあるパラメータとして、以下のパラメータを抽出した。

・湿性沈着係数

・乾性沈着速度

・呼吸率

・再浮遊係数

これらのパラメータに対して、第 3.1.3.3.7 表に示すとおり、不確実さの幅及び分布を設定した。また、ＭＡＣＣＳ２コードに入力するソースタームについては、「(5)c. 評価結果」に示すとおり、敷地等境界線量の内訳は、クラウド又はグランドによる被ばく経路からの線量が大きく占め、よう素の吸入摂取による内部被ばくによるものが大きいことから、ソースターム評価の不確実さについては、「3.1.3.1.1.4(2) 不確実さ解析及び感度解析」と同様、「高浜発電所３号機安全性向上評価（第１回）届出」のソースターム不確実さ解析のデータセットを引用することとし、解析６０ケースのうち、よう素の放出量が最大、最小となるデータセットを用いる。

(b) 不確実さ解析結果

(a)で設定したパラメータの不確実さの幅及び分布並びにソースターム評価の不確実さ解析結果について、モンテカルロ手法を用いてパラメータの組み合わせを設定し、ＭＡＣＣＳ２コードに入力して実効線量の不確実さを評価した。よう素の放出量が最大となるデータセットでは、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約 25mSv となった。また、よう素の放出量が最小となるデータセットでは、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約 10mSv となった。

b. 感度解析

被ばく線量評価において設定された影響の大きな仮定及び条件

として、アニュラス空気浄化設備の起動時間がある。(5)の被ばく線量評価においては事故発生の60分後に起動するものとして評価を実施したが、感度解析では起動操作が20分遅れた場合を仮定した評価を実施した。感度解析の結果、全気象シーケンスの実効線量の平均値は約18mSvとなった。

第 3.1.3.3.1 表　大気拡散評価及び沈着評価の条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル（プルームは放出される時間の風向に従って、それ以後直進する）	気象指針(注 1)を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用
気象データ	大飯発電所における1年間の気象データ（2010.1～2010.12）	風向風速データが不良標本の棄却検定により、10 年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用
混合層高さ	400m	ゾンデ観測法、上限高度 1000m で測定した季節ごとの平均混合層高さのうち最小値 476m（春）を保守的に丸めた値を設定
建屋の投影面積	$6000m^2$	設置許可申請書添付書類六に基づいて設定（地上放出のみ考慮）
形状係数	0.5	同上
放出高さ	排気筒放出：35m 地上放出：0m	放出高さについては、設計基準事故時の排気筒有効高さのうち、各方位の最小値を設定
放射性物質の放出源から評価点までの距離	620m	放出源から敷地等境界までの最短距離を設定
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551Vol.2(注 2)より設定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ Λ：湿性沈着係数 R：降水強度（mm/h） a：9.5×10^{-5}、b：0.8	NUREG/CR-4551Vol.2(注 2)より設定

(注 1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）
(注 2) 米国 NUREG/CR-4551Vol.2“Evaluations of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

第 3.1.3.3.2 表　炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合
（事故後 7 日間積算）

核種グループ	放出割合
希ガス類	約8.9×10^{-3}
よう素類	約1.7×10^{-5}
Cs類	約3.7×10^{-6}
Te類	約2.4×10^{-6}
Sr類	約6.5×10^{-8}
Ru類	約7.9×10^{-8}
La類	約8.6×10^{-10}
Ce類	約6.2×10^{-9}
Ba類	約9.4×10^{-8}

第 3.1.3.3.3 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく線量の評価条件

項目	評価条件	選定理由
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布（原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する）	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質はすべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定
アニュラス部内線源強度分布	アニュラス部内に漏えいした放射性物質が均一に分布	アニュラス部が原子炉格納容器外に存在する場合、原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいした放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定して設定
原子炉格納容器遮へい厚さ	ドーム部及び円筒部それぞれの遮蔽厚さを設定 ドーム部：1,000mm 円筒部　：1,200mm	設計値に施工誤差を考慮しドーム部 1,000mm、円筒部 1,200mm として設定
アニュラス遮へい厚さ	アニュラス上部区画：考慮しない アニュラス下部区画：900mm	設計値に施工誤差（-5mm）を考慮
空気カーマから全身に対しての線量への換算係数	1Sv/Gy	安全評価指針(注)を参考に設定
線源中心から評価点までの距離	620m	線源中心から敷地等境界までの最短距離を設定
評価点敷地高さ	230m	線源中心から敷地等境界までの距離が最短となる方位の敷地高さを設定

（注）発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（原子力安全委員会）

第 3.1.3.3.4 表　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（7 日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部（MeV）	液相部（MeV）	アニュラス部内（MeV）
0.1	1.9×10^{23}	5.3×10^{22}	1.9×10^{19}
0.125	9.5×10^{21}	2.1×10^{22}	1.6×10^{17}
0.225	1.5×10^{23}	2.8×10^{23}	9.9×10^{18}
0.375	3.8×10^{23}	5.5×10^{22}	1.7×10^{18}
0.575	1.5×10^{24}	6.0×10^{23}	7.6×10^{18}
0.85	1.2×10^{24}	5.8×10^{23}	5.0×10^{18}
1.25	5.5×10^{23}	2.2×10^{23}	2.6×10^{18}
1.75	1.3×10^{23}	3.0×10^{22}	1.2×10^{18}
2.25	1.0×10^{23}	1.4×10^{22}	3.9×10^{18}
2.75	7.1×10^{21}	4.1×10^{21}	2.6×10^{17}
3.5	6.8×10^{20}	1.2×10^{21}	2.0×10^{16}
5	6.1×10^{19}	2.4×10^{20}	1.5×10^{15}
7	5.7×10^{10}	5.0×10^{11}	8.9×10^{4}
9.5	8.7×10^{9}	7.7×10^{10}	1.3×10^{4}

第 3.1.3.3.5 表　大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線量の評価条件

項目	評価条件	選定理由
マスク着用による 低減効果	考慮しない	放射線防護対策を考慮しないものとして設定
安定よう素剤の服用	考慮しない	放射線防護対策を考慮しないものとして設定
呼吸率	$5.972\times10^{-5}m^3/s$ （$5.16m^3/d$）	ICRP Publication 71 を参照し、小児一日平均の呼吸率を設定
放射性物質の再浮遊	再浮遊による空気中濃度 ＝地表面濃度・A・$e^{-\lambda t}$ $\lambda=\ln 2/B$ 再浮遊係数 A：1.0×10^{-5}1/m 再浮遊係数 B：1.6×10^{7}s	NUREG/CR-4551Vol.2 より設定

第 3.1.3.3.6 表　敷地等境界における実効線量の評価結果

（全気象シーケンスの平均値）

被ばく経路	実効線量(mSv)
① 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャイン線量）	約0.51
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウド外部線量）	約0.46
③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランド外部線量）	約1.9
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（クラウド内部線量）	約10
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく（再浮遊吸入線量）	約0.13
合　計	約13

第 3.1.3.3.7 表　不確実さ解析の条件

項目	上限値、下限値	分布形	備考
呼吸率	上限値：$9.722\times10^{-5}m^3/s$ 下限値：$4.167\times10^{-5}m^3/s$	一様分布	ICRP Publication 71 を参照して設定 上限値は小児呼吸率の最大値（軽度の活動時） 下限値は小児呼吸率の最小値（睡眠時）
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R：降水強度（mm/h） 比例定数 a 上限値：$1.14\times10^{-2}1/s$ 下限値：$2.73\times10^{-8}1/s$ 指数部 b：0.664	対数一様分布	NUREG/CR-7155（注）の値を参照して設定
乾性沈着速度	上限値：3cm/s 下限値：0.03cm/s	対数一様分布	NUREG/CR-4551 Vol.2 の値を参照して設定
放射性物質の再浮遊	再浮遊による空気中濃度 ＝地表面濃度・A・$e^{-\lambda t}$ $\lambda = \ln 2/B$ 再浮遊係数 A 上限値：$1.0\times10^{-4}1/m$ 下限値：$1.0\times10^{-6}1/m$ 再浮遊係数 B 上限値：$3.1\times10^{7}s$ 下限値：$2.6\times10^{6}s$	対数一様分布	NUREG/CR-4551 Vol.2 の値を参照して設定

（注）NUREG/CR-7155 "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station"

データ番号（注１）	ケース 1	ケース 2	ケース 3	…	ケース 8760
1	D1（注２）	D1	D1	D1	D1
2	D2	D2	D2	D2	D2
3	D3	D3	D3	D3	D3
…	…	…	…	…	…
119	D119	D119	D119	D119	D119
120	D120	D120	D120	D120	D120
121	D121	D121	D121	D121	D121
122	D122	D122	D122	D122	D122
…	…	…	…	…	…
8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760

（注１）データの並びは 1 月 1 日 1 時～12 月 31 日 24 時まで
（注２）Dn：n 番目のデータ番号に対応する気象データ（風向、風速、大気安定度、降水強度）

第 3.1.3.3.1 図　気象シーケンスの設定

ＭＡＡＰコード（代表核種）	
Group 1	Nobles
Group 2（注１）	CsI+RbI
Group 3（注２）	TeO_2
Group 4	SrO
Group 5	MoO_2
Group 6（注１）	CsOH+RbOH
Group 7	BaO
Group 8	La_2O_3
Group 9	CeO_2
Group 10（注２）	Sb
Group 11（注２）	Te_2
Group 12（注３）	UO_2

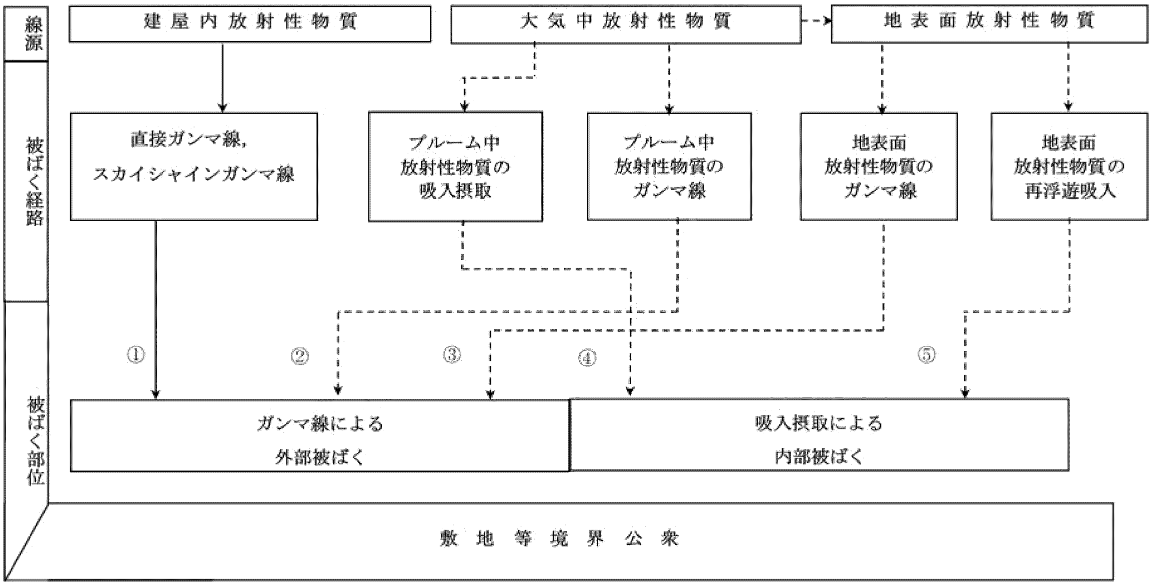
ＭＡＣＣＳ２コード	
Group 1	希ガス類
Group 2（注１）	よう素類
Group 3（注１）	Cs 類
Group 4（注２）	Te 類
Group 5	Sr 類
Group 6	Ru 類
Group 7	La 類
Group 8	Ce 類
Group 9	Ba 類

