

# 博士論文

## 断層変位に対する原子力施設の 確率論的リスク評価手法の開発と適用性 に関する研究

原口 龍将



## 論文要旨

論文題目： 断層変位に対する原子力施設の確率論的リスク評価手法の開発と適用性に関する研究

氏名：原口 龍将

原子力発電は、ベースロード電源として我が国の電源構成において極めて重要な地位を占めていたが、2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第1原子力発電所における過酷事故の発生以来、社会的な批判により非常に厳しい立場にあると言わざるをえない。一方で、この事故は従来の決定論に基づく規制や設計の考え方の限界を示す契機となった。すなわち、決定論的に設定された条件を前提とすると、どうしても「設計想定外」となる事象が発生し、それに対しては無防備になるというものである。しかしながら、現在の原子力施設の設計は規制当局によって定められた評価条件・基準値を満足するように設備の仕様などを設定する決定論的な考え方に立脚するものであり、規制要求としても、極めて発生頻度が低い事象に対しても決定論的な評価とそれに基づく設計や運用の対応を求める傾向がある。

特に断層変位に対しては、商業用原子力発電炉に係る新規規制基準（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則）によって建屋下での活断層の有無のみに着目し、建屋下に活断層があった場合はその素性に関わらず設置許可を認めない規制となっている。これにより、断層変位は、原子力発電所の運用において設置許可取り消しの可能性をはらむ極めてインパクトの大きい事象と考えられる。

このような現状に対する現実的な解のひとつとして、確率論に基づくリスク評価を活用することが近年注目されている。リスク評価によって得られる情報を活用することで、より合理的・現実的な規制体系・設計体系を実現することができるが、リスクの観点に立った議論を行うためには、それを評価するための手法が存在し、その手法が社会的に認められている必要がある。また、その手法は、リスク情報活用の観点から、リスクの大小を定量的に示すだけでなく、他の事象によるリスクとの相対的な比較ができ、有意なリスクに寄与する断層変位量の範囲や寄与度の大きい設備などの要因を抽出できるものでなければならない。このような要求に対して包括的な解を与えることができる方法は確率論的リスク評価（PRA）の他には知られていない。しかしながら、断層変位については、PRAとして体系化された手法は現時点で世界的にも例がないものである。このため、本論文では、断層変位に対するPRAの必要な要素について検討を行い、断層変位PRAとして体系化した手法を提案する。また、その手法で断層変位によるプラントリスクの定量化が可能であることを示し、あわせて、断層変位PRAによって得られる情報の活用の可能性と、実在のプラントで評価を行う場合に発生する課題を明らかにするものである。

第2章では、断層変位 PRA の手法構築に向けた一連の検討について述べ、体系化した手法として提案する。2.1 節では、断層変位 PRA の概念として一連の評価の流れを示し、それに沿って実施することが必要な内容について断層変位 PRA の基本方針として示す。続く 2.2 節では、断層変位 PRA 手法構築にあたって、断層変位被害事例の調査と、これによって明らかにした設備の損傷モードや事故シナリオの観点から着目すべき事項について示す。2.3 節では、2.1 節において検討した PRA の各要素の内容に基づき、実プラントへの適用を意識して開発した具体的な評価手法を示す。なお、確率論的断層変位ハザード評価及び事故シーケンス評価については既往の研究や手法を活用できることから、本研究では事故シナリオの構築とフラジリティ評価、及びそれらに関連する情報収集の考え方（サイト・プラントウォークダウン等）について重点を置いた検討を行い、新たな手法として示す。また、断層変位 PRA の説明性向上という観点から、断層変位フラジリティについて利用可能な情報が少ないことを踏まえたうえで、体系的な工学的判断によりフラジリティの妥当性を検討するための方法についても提案する。

第3章では、第2章で構築した手法が実際に機能するものであることを示すことと、評価において発生する課題を抽出するために、仮想プラントに対して炉心損傷頻度算出を目的として行った試評価について述べる。また、この試評価から得られた結果に関する考察について示し、実機への適用に向けた課題について述べる。

第4章では、構築した断層変位 PRA 手法によって得られる結果をリスク情報として活用する方法について、主に既設プラントの運用及び新設プラントの建設における意思決定という観点から提案する。また、断層変位 PRA を原子力施設以外へ活用することの可能性についてもここで述べる。さらに、実際の施設を対象とした断層変位 PRA 実施の目的に応じた、評価の詳細さという観点での評価手法の運用方針について、評価実施に必要なコストの見通しとともに述べる。