（注１）ＭＡＣＣＳ２コードの Group2（よう素類）は、ＭＡＡＰコードの Group2（CsI+RbI）の放出割合から求める。また、ＭＡＣＣＳ２コードの Group3（Cs 類）は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、ＭＡＡＰコードの Group2（CsI+RbI）及び Group6（CsOH+RbOH）を考慮する。大気中への放出放射能量は、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、ＭＡＡＰコードの Group2（CsI+RbI）の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質量の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6（CsOH+RbOH）の Cs の放出量は、保守的に Group2（CsI+RbI）の CsI 生成に伴う Cs 量の減少を無視して求める。

（注２）ＭＡＣＣＳ２コードの Group4（Te 類）は、ＭＡＡＰコードの Group3（TeO_2）、Group10（Sb）及び Group11（Te_2）の放出割合から求める。

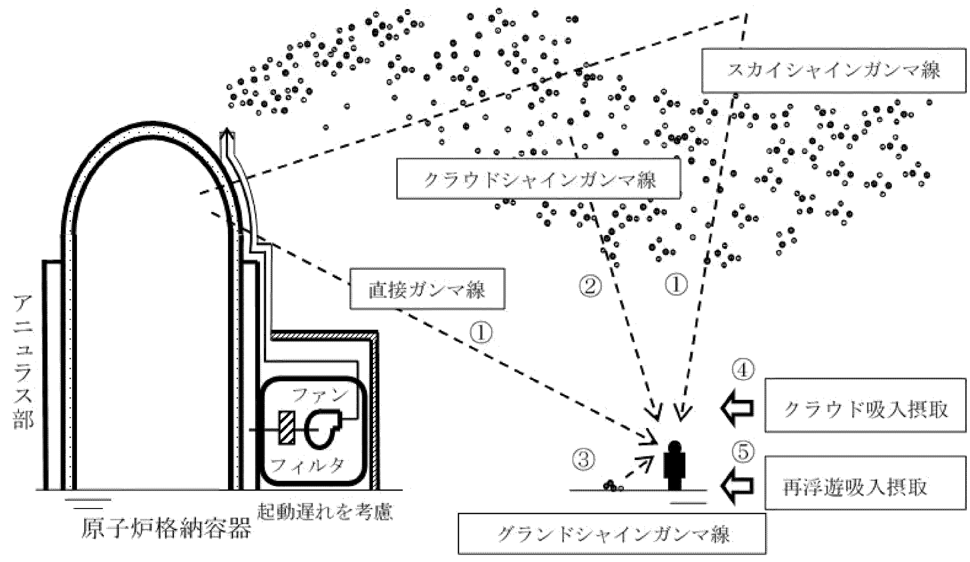
（注３）線量評価対象の核種ではない。

第 3.1.3.3.2 図　ＭＡＡＰコード及びＭＡＣＣＳ２コード核種グループの分類

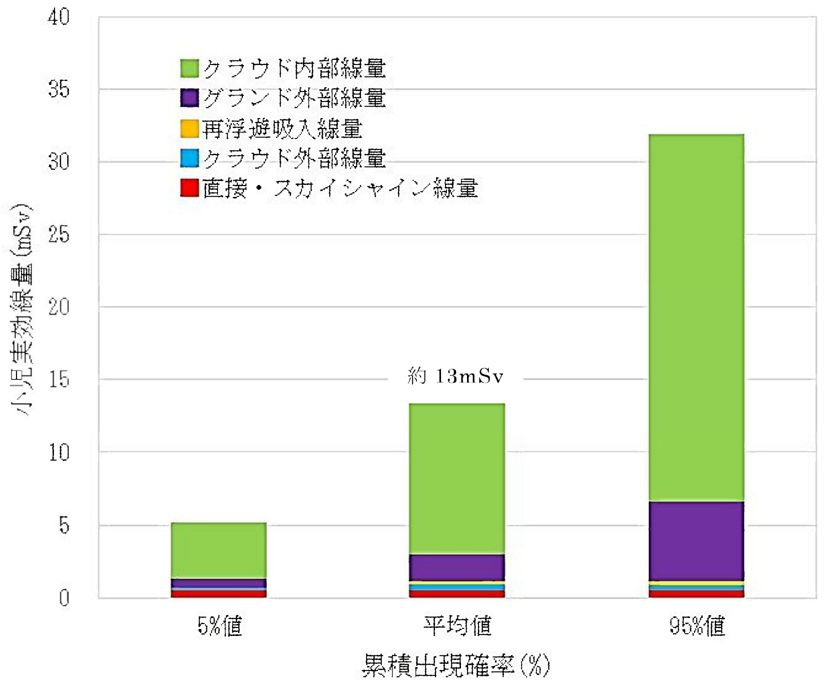


第 3.1.3.3.3 図　敷地等境界における公衆の被ばく経路

敷地等境界における被ばく	① 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャイン線量）
	② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウド外部線量）
	③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランド外部線量）
	④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（クラウド内部線量）
	⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく（再浮遊吸入線量）



第 3.1.3.3.4 図　被ばく経路イメージ



第 3.1.3.3.5 図　敷地等境界における実効線量の評価結果

3.1.3.4 ＰＲＡにより抽出された追加措置

「3.1.3.1 内部事象ＰＲＡ（レベル１，２)」及び「3.1.3.2 外部事象ＰＲＡ（レベル１，２)」に示したＰＲＡの結果から、現状のプラントの安全性を更に向上させることを目的とし、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る主なシナリオとその要因を分析し、安全性向上のための追加措置を検討した。

具体的な追加措置の検討プロセスを以下に示す。

リスク寄与が大きな事故シーケンスに対する追加措置を優先的に検討するため、現状のプラント状態でのリスク評価値を整理し、事故シーケンスグループごとのＣＤＦ及び各事象（内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時及び津波出力運転時）の全ＣＤＦに対する割合、並びに格納容器機能喪失モードごとのＣＦＦ及び各事象（内部事象出力運転時、地震出力運転時及び津波出力運転時）の全ＣＦＦに対する割合を分析し、第 3.1.3.4.1 図に示すフローを用いて、追加措置の検討対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードを選定した。この選定にあたっては、一般社団法人　日本原子力学会が発行している「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：２０１９」（以下「ＳＡＭ標準」という。）を参考とした。なお、事故時のＣｓ－１３７の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度の評価結果から抽出される追加措置は、放射性物質の放出頻度低減のための措置であり、格納容器機能喪失頻度の評価結果から抽出される措置と同じであった。

次に、ＳＡＭ標準を参考に、追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードに対して、それらを重要度「高」、「中」又は「低」に分類するとともに、分類した重要度に応じて、有効と考えられる追加措置について検討を行った（第 3.1.3.4.1 表及び第 3.1.3.4.2 表参照)。

追加措置の具体的な検討においては、追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードのうち、

リスク寄与の大きい、代表的な事故シナリオに対する追加措置を検討した。なお、検討した追加措置については、ＦＶ重要度の上位を参照することで、それらがリスク上重要な事象に対する措置であることを確認している。

3.1.3.4.1 炉心損傷に至る主なシナリオの分析

(1) 重要度「高」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「高」に分類されたものとしては、内部事象出力運転時ＰＲＡに対する「原子炉補機冷却機能喪失」であった。

・内部事象出力運転時ＰＲＡ「原子炉補機冷却機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、ＲＣＰシール機能の信頼性向上のための追加措置として、ＲＣＰシャットダウンシールの導入を抽出した。また、運転員の原子炉補機冷却機能喪失発生防止の操作や、緊急安全対策要員の可搬型機器等の操作に係る信頼性向上のための追加措置として、運転員及び緊急安全対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。

なお、ＲＣＰシャットダウンシール導入により、内部事象出力運転時ＰＲＡの全ＣＤＦに対し約４割のリスク低減効果が見込まれる。代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

(2) 重要度「中」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「中」に分類されるものはなかった。

(3) 重要度「低」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「低」に分類されたものとしては、内部事象停止時ＰＲＡに対する「崩壊熱除去機能喪失」、並びに地震出力運転時ＰＲＡに対する「２次冷却系からの除熱機能喪失」及び「全交流動力電

源喪失」であった。

・内部事象停止時ＰＲＡ「崩壊熱除去機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の定検時操作に係る信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした運転操作訓練の教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。

なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

・地震出力運転時ＰＲＡ「２次冷却系からの除熱機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の２次系除熱機能喪失診断の信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。

なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

・地震出力運転時ＰＲＡ「全交流動力電源喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の制御用空気系統及び換気空調系のリカバリー操作の信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。

なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

3.1.3.4.2 格納容器機能喪失に至る主なシナリオの分析

(1) 重要度「高」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討

重要度が「高」に分類されたものとしては、内部事象出力運転時ＰＲＡに対する「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」であった。

・内部事象出力運転時ＰＲＡ「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」

代表的な事故シナリオの分析により、ＲＣＰシール機能の信頼性向上のための追加措置として、ＲＣＰシャットダウンシールの導入を抽出した。また、運転員の原子炉補機冷却機能喪失発生防止の操作や、緊急安全対策要員の可搬型機器等の操作に係る信頼性向上のための追加措置として、運転員及び緊急安全対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。さらに、過圧破損に至ることを防止する追加措置として、特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入を抽出した。

なお、ＲＣＰシャットダウンシール導入により、内部事象出力運転時ＰＲＡの全ＣＦＦに対し約４割のリスク低減効果が見込まれる。代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

(2) 重要度「中」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討

重要度「中」に分類されたものとしては、地震出力運転時ＰＲＡに対する「格納容器隔離失敗」及び「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」であった。

・地震出力運転時ＰＲＡ「格納容器隔離失敗」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の２次系除熱機能喪失診断の信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。

なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

・地震出力運転時ＰＲＡ「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の炉心損傷診断の信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、内部事象出力運転時ＰＲＡ「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過

圧破損」で抽出されているＲＣＰシャットダウンシール並びに特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントも、ＲＣＰシール機能の信頼性向上及び過圧破損に至ることを防止のための追加措置として効果的である。

なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

(3) 重要度「低」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討

重要度が「低」に分類されるものはなかった。

3.1.3.4.3 ＰＲＡにより抽出された追加措置の整理

各ＰＲＡより抽出された安全性向上のための追加措置としては、設備対応としての機器の信頼性向上、並びに運用対応としての手順等の改善及び教育・訓練の強化による運転員や緊急安全対策要員の事故時対応能力の向上が挙げられた。具体的に検討した追加措置について整理した結果を第 3.1.3.4.3 表に示す。

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

第 3.1.3.4.1 表　事故シーケンスグループごとのＣＤＦ（／炉年）

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
２次冷却系からの除熱機能喪失	2.8E-7 (14.8%)	2.4E-8 (2.0%)	1.7E-7 (28.3%)	ε
全交流動力電源喪失	9.9E-8 (5.3%)	1.7E-7 (14.2%)	2.3E-7 (38.1%)	4.7E-9 (68.5%)
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-6 (58.7%)	7.9E-9 (0.7%)	5.2E-8 (8.6%)	2.0E-9 (29.2%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.3E-9 (0.3%)	1.4E-11 (<0.1%)	6.2E-10 (0.1%)	ε
原子炉停止機能喪失	5.6E-9 (0.3%)		6.0E-9 (1.0%)	
ＥＣＣＳ注水機能喪失	2.7E-7 (14.3%)	1.9E-10 (<0.1%)	6.5E-8 (10.7%)	ε
ＥＣＣＳ再循環機能喪失	3.1E-8 (1.6%)	1.4E-13 (<0.1%)	3.1E-9 (0.5%)	ε
格納容器バイパス	8.8E-8 (4.7%)			
崩壊熱除去機能喪失 （停止時）		9.5E-7 (78.0%)		
原子炉冷却材の流出 （停止時）		6.6E-8 (5.4%)		
反応度の誤投入 （停止時）		4.0E-10 (<0.1%)		
炉心損傷直結事象			7.7E-8 (12.7%)	1.6E-10 (2.3%)
合計	1.9E-6	1.2E-6	6.0E-7	6.8E-9

赤ハッチング：重要度「高」、緑ハッチング：重要度「低」
カッコ内は各事象の合計に占める割合を示す、ε：カットオフより小さい値を示す

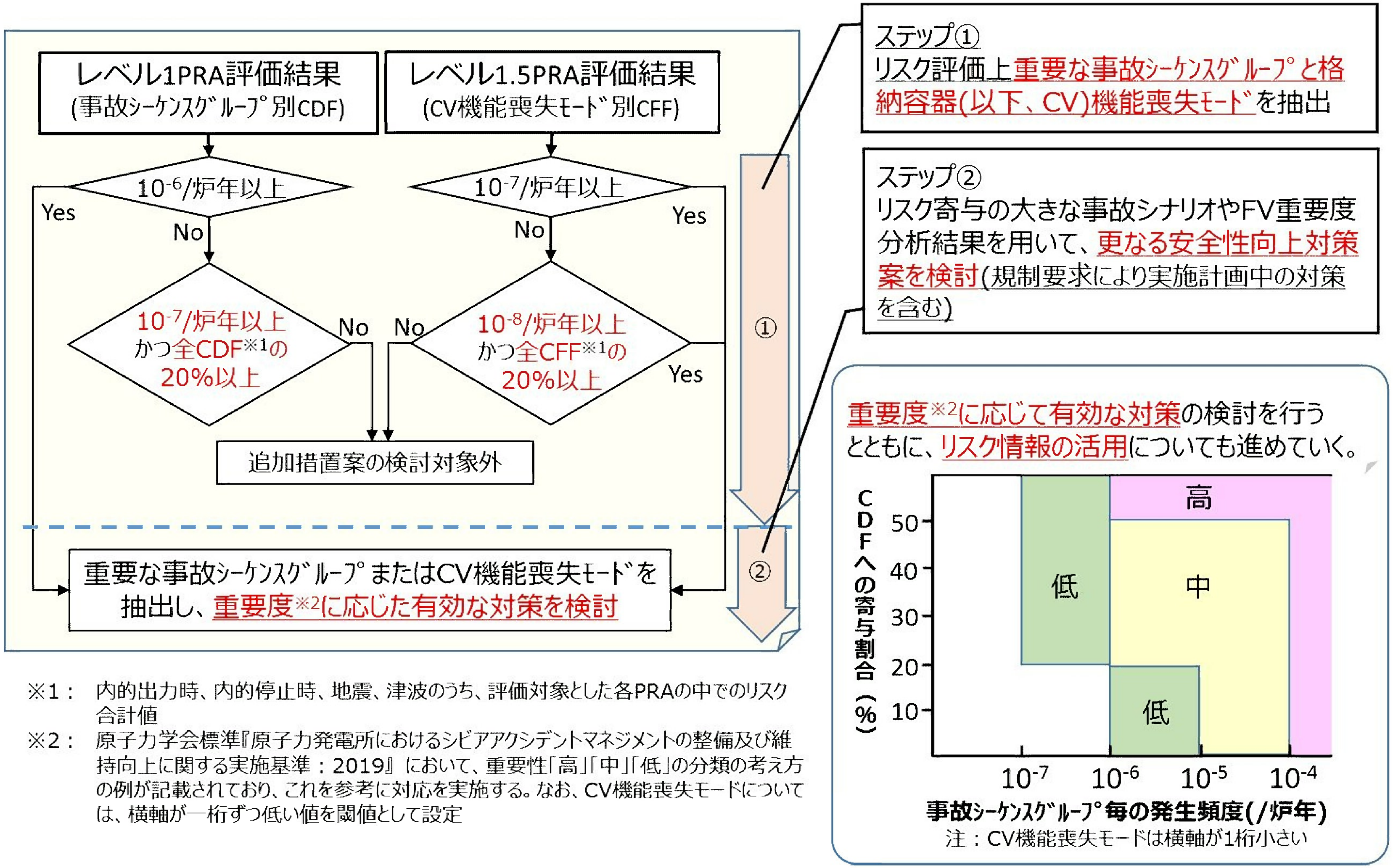
第 3.1.3.4.2 表　格納容器機能喪失モードごとのＣＦＦ（／炉年）

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	1.7E-11 (<0.1%)	ε	2.0E-13 (<0.1%)
格納容器隔離失敗	7.6E-8 (11.9%)	1.6E-7 (33.9%)	4.2E-10 (7.4%)
水素燃焼	5.2E-11 (<0.1%)	4.6E-11 (<0.1%)	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	3.6E-7 (56.2%)	1.2E-7 (26.1%)	4.1E-9 (72.1%)
ベースマット溶融貫通	1.1E-8 (1.7%)	8.0E-9 (1.7%)	1.1E-10 (1.9%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	1.4E-8 (2.2%)	7.4E-9 (1.6%)	1.5E-10 (2.6%)
原子炉容器外水蒸気爆発	3.8E-10 (<0.1%)	3.8E-11 (<0.1%)	2.3E-12 (<0.1%)
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェースシステムＬＯＣＡ	1.7E-9 (0.2%)		
蒸気発生器伝熱管破損	9.5E-8 (14.9%)	3.1E-8 (6.4%)	7.5E-12 (0.1%)
格納容器過温破損	8.1E-8 (12.8%)	9.6E-8 (20.3%)	9.0E-10 (15.9%)
格納容器直接接触	ε	ε	ε
地震による格納容器先行機能喪失		4.7E-8 (9.9%)	
合計	6.4E-7	4.8E-7	5.6E-9

赤ハッチング：重要度「高」、黄ハッチング：重要度「中」
カッコ内は各事象の合計に占める割合を示す、ε：カットオフより小さい値を示す

第 3.1.3.4.3 表　ＰＲＡにより抽出された追加措置

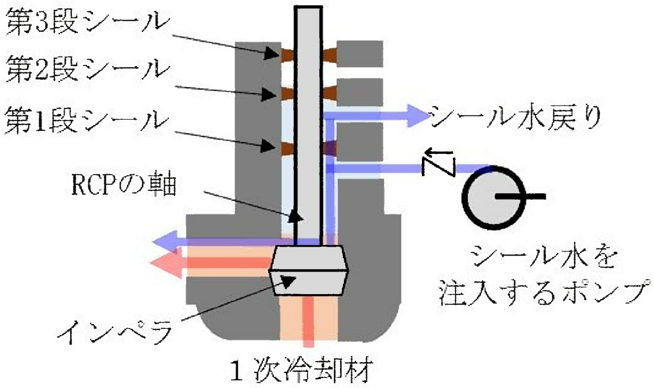
	分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
追加措置	設備対策／運用対策	・ＲＣＰシャットダウンシール導入 （第 3.1.3.4.2 図）	・全交流動力電源喪失時等におけるＲＣＰシールＬＯＣＡ発生リスクの低減が期待できる。	・内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡ ・内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡ
		・特定重大事故等対処施設（特重施設）による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入 （第 3.1.3.4.3 図）	・格納容器の過圧破損のリスクの低減が期待できる。	・内部事象出力運転時レベル２ＰＲＡ
	リスク情報の活用	・運転員及び緊急安全対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用 （第 3.1.3.4.4 図）	・重要シナリオに対する教育・訓練を重点的に実施することにより、運転員及び緊急安全対策要員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。	・内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡ及びレベル２ＰＲＡ ・地震出力運転時レベル１ＰＲＡ及びレベル２ＰＲＡ ・内部事象停止時レベル１ＰＲＡ



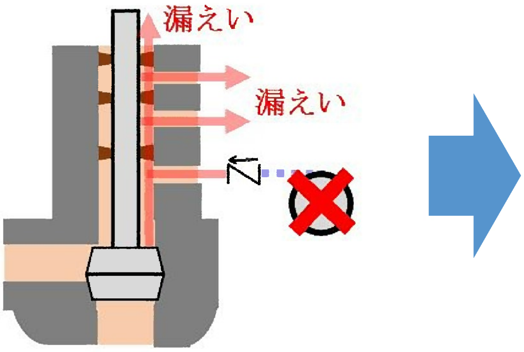
※1：　内的出力時、内的停止時、地震、津波のうち、評価対象とした各PRAの中でのリスク合計値

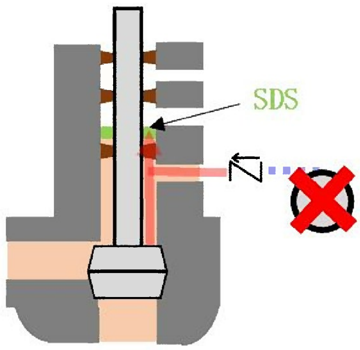
※2：　原子力学会標準『原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019』において、重要性「高」「中」「低」の分類の考え方の例が記載されており、これを参考に対応を実施する。なお、CV機能喪失モードについては、横軸が一桁ずつ低い値を閾値として設定