第5章では、本研究で構築した断層変位単独の事象を対象とした断層変位 PRA の将来的な拡張という観点から、断層変位は地震動とともに作用するものであることに着目し、両者を重畳した PRA の考え方と、現時点で実施可能な評価方法について提案する。

本論文は、断層変位 PRA に関する先駆的なものであり、断層変位発生位置に応じた事故シナリオの分類方法とこれに関する不確実さの評価の精緻化、フラジリティ妥当性検討方法の確立など、手法の更なる高度化に向けた今後の課題がある。一方で、世界で初めて断層変位に対する体系化された一連の PRA 手法を構築するとともに、仮想プラントを対象とした試評価によってその実効性を示したものであり、この手法は原子力施設が断層変位に関して直面する問題に対する現実的な解を与えるための極めて有効な手段として今後の活用が期待される。

## 目次

|       |                           |    |
|-------|---------------------------|----|
| 1.    | 序論.....                   | 3  |
| 1.1   | 研究の背景と断層変位 PRA の必要性 ..... | 3  |
| 1.1.1 | 原子力規制とリスク評価に関する背景.....    | 3  |
| 1.1.2 | 原子力規制の考え方とリスク評価の活用 .....  | 4  |
| 1.1.3 | 現在の原子力規制におけるリスク評価の扱い..... | 5  |
| 1.1.4 | 安全性向上評価における PRA .....     | 6  |
| 1.1.5 | 断層変位とその影響について.....        | 7  |
| 1.1.6 | 評価手法開発の必要性.....           | 9  |
| 1.2   | 断層変位に関する評価の現状 .....       | 11 |
| 1.2.1 | 設備設計上の評価.....             | 11 |
| 1.2.2 | リスク評価.....                | 11 |
| 1.2.3 | 日本原子力学会の動向.....           | 12 |
| 1.3   | 本研究の目的.....               | 12 |
| 1.4   | 断層変位 PRA の概念.....         | 13 |
| 1.5   | 本論文の構成及び概要 .....          | 15 |
| 2.    | 断層変位 PRA 手法の提案.....       | 21 |
| 2.1   | 断層変位 PRA の基本方針.....       | 22 |
| 2.1.1 | 断層変位 PRA の全体構成.....       | 22 |
| 2.1.2 | プラント情報の収集・分析 .....        | 23 |
| 2.1.3 | サイト・プラントウォークダウン .....     | 23 |
| 2.1.4 | 事故シナリオの分析 .....           | 24 |
| 2.1.5 | 断層変位ハザード評価.....           | 24 |
| 2.1.6 | 断層変位フラジリティ評価 .....        | 25 |
| 2.1.7 | 事故シーケンス評価 .....           | 26 |
| 2.1.8 | まとめ・手法構築に向けて .....        | 27 |
| 2.2   | 断層変位による影響に関する分析 .....     | 28 |
| 2.2.1 | 断層変位による被害事例.....          | 28 |
| 2.2.2 | まとめ：断層変位による影響に関する分析.....  | 34 |
| 2.3   | 断層変位 PRA 手法構築 .....       | 36 |
| 2.3.1 | プラント情報の収集 .....           | 36 |
| 2.3.2 | サイト・プラントウォークダウン .....     | 37 |
| 2.3.3 | 事故シナリオの分析 .....           | 43 |
| 2.3.4 | 確率論的断層変位ハザード .....        | 49 |