第 3.1.3.4.1 図　追加措置の検討対象選定フロー



通常運転中の１次冷却材の流れ

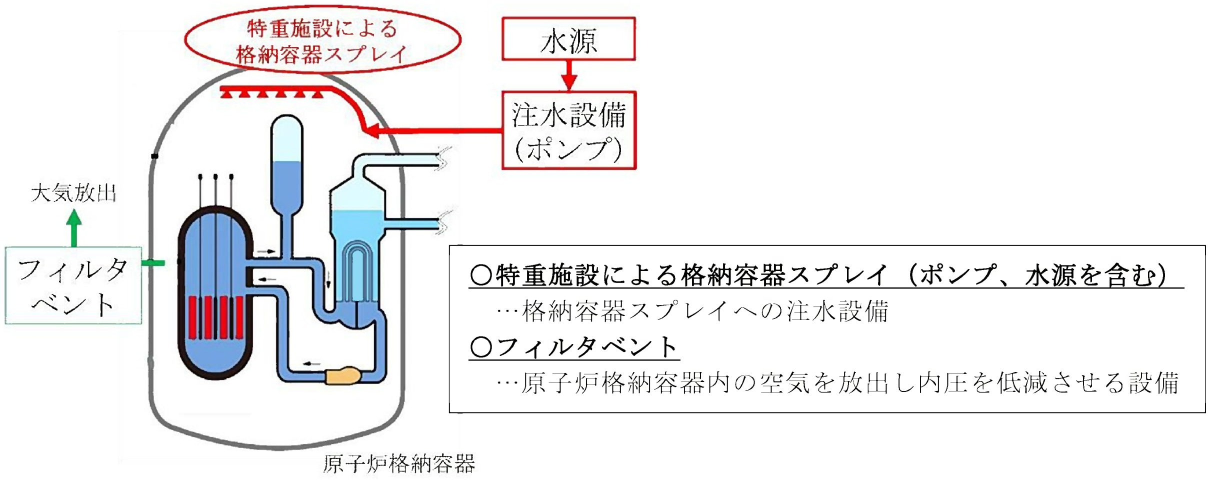




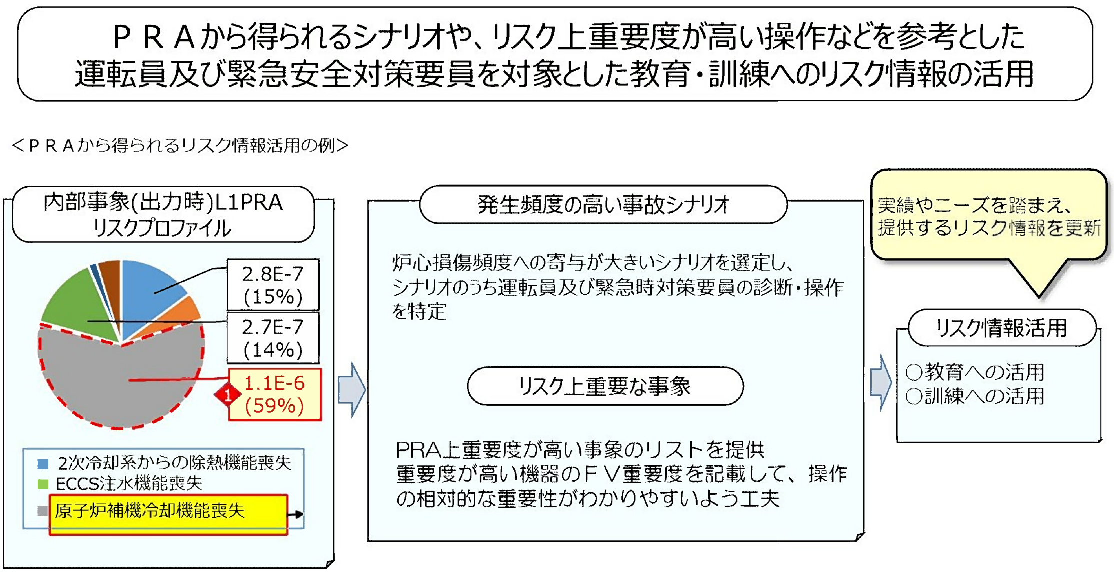
SBO時の１次冷却材の流れ
(SDSなし)

SBO時の１次冷却材の流れ
(SDSあり)

第 3.1.3.4.2 図　ＲＣＰシャットダウンシール（ＳＤＳ）の導入に係る概要図



第 3.1.3.4.3 図　特重施設による格納容器スプレイ、フィルタベントの導入に係る概要図



第 3.1.3.4.4 図　運転員及び緊急安全対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用に係る概要図

3.1.3.5 ＰＲＡ改善に向けた取組み方針

安全性向上評価におけるＰＲＡの目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案であることから、より現実的な評価を実施する事が望ましく、その目的に合うＰＲＡ評価手法及びＰＲＡモデルの改善が必要となる。

本届出においては、これまでの海外専門家によるレビュー結果等から得られた成果の反映として、ＰＲＡモデルの高度化（主に起因事象精緻化、人間性信頼性解析最新手法適用、イベントツリー・フォールトツリー精緻化、個別プラント故障率適用）を行うなど、より現実的な評価を目指した取組みを実施しているが、更なる改善に向け、以下の項目を実施する。

・国際的な水準に比肩するＰＲＡモデルの高度化を目指し、継続して海外専門家によるレビュー結果等から得られる成果を反映する。

・地震ＰＲＡについては、２０１８年度にフラジリティ評価やシステム評価の手法についての課題を抽出した。引き続き抽出された課題の解決及び既に課題として明確となっていた炉心損傷に直結するＳＳＣの損傷時のシナリオの精緻化について、検討を進めている。

ＰＲＡ評価手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力大研究・原子力リスク研究センター（ＮＲＲＣ）の活用により、より効果的な取組みとなるよう進めていく。

3.1.3.6 過去に公表済みのＰＲＡ結果と解析条件の相違について

「3.1.3.1 内部事象ＰＲＡ（レベル１，２）」及び「3.1.3.2 外部事象ＰＲＡ（レベル１，２）」に示したＰＲＡの結果に対し、過去に公表しているＰＲＡ結果及び解析条件との相違を検証した。

3.1.3.6.1 内部事象レベル１ＰＲＡ

これまでアクシデントマネジメント（AM）整備後のＰＳＡ、定期安全レビュー（以下「ＰＳＲ」という。）及び新規制基準適合性に係る設置変更許可申請にてＰＲＡを実施している。

第 3.1.3.6.1 表に、これまで公表した内部事象レベル１ＰＲＡ結果を示すが、それぞれの炉心損傷頻度（以下「ＣＤＦ」という。）を比較すると、以下の相違が生じている。

・①ＡM整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡM対策整備前）のＣＤＦが 10^{-7}（／炉年）オーダであるのに対して、④設置変更許可申請書のＣＤＦは 10^{-5}（／炉年）オーダであり、2 桁程度の差がある。

・②ＡM整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡM対策整備後）と⑥安全性向上評価届出書（ＳＡ対策あり）のＣＤＦを比較すると、⑥では新規制基準対応にて新たに整備したＳＡ対策を考慮しているがＣＤＦが大きくなっている。

・④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし）では、ＳＡ対策なしの状態であり緩和策の条件は同じであるがＣＤＦが異なる。

このため、①ＡM整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡM対策整備前）と④設置変更許可申請書、②ＡM整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡM対策整備後）と⑥安全性向上評価届出書（ＳＡ対策あり）、④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし）について、以下の解析条件によるＣＤＦの相違を感度解析にて分析した。

・起因事象発生頻度

・緩和策（ＲＣＰ耐熱 O リング含む）

・ヒューマンエラー（従属性含む）
・故障率
・共通原因故障（以下「ＣＣＦ」という。）パラメータ
・原子力リスク研究センターの技術諮問委員会（以下「ＴＡＣ」という。）からのコメント反映

3.1.3.6.1.1 ①ＡＭ整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備前）と④設置変更許可申請書の比較

①ＡＭ整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備前）においては、追加ＡＭ対策整備以前に整備されていたフィードアンドブリード、２次系強制冷却などのＡＭ策に期待しているが、④設置変更許可申請書では、それらのＡＭ策にも期待しないものとして評価している。

また、①ＡＭ整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備前）は、故障率データとして米国機器故障率を使用、ＣＣＦについても評価手法が異なることから、④設置変更許可申請書と比較すると、解析条件において異なる点が多い。

これらの緩和策、故障率及びＣＣＦパラメータの評価条件の相違による影響を感度解析により分析した結果、①と④のＣＤＦの差の要因は、緩和策の評価条件の差による影響が大きいことを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(1) 解析条件

ケース１：起因事象発生頻度の相違の影響を分析するため、①の起因事象発生頻度に④の値を適用しＣＤＦを計算する。

ケース２：①の緩和策として考慮しているフィードアンドブリードや２次系強制冷却などのＡＭ策を除いた上で、①のＲＣＰ封水ＬＯＣＡに至る確率に④の値を適用した場合のＣＤＦを計算する。

ケース３：故障率データの相違の影響を分析するため、ＦＶ重要度の上位機器を対象として、米国機器故障率と国内機器故障率（国内 21 ヵ年データ）を比較し、①の米国機器故障率から④の国内機器故障率に変更した場合の低減率からＣＤＦを概略計算する。

ケース４：ＣＣＦの評価手法の相違の影響を分析するため、ＦＶ重要度の上位を対象として、①と④のＣＣＦパラメータを比較し、①のＣＣＦパラメータを④の値に変更した場合の低減率からＣＤＦを概略計算する。

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.6.2 表に示す。また、①と④の緩和策の比較を第 3.1.3.6.3 表に示す。

感度解析の結果、①と④のＣＤＦの差が 2 桁程度となるのは、ケース２に示すとおり、フィードアンドブリード、2次系強制冷却、ＣＣＷ復旧など、④では期待していない緩和策によるＣＤＦの低減効果があることが主要因であり、更に④において耐熱Ｏリングの使用によるＲＣＰ封水ＬＯＣＡの発生抑制効果を評価に含めていることが寄与していることを確認した。

なお、ヒューマンエラー評価条件の相違は、①と④の差に対してはほとんど影響がないが、①では、ＴＨＥＲＰ手法に基づき詳細にヒューマンエラーを検討しているのは一部であり、それ以外はスクリーニング値を採用しているなど、概略評価となっている。一方で、④では、ＰＲＡでモデル化するべき運転員操作を抽出し、それぞれをＴＨＥＲＰ手法でヒューマンエラーを詳細に分析している。

3.1.3.6.1.2 ②ＡＭ整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備後）と⑥安全性向上評価届出書（ＳＡ対策あり）の比較

安全性向上評価届出書においては、空冷式非常用発電装置や恒設代替低圧注水ポンプといった、新規制基準対応にて新たに整備したＳＡ対策を考慮している。一方、ＡＭ整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備後）において考慮している緩和策のうち、号機間電源融通やＣＣＷの復旧等は同等の機能を有するＳＡ対策がある等の理由でＣＤＦへの影響が小さいと考えられることから、安全性向上評価届出書において考慮していない。

ヒューマンエラー評価条件については、安全性向上評価届出書ではピアレビューコメントを反映し、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属、同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を適切に考慮しており、人的過誤確率推定にHRA Calculatorを使用している。

また、安全性向上評価届出書では、故障率データについてはプラント固有機器故障率を使用、ＣＣＦについての評価手法が異なるとともに、ＴＡＣからのコメント反映によりイベントツリーの高度化等を実施している。

これらの緩和策、ヒューマンエラー評価条件、故障率、ＣＣＦパラメータ及びＴＡＣからのコメント反映の相違による影響を感度解析により分析した結果、②と⑥の差の要因は、すべての相違点による影響であることを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(1) 解析条件

ケース１：起因事象発生頻度の相違の影響を分析するため、②の起因事象発生頻度に⑥の値を適用する。

ケース２：②の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、②と⑥のヒューマンエラー従属性の評価条件を同じにするため、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属、同一シーケンスにお

けるヒューマンエラー間の従属性を完全独立に変更する。また、⑥の人的過誤確率に②の値を適用する。

ケース３：②の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、②のみ、⑥のみに考慮している緩和策を無効化し緩和策を同じとする。

ケース４：②の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、②の故障率に⑥の値を適用する。

ケース５：②の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、②のＣＣＦパラメータに⑥の値を適用する。

ケース６：②の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、⑥で考慮しているＴＡＣからのコメント反映を無効化する。

ケース７：ケース１～６すべてを考慮する。

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.6.4 表に示す。また、②と⑥の緩和策の比較を第 3.1.3.6.5 表に示す。

感度解析の結果、⑥では新規制基準対応にて新たに整備したＳＡ対策を考慮しているがＣＤＦが大きくなっている要因は、ケース７に示すとおり、次の６点の相違によるものであることを確認した。

・起因事象発生頻度

・緩和策

・故障率

・ヒューマンエラー（従属性含む）

・ＣＣＦパラメータ

・ＴＡＣからのコメント反映

3.1.3.6.1.3 ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし）の比較

安全性向上評価届出書では、ヒューマンエラー評価条件についてピアレビューコメントを受け、ヒューマンエラーの同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を適切に考慮、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属としており、人的過誤確率推定にHRA Calculatorを使用していることから、設置変更許可申請書の解析条件とは異なる。

また、安全性向上評価届出書では、一部起因事象発生頻度の算出にＦＴを使用、故障率データについてはプラント固有機器故障率を使用、ＣＣＦについての評価手法が異なるとともに、ＴＡＣからのコメント反映によりイベントツリーの高度化等を実施している。

これらの相違による影響を感度解析により分析した結果、④と⑤の差の要因は、すべての相違点による影響であることを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(1) 解析条件

ケース１：起因事象発生頻度の相違の影響を分析するため、④の起因事象発生頻度に⑤の値を適用する。

ケース２：④と⑤のヒューマンエラー評価条件を同じにするため、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属、同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全独立に変更する。また、⑤の人的過誤確率に④の値を適用する。

ケース３：④の故障率、ＣＣＦパラメータに⑤の値を適用する。

ケース４：⑤で考慮しているＴＡＣからのコメント反映を無効化する。

ケース５：ケース１～４をすべて考慮する。

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.6.6 表に示す。また、④と⑤の緩和策の比較を第 3.1.3.6.7 表に示す。

感度解析の結果、④、⑤ともにＳＡ対策なしの状態であり緩和策の条件は同じであるがＣＤＦが異なっている主要因は、ケース５に示すとおり、次の４点の相違によるものであることを確認した。

・起因事象発生頻度

・ヒューマンエラー（従属性含む）

・故障率、ＣＣＦパラメータ

・ＴＡＣからのコメント反映

3.1.3.6.2 地震及び津波出力時レベル１ＰＲＡ

地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡについては、これまで④設置変更許可申請書（２０１３年７月申請）のＰＲＡ（以下、「④前回ＰＲＡ」という。)、⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし）（２０２０年４月届出）のＰＲＡ（以下、「⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし)」という。)、⑥安全性向上評価届出書（ＳＡ対策あり）（２０２０年４月届出）のＰＲＡ（以下、「⑥今回ＰＲＡ（ＳＡ対策あり)」という。）の結果を公表している。

ここでは、地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡについて、主要な評価条件の変遷、変更理由及び評価条件の変更に伴う④前回ＰＲＡと⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の結果への影響を分析した。

3.1.3.6.2.1 ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし）の比較（地震ＰＲＡ）

(1) 評価条件の相違

④前回ＰＲＡと⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の評価条件の主な相違として、確率論的地震ハザードとフラジリティの変更があげられる。

a. 確率論的地震ハザード

確率論的地震ハザードは地震ＰＲＡだけでなく基準地震動の超過確率の参照にも用いられていることから、基準地震動の新規制基準適合性審査を受けて④前回ＰＲＡから変遷している。⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）では、設置変更許可補正申請書（２０１６年５月補正）で基準地震動の超過確率の参照に用いた確率論的地震ハザードに基づき、更なる安全性向上の取組みとして、効果的な追加措置を抽出するため、現実的な評価を行う観点から、一部算出条件を見直して設定した確率論的地震ハザードを用いている。確率論的地震ハザードの変遷と変更理由を第 3.1.3.6.8 表、第 3.1.3.6.9 表に示す。

b. フラジリティ

フラジリティについては、加振試験の知見の反映や評価の見直しにより、④前回ＰＲＡから一部条件を見直して設定している。フラジリティ評価の変更点を以下に示す。

(a) 加振試験等の知見を用いたフラジリティの見直し

複数の設備*について、現実的な耐力の評価のために加振試験等の知見を参照し、その結果を反映した。

＊ メタルクラッドスイッチギア、パワーセンタ等

(b) 評価の見直し

複数の設備**について、より現実的なフラジリティ評価を実施するため、評価の見直しを実施した。

＊＊ 原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機等

(2) 分析結果

評価条件の相違による影響を確認するため、④前回ＰＲＡに、⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の確率論的地震ハザード、フラジリティを適用した場合の感度解析を実施した。また、地震動強さの評価対象範囲は、④前回ＰＲＡと比較するため0.2～1.5Gとした。各感度解析ケースの条件を以下に、感度解析結果を第3.1.3.6.10表に示す。

ケース１：④前回ＰＲＡに⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の確率論的地震ハザードを適用した。④前回ＰＲＡ及び⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）における確率論的地震ハザードの比較を第3.1.3.6.11表に示す。

ケース２：ケース１から、さらにＰＲＡへの影響が大きい機器について、⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の機器フラジリティの値を適用した。

④前回ＰＲＡに⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の確率論的地震ハザードを適用したところ、ＣＤＦは 2.8×10^{-6}（／炉年）から 2.0×10^{-6}（／炉年）に減少した。

さらに、⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）のフラジリティを適

用したところ、ＣＤＦは 2.0×10^{-6}（／炉年）から 1.0×10^{-6}（／炉年）となり、⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）のＣＤＦ（1.4×10^{-6}（／炉年)）とほぼ同じ値となった。

以上のことから、④前回ＰＲＡ及び⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の結果の相違の主な理由は確率論的地震ハザードとフラジリティであり、特にフラジリティの影響が大きいことが確認できた。

3.1.3.6.2.2 ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし）の比較（津波ＰＲＡ）

(1) 評価条件の相違

④前回ＰＲＡと⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の主な評価条件の相違点は確率論的津波ハザードである。

確率論的津波ハザードも確率論的地震ハザードと同様の観点により、④前回ＰＲＡから変遷している。確率論的津波ハザードの変遷と変更理由を第 3.1.3.6.12 表、第 3.1.3.6.13 表に示す。

(2) 分析結果

確率論的津波ハザードの相違による影響を確認するため、④前回ＰＲＡ及び⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）に対し、以下のとおり感度解析を実施した。感度解析結果を第 3.1.3.6.14 表に示す。

ケース１：④前回ＰＲＡに⑤今回ＰＲＡの確率論的津波ハザードを適用した。④前回ＰＲＡ及び⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）における確率論的津波ハザードの比較を第 3.1.3.6.15 表に示す。

④前回ＰＲＡに⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の確率論的津波ハザードを適用したところ、ＣＤＦは 3.0×10^{-7}（／炉年）から 3.2×10^{-6}（／炉年）となり、⑤今回ＰＲＡのＣＤＦ 3.2×10^{-6}（／炉年）とほぼ同じ値となった。

以上のことから、④前回ＰＲＡ及び⑤今回ＰＲＡのＣＤＦの

相違の主な理由は津波ハザードであることが確認できた。

なお、④前回ＰＲＡ及び⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）では海水ポンプが津波により損傷した時点で炉心損傷直結となるシナリオが大部分を占める。両者において、海水ポンプは設置高さの津波の発生時点で損傷することから、フラジリティ評価手法の変更によるＣＤＦへの影響はほとんどない。

第 3.1.3.6.1 表　公表済みの内部事象レベル１ＰＲＡ結果

項目		AM整備後PSA報告書 （2002 年 5 月）		③PSR報告書 （第1回） （2007 年 7 月）	④設置変更許可申請書(2017 年 7 月)*2 SA対策なし	安全性向上評価届出書 （2020 年 4 月）	
		①追加AM 対策整備前*1	②追加AM 対策整備後			⑤SA対策なし	⑥SA対策あり
CDF（／炉年）		2.7×10^{-7}	1.7×10^{-7}	1.3×10^{-7}	6.4×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.9×10^{-6}
解析条件	故障率	海外ベース	海外ベース	海外ベース	国内（21 ヵ年）	プラント固有 機器故障率	プラント固有 機器故障率
	ＣＣＦ	NUREG-1150	NUREG-1150	NUREG-1150	CCF 2010	CCF 2015	CCF 2015
	緩和策	1999 年 整備ＡＭなし	ＡＭあり	ＡＭあり	ＳＡ対策なし	ＳＡ対策なし	ＳＡ対策あり
	RCP 耐熱 Oリング	なし	なし	なし	あり	あり	あり
	ヒューマン エラー	従属性 トレン間：考慮 シーケンス間：なし	従属性 トレン間：考慮 シーケンス間：なし	従属性 トレン間：考慮 シーケンス間：なし	従属性 トレン間：考慮 シーケンス間：なし	HRA Calculator 使用 従属性 トレン間：完全従属 シーケンス間：考慮	HRA Calculator 使用 従属性 トレン間：完全従属 シーケンス間：考慮
	ＴＡＣ コメント	―	―	―	―	反映	反映

*1：追加AM対策整備以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM策に期待
*2：設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

第 3.1.3.6.2 表　①AM整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備前）と④設置変更許可申請書のＰＲＡ感度解析結果

		ベースケース	ケース１	ケース２	ケース３	ケース４
評価条件		－	①の起因事象発生頻度を④の値に変更	①のＡＭ策を無効化 ①のＲＣＰ封水ＬＯＣＡの発生確率を④の値に変更	①の故障率を④の値に変更	①のＣＣＦパラメータを④の値に変更
①―④間の相違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	相違あり	相違あり	相違あり
	緩和策	相違あり	相違あり	同等	相違あり	相違あり
	故障率	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり
	ＣＣＦパラメータ	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	同等
ＣＤＦ（／炉年）	① ＡＭ整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備前）[*1]	2.7×10^{-7}	起因事象発生頻度を④の値に変更 2.9×10^{-7}	ＡＭ 策を無効化 ＋ ＲＣＰ封水ＬＯＣＡの発生確率を④の値に変更 1.1×10^{-5}	米国故障率 ↓ 国内故障率 (国内 21 ヵ年データ) 1.3×10^{-7}程度[*3]	NUREG-1150 CCF ↓ Parameter Estimations 2010 1.7×10^{-7}程度[*3]
	④設置変更許可申請書[*2] （ＳＡ対策なし）	6.4×10^{-5}	同左	同左	同左	同左

*1：追加AM対策整備以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM 策に期待

*2：設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

*3：概略値

第 3.1.3.6.3 表　緩和策の比較
（①AM整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備前）と
④設置変更許可申請書）