|       |                                    |     |
|-------|------------------------------------|-----|
| 2.3.5 | フラジリティ評価 .....                     | 53  |
| 2.3.6 | 事故シーケンス評価 .....                    | 98  |
| 2.3.7 | ピアレビュー .....                       | 100 |
| 2.4   | まとめ .....                          | 100 |
| 3.    | 断層変位 PRA 手法の適用例と課題の抽出 .....        | 105 |
| 3.1   | プラント関連情報の収集・分析 .....               | 105 |
| 3.2   | 評価対象機器の選定 .....                    | 107 |
| 3.2.1 | 断層変位で影響を受ける機器の特定 .....             | 107 |
| 3.2.2 | 評価対象のグルーピング及びスクリーニング .....         | 109 |
| 3.3   | 断層変位ハザード評価 .....                   | 111 |
| 3.4   | フラジリティ評価 .....                     | 111 |
| 3.4.1 | 建屋フラジリティ評価 .....                   | 112 |
| 3.4.2 | 機器フラジリティ評価 .....                   | 118 |
| 3.5   | 事故シーケンス評価 CDF 定量化 .....            | 133 |
| 3.5.1 | 事故シナリオの同定 .....                    | 133 |
| 3.5.2 | 起因事象の選定とグループ化 .....                | 134 |
| 3.5.3 | 事故シーケンス評価 .....                    | 137 |
| 3.6   | 横ずれ断層を対象とした PWR プラントの CDF 評価 ..... | 145 |
| 3.6.1 | 横ずれ断層を対象とした事故シナリオの整理 .....         | 145 |
| 3.6.2 | フラジリティ評価手法の検討 .....                | 145 |
| 3.6.3 | CDF の試評価 .....                     | 155 |
| 3.7   | 試評価結果の解釈・考察 .....                  | 163 |
| 3.7.1 | 試評価の結果について .....                   | 163 |
| 3.7.2 | 断層変位 PRA 手法の有効性について .....          | 167 |
| 3.7.3 | フラジリティの感度について .....                | 168 |
| 3.7.4 | 実機適用に向けた課題 .....                   | 170 |
| 3.8   | まとめ .....                          | 173 |
| 4.    | 断層変位 PRA に基づくリスク情報の活用方法の提案 .....   | 177 |
| 4.1   | 既設プラントの場合 .....                    | 177 |
| 4.2   | 新設プラントの場合 .....                    | 182 |
| 4.3   | 原子力施設以外への活用 .....                  | 183 |
| 4.4   | 断層変位 PRA の運用に関わる課題 .....           | 185 |
| 4.4.1 | 詳細評価 .....                         | 185 |
| 4.4.2 | 概略評価 .....                         | 188 |
| 4.4.3 | ストレステスト .....                      | 189 |
| 4.5   | まとめ .....                          | 190 |

|       |                                    |     |
|-------|------------------------------------|-----|
| 5.    | 断層変位と地震動とを重畳した PRA に関する手法の提案 ..... | 195 |
| 5.1   | 地震動との重畳評価について .....                | 195 |
| 5.1.1 | 重畳ハザード評価.....                      | 195 |
| 5.1.2 | 事故シナリオ評価.....                      | 204 |
| 5.1.3 | フラジリティ評価.....                      | 205 |
| 5.1.4 | 事故シーケンス評価.....                     | 206 |
| 5.2   | 地震動との重畳の感度解析 .....                 | 206 |
| 5.3   | まとめ.....                           | 209 |
| 6.    | 結論.....                            | 213 |
| 6.1   | 各章のまとめ.....                        | 213 |
| 6.2   | 今後の課題.....                         | 216 |
| ■     | 謝辞.....                            | 221 |
| ■     | 参考文献.....                          | 223 |
| ■     | 付録 1 用語集 .....                     | 231 |
| ■     | 付録 2 断層変位フラジリティの妥当性検討.....         | 243 |
| ■     | 付録 3 仮想プラントにおける事故シーケンス評価.....      | 277 |