PRA で考慮している緩和策	① AM 整備後 PSA 報告書 追加 AM 対策整備前	④ 設置変更許可申請書
非常用所内電源	○	○
原子炉トリップ（自動）	○	○
高圧注入	○	○
高圧再循環	○	○
蓄圧注入	○	○
低圧注入	○	○
低圧再循環	○	○
格納容器スプレイ注入	○	○
格納容器スプレイ再循環	○	○
２次系冷却	○	○
主蒸気隔離	○	○
破断 SG 隔離	○	○
充てん注入	○※1	○※1
フィードアンドブリード	○	×
１次系注水・減圧（SGTR 時、破損 SG 隔離失敗時、均圧化から RHR 運転）	○	×
ATWS 時のタービントリップ	○	×
原子炉圧力上昇の抑制	○	×
緊急ほう酸注入	○	×
手動原子炉トリップ	○	×
２次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	○	×
代替再循環（タイライン方式）	×	×
格納容器内自然対流冷却（CCW）	×	×
クールダウン&リサーキュレーション	×	×
号期間電源融通	×	×
RHR 隔離	×	×
恒設代替低圧注水ポンプ	×	×
空冷式非常用発電装置	×	×
大容量ポンプ	×	×
高圧再循環（海水）	×	×
格納容器内自然対流冷却（海水）	×	×
ATWS 緩和設備／CCF 対策設備	×	×
２次系水源補給（補助給水への代替水源からの供給）	○	×
水源補給による注入継続	○	×
代替給水（主給水系）	○	×
代替制御用空気供給（所内用空気系）	○	×
緊急２次系冷却の多様化（主給水系：ATWS 時）	×	×
タービンバイパス系の活用	×	×
代替補機冷却	×	×
CCW の復旧	○	×
主給水の回復（主給水喪失時）	○	×
電源復旧（DG の復旧）	○	×
外部電源の復旧	○	×
運転トレン故障時における待機トレンの手動起動（CCW 系、海水系、空調系）	○	○※2
CCW 系の負荷制御（不要負荷切り離し）	○	○※2
SGTR 時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○	○※2

（青色塗りつぶし）	：設計基準事故対処設備
（黄色塗りつぶし）	：重大事故等対処設備
（緑色塗りつぶし）	：多様性拡張設備
塗りつぶしなし	：その他
（青枠）	：ケース 2 で無効化する緩和策

※1：起因事象「極小 LOCA」で期待する緩和手段。高圧注入ポンプと充てんポンプが独立設置であり、
　「極小 LOCA」をスクリーンアウトするために期待。
※2：バックアップとして期待している。

第 3.1.3.6.4 表　②AM整備後ＰＳＡ報告書（追加ＡＭ対策整備後）と⑥安全性向上評価届出書（ＳＡ対策あり）のＰＲＡ感度解析結果

		ベースケース	ケース１	ケース２	ケース３	ケース４	ケース５	ケース６	ケース７
評価条件		－	②の起因事象発生頻度を⑥の値に変更	ケース１ ＋ ②と⑥でヒューマンエラー評価条件を合わせる	ケース１ ＋ ②と⑥で緩和策を合わせる	ケース１ ＋ ②の故障率を⑥の値に合わせる	ケース１ ＋ ②のＣＣＦパラメータを⑥の値に合わせる	ケース１ ＋ ②と⑥でＴＡＣからのコメント反映の条件を合わせる	ケース１＋２＋３＋４＋５＋６
②－⑥間の相違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	同等	同等	同等	同等	同等	同等
	ヒューマンエラー	相違あり	相違あり	同等	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	緩和策	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	故障率	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり	相違あり	同等
	ＣＣＦパラメータ	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり	同等
	ＴＡＣコメント	相違あり	相違あり	相違あり		相違あり	相違あり	同等	同等
CDF（／炉年）	② AM整備後ＰＳＡ報告書（追加AM対策整備後）*1	1.7×10^{-7}	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 2.0×10^{-7}	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 ＋ ヒューマンエラー評価条件を変更 2.0×10^{-7}	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 ＋ ②のみの対策無効化 3.4×10^{-5}	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 ＋ 故障率を⑥の値に変更 1.3×10^{-7}程度*3	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 ＋ ＣＣＦパラメータを⑥の値に変更 2.0×10^{-7}程度*3	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 2.0×10^{-7}	7.1×10^{-6}程度*3
	⑥ 安全性向上評価届出書*2（ＳＡ対策あり）	1.9×10^{-6}	ベースケースと同じ	ヒューマンエラー評価条件を変更 1.1×10^{-6}	⑥のみの対策を無効化 1.9×10^{-5}	ベースケースと同じ	ベースケースと同じ	⑥で考慮しているＴＡＣからのコメント反映を無効化 1.4×10^{-6}	8.0×10^{-6}

*1：AM 策として整備した号機間電源融通等に期待
*2：新規制基準対応にてSA 対策として整備した空冷式非常用発電装置等に期待
*3：概略値

第 3.1.3.6.5 表　緩和策の比較
（②AM整備後ＰＳＡ報告書（追加AM対策整備後）と
⑥安全性向上評価届出書（ＳＡ対策あり））

PRA で考慮している緩和策	② AM 整備後 PSA 報告書 追加 AM 対策整備後	⑥ 安全性向上評価届出書 SA 対策あり
非常用所内電源	○	○
原子炉トリップ（自動）	○	○
高圧注入	○	○
高圧再循環	○	○
蓄圧注入	○	○
低圧注入	○	○
低圧再循環	○	○
格納容器スプレイ注入	○	○
格納容器スプレイ再循環	○	○
２次系冷却	○	○
主蒸気隔離	○	○
破断 SG 隔離	○	○
充てん注入	○※1	○
フィードアンドブリード	○	○
１次系注水・減圧（SGTR 時、破損 SG 隔離失敗時、均圧化から RHR 運転）	○	○
ATWS 時のタービントリップ	○	○
原子炉圧力上昇の抑制	○	○
緊急ほう酸注入	○	○
手動原子炉トリップ	○	×
２次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	○	○
代替再循環（タイライン方式）	○	○
格納容器内自然対流冷却（CCW）	○	○
クールダウン&リサーキュレーション	○	○
号期間電源融通	○	×
RHR 隔離	×	○
恒設代替低圧注水ポンプ	×	○
空冷式非常用発電装置	×	○
大容量ポンプ	×	○
高圧再循環（海水）	×	○
格納容器内自然対流冷却（海水）	×	○
ATWS 緩和設備／CCF 対策設備	×	○
２次系水源補給（補助給水への代替水源からの供給）	○	○
水源補給による注入継続	○	×
代替給水（主給水系）	○	○
代替制御用空気供給（所内用空気系）	○	○
緊急２次系冷却の多様化（主給水系：ATWS 時）	○	×
タービンバイパス系の活用	○	×
代替補機冷却	○	×
CCW の復旧	○	×
主給水の回復（主給水喪失時）	○	×
電源復旧（DG の復旧）	○	×
外部電源の復旧	○	○
運転トレン故障時における待機トレンの手動起動（CCW 系、海水系、空調系）	○	○
CCW 系の負荷制御（不要負荷切り離し）	○	○
SGTR 時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○	○

：設計基準事故対処設備
：重大事故等対処設備
：多様性拡張設備
塗りつぶしなし　：その他

：ケース 4 で無効化する緩和策

※1：起因事象「極小 LOCA」で期待する緩和手段。高圧注入ポンプと充てんポンプが独立設置であり、
「極小 LOCA」をスクリーンアウトするために期待。

第 3.1.3.6.6 表　④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし）のＰＲＡ感度解析結果

		ベースケース	ケース１	ケース２	ケース３	ケース４	ケース５
評価条件		－	④の起因事象発生頻度を⑤の値に変更	④と⑤でヒューマンエラー評価条件を合わせる	④の故障率、ＣＣＦパラメータを⑤の値に変更	④と⑤でＴＡＣからのコメント反映の条件を合わせる	ケース１＋２＋３＋４
④—⑤間の相違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	ヒューマンエラー	相違あり	相違あり	同等	相違あり	相違あり	同等
	故障率、ＣＣＦパラメータ	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり	同等
	ＴＡＣコメント	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	同等	同等
ＣＤＦ（／炉年）	④設置変更許可申請書*1（ＳＡ 対策なし）	6.4×10^{-5}	起因事象発生頻度を⑤の値に変更 3.0×10^{-5}	ヒューマンエラー評価条件を変更 6.4×10^{-5}	故障率、ＣＣＦパラメータを⑤の値に変更 6.9×10^{-5}程度*2	ベースケースと同じ	3.8×10^{-5}
	⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし）	1.0×10^{-4}	ベースケースと同じ	ヒューマンエラー評価条件を変更 7.8×10^{-5}	ベースケースと同じ	⑤で考慮しているＴＡＣからのコメント反映を無効化 8.9×10^{-5}	6.6×10^{-5}程度*2

*1：設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

*2：概略値

第 3.1.3.6.7 表　緩和策の比較
（④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書（ＳＡ対策なし））

PRA で考慮している緩和策	④ 設置変更許可申請書	⑤ 安全性向上評価届出書 SA 対策なし
非常用所内電源	○	○
原子炉トリップ（自動）	○	○
高圧注入	○	○
高圧再循環	○	○
蓄圧注入	○	○
低圧注入	○	○
低圧再循環	○	○
格納容器スプレイ注入	○	○
格納容器スプレイ再循環	○	○
２次系冷却	○	○
主蒸気隔離	○	○
破断 SG 隔離	○	○
充てん注入	○※1	○
フィードアンドブリード	×	×
１次系注水・減圧（SGTR 時、破損 SG 隔離失敗時、均圧化から RHR 運転）	×	×
ATWS 時のタービントリップ	×	×
原子炉圧力上昇の抑制	×	×
緊急ほう酸注入	×	×
手動原子炉トリップ	×	×
２次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	×	×
代替再循環（タイライン方式）	×	×
格納容器内自然対流冷却（CCW）	×	×
クールダウン＆リサーキュレーション	×	×
号期間電源融通	×	×
RHR 隔離	×	×
恒設代替低圧注水ポンプ	×	×
空冷式非常用発電装置	×	×
大容量ポンプ	×	×
高圧再循環（海水）	×	×
格納容器内自然対流冷却（海水）	×	×
ATWS 緩和設備／CCF 対策設備	×	×
２次系水源補給（補助給水への代替水源からの供給）	×	×
水源補給による注入継続	×	×
代替給水（主給水系）	×	×
代替制御用空気供給（所内用空気系）	×	×
緊急２次系冷却の多様化（主給水系：ATWS 時）	×	×
タービンバイパス系の活用	×	×
代替補機冷却	×	×
CCW の復旧	×	×
主給水の回復（主給水喪失時）	×	×
電源復旧（DG の復旧）	×	×
外部電源の復旧	×	×
運転トレン故障時における待機トレンの手動起動（CCW 系、海水系、空調系）	○※2	○※2
CCW 系の負荷制御（不要負荷切り離し）	○※2	○※2
SGTR 時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○※2	○※2

（青色）	：設計基準事故対処設備
（黄色）	：重大事故等対処設備
（緑色）	：多様性拡張設備
塗りつぶしなし	：その他

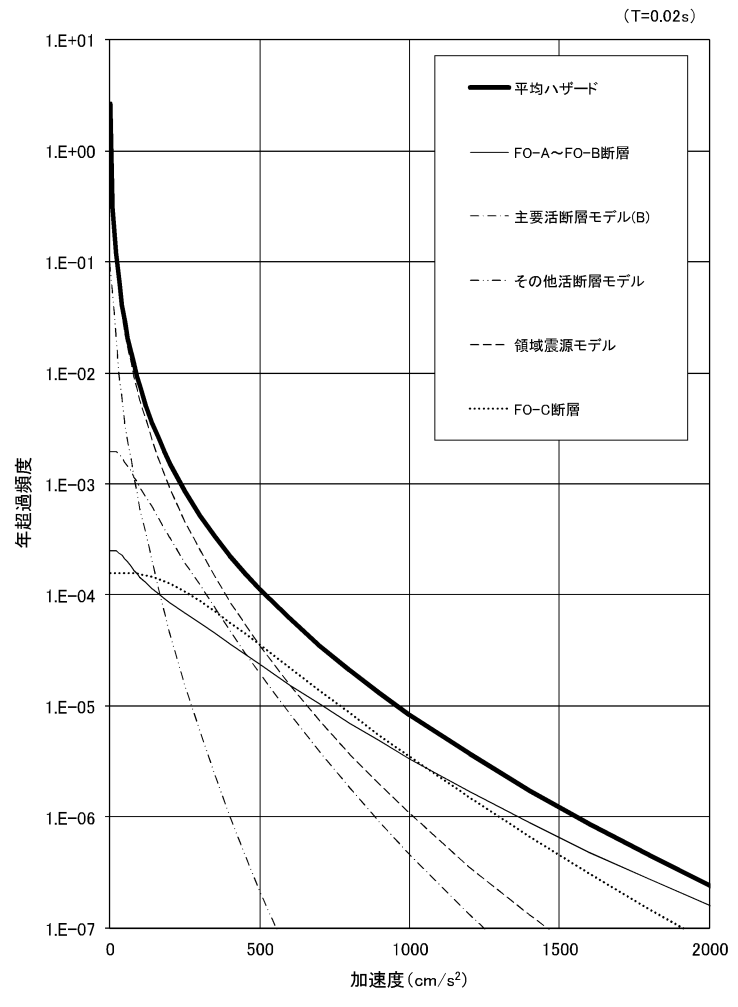
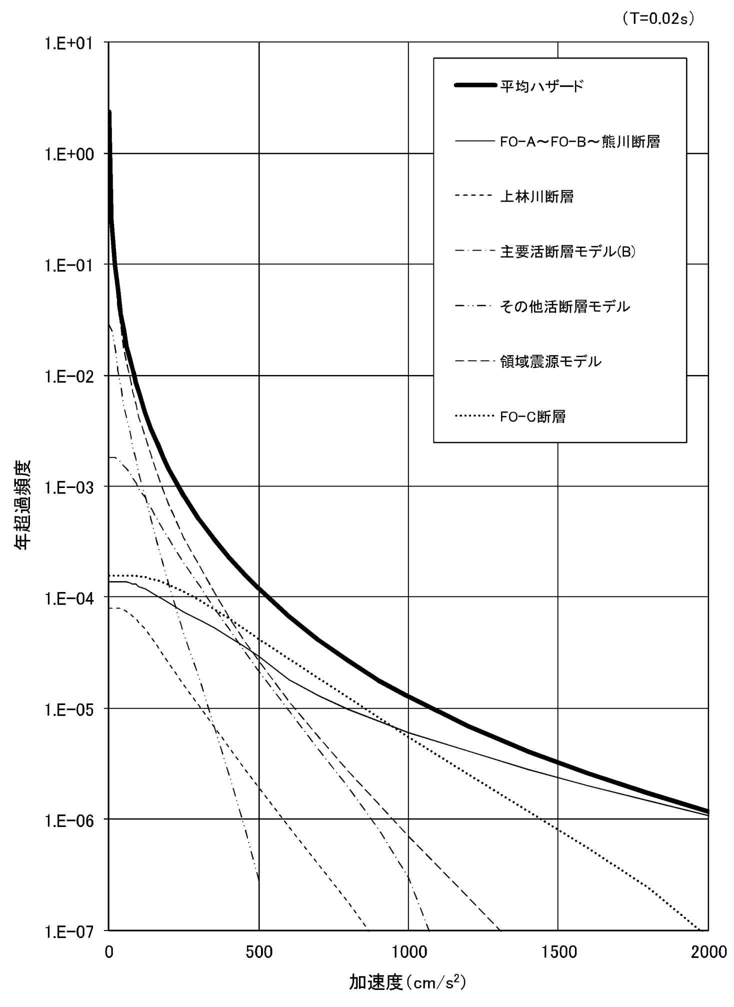
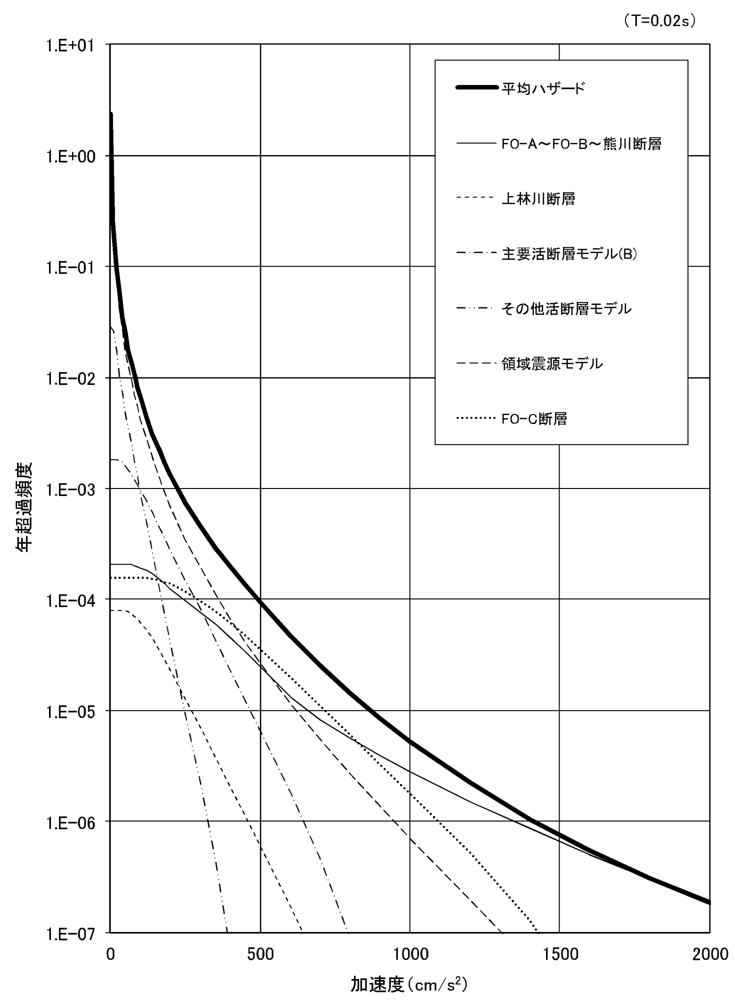
※1：起因事象「極小 LOCA」で期待する緩和手段。高圧注入ポンプと充てんポンプが独立設置であり、
　「極小 LOCA」をスクリーンアウトするために期待。
※2：バックアップとして期待している。

第 3.1.3.6.8 表　確率論的地震ハザードの変遷及び変更理由について

項目		前回PRAで使用した 確率論的地震ハザード 【④設置変更許可申請書】	変更理由	基準地震動の年超過確率を参照するための確率論的地震ハザード	変更理由	今回PRAで使用した 確率論的地震ハザード 【⑤安全性向上評価届出書 （SA 対策なし）】	変更理由
ハザード評価時点		設置変更許可申請書 （2013 年 7 月申請）		設置変更許可補正申請書 （2016 年 5 月補正）		安全性向上評価届出書 （2020 年 4 月提出）	
1. 特定震源モデルに基づく評価	(1)主要活断層のモデル化	・FO-A 断層及び FO-A～FO-B 断層をロジックツリーの分岐として考慮 （重みは 0.5 及び 0.5）	(a)	・FO-A～FO-B 断層及び FO-A～FO-B～熊川断層をロジックツリーの分岐として考慮 （重みは 0.5 及び 0.5）	(b)	・FO-A～FO-B 断層及び FO-A～FO-B～熊川断層に対するロジックツリーの分岐の重みを変更 （重みは 0.9 及び 0.1）	(a)適合性審査における指摘事項の反映 (b)安全性向上評価における現実的な評価の観点
	(2)主要活断層の長さ	・和布－干飯崎沖～甲楽城断層：60km ・主要活断層には該当なし	(a) (a)	・安島岬沖～和布－干飯崎沖～甲楽城断層：76km ・甲楽城沖断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬山断層：36km	－ －	・同左 ・同左	(a)適合性審査における決定論評価の反映（他プラントの審査）
	(3)主要活断層の地震規模	・松田(1975)及び断層面積に基づく方法を用いて算定	(a)	・松田(1975)、断層面積に基づく方法及び武村(1998)を用いて算定	－	・同左	(a)適合性審査における指摘事項の反映
	(4)その他の活断層	・地震規模は松田(1975)による値をそのまま使用	(a)	・松田(1975)による地震規模が M6.8 を下回る場合であっても M6.8 として設定	－	・同左	(a)適合性審査における指摘事項の反映
	(5)地震発生層の上端深さ	・上端深さ 4km を基本として設定	(a)	・上端深さ 3km のみとして設定	－	・同左	(a)適合性審査における決定論評価の反映
2. 領域震源モデルに基づく評価	(6)b 値、年発生頻度	・計算に使用した気象庁一元化震源のデータセット：1926 年～2007 年	(a)	・計算に使用した気象庁一元化震源のデータセット：1926 年～2011 年	－	・同左	(a)データセット更新
3. 地震動伝播モデル	(7)距離減衰式のばらつき	・特定震源モデル及び領域震源モデルとも自然対数標準偏差を 0.5 として設定	(a)	・特定震源モデル及び領域震源モデルとも自然対数標準偏差を 0.53 として設定	(b)	・特定震源モデルについては、地震規模と震源位置が同じ地震による地震動のばらつきを検討している引田・友澤(2013)の文献※等を参考に、自然対数標準偏差を 0.35, 0.40, 0.45 としてロジックツリーの分岐を設定（領域震源モデルは変更なし）	(a)適合性審査における指摘事項の反映 (b)安全性向上評価における現実的な評価の観点
	(8)地震動評価手法	・Noda et al.(2002)の方法のみ使用	(a)	・FO-A～FO-B～熊川断層では断層モデルを用いた手法も使用	－	・同左	(a)適合性審査における指摘事項の反映

※引田智樹・友澤裕介（2013）：地震規模・震源位置が同じ２地震による同一地点の観測記録に基づく応答スペクトル振幅のばらつき，日本建築学会構造系論文集，Vol.686，pp.723-732

第 3.1.3.6.9 表　前回ＰＲＡと今回ＰＲＡの震源別の地震ハザード曲線

前回PRAで使用した確率論的地震ハザード 設置変更許可申請書(2013 年 7 月申請)	基準地震動の年超過確率を参照するための 確率論的地震ハザード 設置変更許可補正申請書(2016 年 5 月補正)	今回PRAで使用した確率論的地震ハザード 安全性向上評価届出書(2020 年 4 月提出)	影響
			・FO-A～FO-B～熊川断層を考慮したことで、補正申請時点では低頻度領域の加速度が増大したが、安全性向上評価では現実的な評価としたことにより、2013 年 7 月申請時と概ね同程度の確率論的地震ハザードとなっている

第 3.1.3.6.10 表　④前回ＰＲＡと⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）の感度解析結果

		ベースケース	ケース1	ケース2
評価条件		—	④の地震平均発生頻度を⑤の値に変更	ケース1 ＋ ④のフラジリティを⑤の値に変更
条件の相違	・地震ハザード	相違あり	同等	同等
	・機器フラジリティ	相違あり	相違あり	同等
CDF(/炉年)	④前回PRA	2.8×10^{-6}	2.0×10^{-6}	1.0×10^{-6}
	⑤今回PRA（SA対策なし）	1.4×10^{-6}	同左	同左

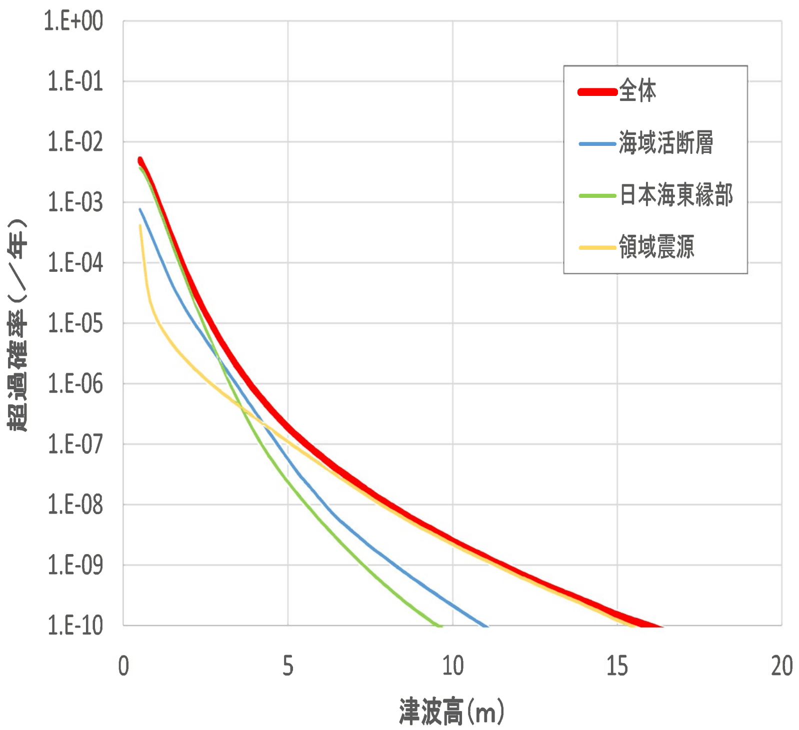
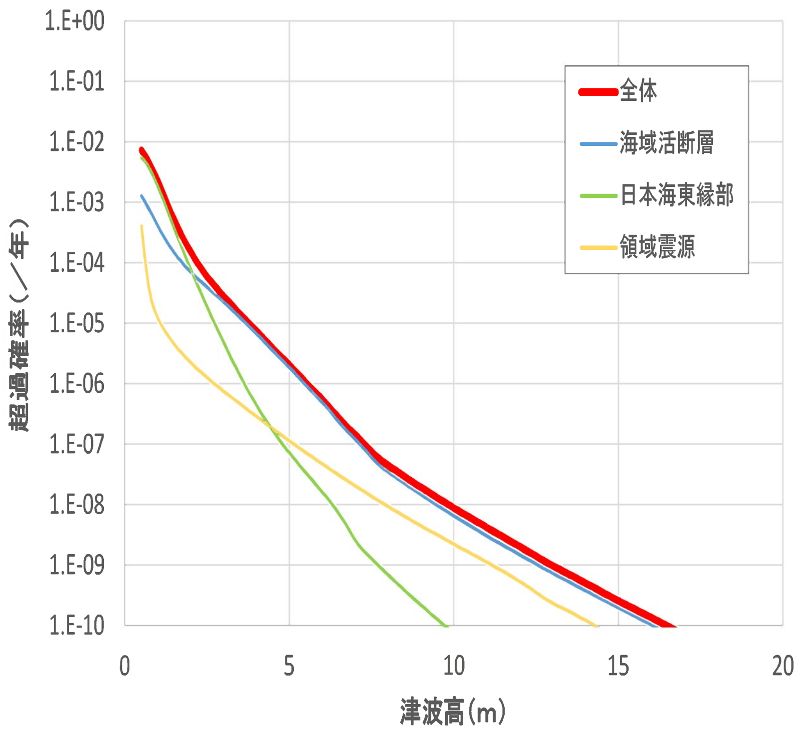
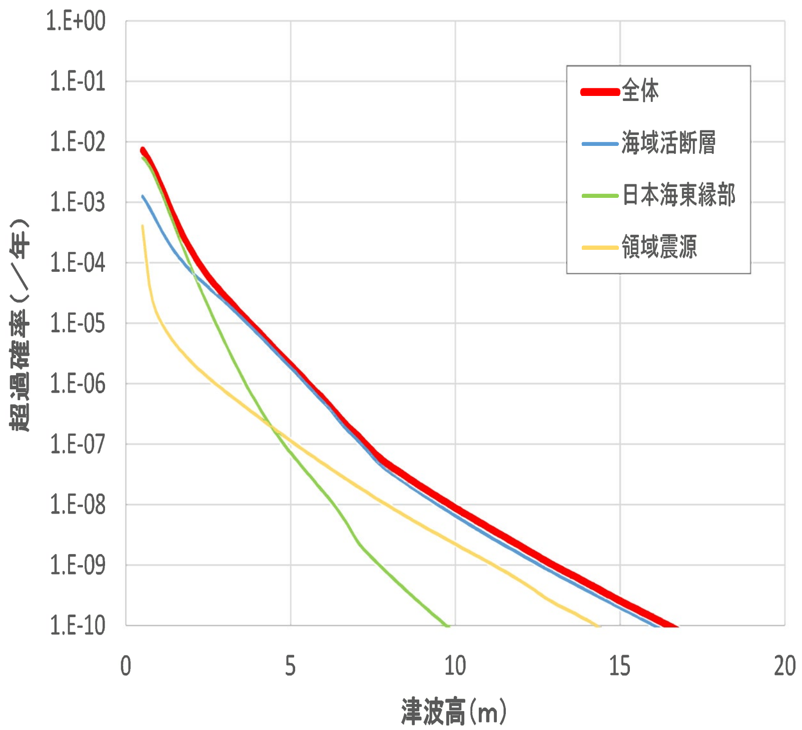
第 3.1.3.6.11 表　④前回ＰＲＡ及び⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）における地震平均発生頻度の比較

加速度区分	地震平均発生頻度(／年)	
	④前回PRA	⑤今回PRA（SA対策なし）
区分 1(0.2～0.4G)	1.3×10^{-3}	1.2×10^{-3}
区分 2(0.4～0.8G)	2.2×10^{-4}	1.9×10^{-4}
区分 3(0.8～1.0G)	1.4×10^{-5}	9.9×10^{-6}
区分 4(1.0～1.2G)	5.1×10^{-6}	3.3×10^{-6}
区分 5(1.2～1.5G)	2.7×10^{-6}	1.6×10^{-6}

第 3.1.3.6.12 表　確率論的津波ハザードの変遷及び変更理由について

項目		前回PRAで使用した確率論的津波ハザード【④設置変更許可申請書】	変更理由	基準津波の年超過確率を参照するための確率論的津波ハザード	変更理由	今回PRAで使用した確率論的津波ハザード【⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし)】	変更理由
ハザード評価時点		設置変更許可申請書(2013 年 7 月申請)		設置変更許可補正申請書(2016 年 5 月補正)		安全性向上評価届出書(2020 年 4 月提出)	
1. 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波	対象波源のモデル化		(a)	・秋田県モデルを追加	―	・同左	(a)適合性審査における指摘事項の反映
2. 海域活断層に想定される地震に伴う津波	対象波源のモデル化	・FO-A 断層及び FO-A～FO-B 断層をロジックツリーの分岐として考慮(重みは 0.5 及び 0.5)	(a)	・FO-A～FO-B 断層及び FO-A～FO-B～熊川断層をロジックツリーの分岐として考慮(重みは 0.5 及び 0.5)	(b)	・FO-A～FO-B 断層及び FO-A～FO-B～熊川断層に対するロジックツリーの分岐の重みを変更(重みは 0.9 及び 0.1)	(a)適合性審査における指摘事項の反映 (b)安全性向上評価における現実的な評価の観点
		・和布－干飯崎沖～甲楽城～柳ヶ瀬～鍛冶屋～関ヶ原断層のうち、単独の断層の活動、部分的な連動、全体の連動をロジックツリーの分岐として考慮	(a)	・安島岬沖～和布－干飯崎沖～甲楽城～柳ヶ瀬～鍛冶屋～関ヶ原断層のうち、単独の断層の活動、部分的な連動、全体の連動をロジックツリーの分岐として考慮	―	・同左	(a)適合性審査における指摘事項の反映
			(a)	・安島岬沖～和布－干飯崎沖～甲楽城沖～浦底～池河内～柳ヶ瀬山～柳ヶ瀬(南部)～鍛冶屋～関ヶ原断層を追加し、部分的な連動及び全体の連動をロジックツリーの分岐として考慮	―	・同左	(a)適合性審査における指摘事項の反映
			(a)	・福井県モデル(若狭海丘列付近断層、越前堆列付近断層)を追加	―	・同左	(a)適合性審査における指摘事項の反映
	傾斜角の分岐設定	・45°を下限とし、90°をピークとした切断正規分布で設定	(a)	・調査結果等から既知の場合は、既知の角度を下限とし、既知の角度をピークとした切断正規分布で設定	―	・同左	(a)分岐設定の適正化

第 3.1.3.6.13 表　前回ＰＲＡと今回ＰＲＡの波源別の確率論的津波ハザード曲線

前回PRAで使用した確率論的津波ハザード 設置変更許可申請書（2013 年 7 月申請）	基準津波の年超過確率を参照するための 確率論的津波ハザード 設置変更許可補正申請書（2016 年 5 月補正）	今回PRAで使用した確率論的津波ハザード 安全性向上評価届出書（2020 年 4 月提出）
 評価位置：3,4 号機海水ポンプ室前	 評価位置：3,4 号機海水ポンプ室前	 評価位置：3,4 号機海水ポンプ室前

第 3.1.3.6.14 表　④前回ＰＲＡと⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）
の感度解析結果

<table>
<tr><td colspan="2"></td><td>ベースケース</td><td>ケース1</td></tr>
<tr><td colspan="2">評価条件</td><td>－</td><td>④の津波平均発生頻度を⑤の値に変更</td></tr>
<tr><td>条件の相違</td><td>・津波ハザード</td><td>相違あり</td><td>同等</td></tr>
<tr><td rowspan="2">CDF
(/炉年)</td><td>④前回PRA</td><td>3.0×10^{-7}</td><td>3.2×10^{-6}</td></tr>
<tr><td>⑤今回PRA（SA対策なし）</td><td>3.2×10^{-6}</td><td>同左</td></tr>
</table>

第 3.1.3.6.15 表　④前回ＰＲＡ及び⑤今回ＰＲＡ（ＳＡ対策なし）における
津波平均発生頻度の比較

<table>
<tr><td rowspan="2">津波シナリオ区分</td><td colspan="2">津波平均発生頻度（／年）</td></tr>
<tr><td>④前回PRA</td><td>⑤今回PRA
（SA対策なし）</td></tr>
<tr><td>区分1
（4.65m～10.0m）</td><td>3.0E-07</td><td>3.2E-06</td></tr>
<tr><td>区分2
（10.0m～13.5m）</td><td>2.2E-09</td><td>8.2E-09</td></tr>
<tr><td>区分3
（13.5m～15.8m）</td><td>2.2E-10</td><td>5.5E-10</td></tr>
<tr><td>区分4
（15.8m～）</td><td>1.1E-10</td><td>1.6E-10</td></tr>
</table>