## 図一覧

|            |                                       |    |
|------------|---------------------------------------|----|
| 図 1.1.5-1  | 主な断層変位 .....                          | 8  |
| 図 1.4-1    | 断層変位 PRA の概念及び評価を構成する項目と本論文との関係 ..... | 14 |
| 図 2.1.1-1  | 断層変位 PRA の流れ（炉心損傷頻度評価の場合） .....       | 23 |
| 図 2.1.5-1  | 断層変位ハザード曲線の例 .....                    | 25 |
| 図 2.1.6-1  | 断層変位フラジリティ曲線の例 .....                  | 26 |
| 図 2.2.1-1  | 主排気ダクトのずれ（1号機の例） .....                | 28 |
| 図 2.2.1-2  | 3号機 所内変圧器での二次側母線短絡による火災 .....         | 29 |
| 図 2.2.1-3  | 1号機 屋外消火配管の破損 .....                   | 29 |
| 図 2.2.1-4  | RC 構造物の被害（左：剛基礎支持，右：柔基礎支持） .....      | 30 |
| 図 2.2.1-5  | 鉄塔基礎の被害 .....                         | 30 |
| 図 2.2.1-6  | 断層により崩壊した石岡ダムのゲート .....               | 31 |
| 図 2.2.1-7  | Bei-Fung 橋の崩壊 .....                   | 31 |
| 図 2.2.1-8  | Duzce-Bolu 高架橋の被害 .....               | 32 |
| 図 2.2.1-9  | 放水トンネル内の損傷状況 .....                    | 33 |
| 図 2.2.1-10 | 放水路トンネル被害状況 .....                     | 33 |
| 図 2.2.1-11 | 2016 年熊本地震における断層変位による建物の損傷 .....      | 34 |
| 図 2.2.1-12 | 文献による断層と実際に観測された断層の比較 .....           | 34 |
| 図 2.3.3-1  | 事故シナリオの同定の流れ .....                    | 45 |
| 図 2.3.3-2  | 事故シナリオの影響と発生確率に応じた事故シナリオの分類 .....     | 47 |
| 図 2.3.3-3  | 事故シナリオのスクリーニング方法 .....                | 48 |
| 図 2.3.4-1  | 断層変位の年超過頻度の評価概念（高尾・他（2013）による） .....  | 51 |
| 図 2.3.4-2  | 高尾・他（2013）による主断層による断層変位の年超過頻度算定の概要 .. | 51 |
| 図 2.3.4-3  | 高尾・他（2013）による副断層による断層変位の年超過頻度算定の概要 .. | 52 |
| 図 2.3.5-1  | 2016 年熊本地震における益城町での変位・加速度波形 .....     | 54 |
| 図 2.3.5-2  | 逆断層による断層走向直交方向の圧縮力が建屋に作用するイメージ .....  | 56 |
| 図 2.3.5-3  | 断層変位に対する建屋 FEM 解析例 .....              | 62 |
| 図 2.3.5-4  | 建屋基礎版における破壊ラインのイメージ（平面図） .....        | 62 |
| 図 2.3.5-5  | 想定破壊ラインの損傷確率の算定結果のイメージ .....          | 64 |
| 図 2.3.5-6  | 断層変位による荷重の考え方 .....                   | 66 |
| 図 2.3.5-7  | 応答解析による方法でのフラジリティ評価の流れ .....          | 77 |
| 図 2.3.5-8  | 損傷確率 $F(d)$ の算定方法（模式図） .....          | 78 |
| 図 2.3.5-9  | 近似したフラジリティ曲線（模式図） .....               | 78 |
| 図 2.3.5-10 | 係数法の概念 .....                          | 80 |



|            |   |     |
|------------|---|-----|
| 図 2.3.5-11 | 係数法でのフラジリティ評価の流れ .....                          | 81  |
| 図 2.3.5-12 | 応答係数のイメージ .....                                 | 84  |
| 図 2.3.5-13 | 原子炉格納容器の形式 .....                                | 91  |
| 図 2.3.5-14 | 地震規模評価に関する CBR の例 .....                         | 94  |
| 図 2.3.5-15 | SSHAC レベル 2 の手順 .....                           | 96  |
| 図 2.3.6-1  | 断層変位が作用する確率の概念 .....                            | 99  |
| 図 3.1-1    | 仮想プラントに対する断層変位の想定 .....                         | 106 |
| 図 3.1-2    | 仮想プラント最下層での機器配置 .....                           | 106 |
| 図 3.3-1    | 試評価用断層変位ハザード曲線 .....                            | 111 |
| 図 3.4.1-1  | 原子炉建屋 FEM 解析モデル .....                           | 113 |
| 図 3.4.1-2  | 全体モデル変形図 (スケール : 10 倍) .....                    | 113 |
| 図 3.4.1-3  | 基礎版の解析検討結果例 .....                               | 113 |
| 図 3.4.1-4  | 「検定比=1.0」の場合の発生応力と耐力の関係の仮定 .....                | 114 |
| 図 3.4.1-5  | 本評価での検定比と損傷確率の関係 .....                          | 114 |
| 図 3.4.1-6  | 破壊想定ラインの A,B,C 3 領域の検定比の設定 (断層変位量 : 30cm) ..... | 115 |
| 図 3.4.1-7  | 基礎版の面外せん断破壊に対するフラジリティ曲線の試評価結果 .....             | 117 |
| 図 3.4.2-1  | 建屋直下で断層変位が生じた場合のイメージ .....                      | 118 |
| 図 3.4.2-2  | 断層変位量と傾斜角度の考え方 .....                            | 121 |
| 図 3.4.2-3  | 評価対象機器 (タンク) の模式図及び諸元 .....                     | 122 |
| 図 3.4.2-4  | 断層変位フラジリティ曲線 (静的機器 タンク胴板 座屈) .....              | 125 |
| 図 3.4.2-5  | 断層変位フラジリティ曲線 : 対数表示 (静的機器 タンク胴板 座屈) .....       | 126 |
| 図 3.4.2-6  | 断層変位フラジリティ曲線 (静的機器 タンク基礎ボルト せん断) .....          | 128 |
| 図 3.4.2-7  | 断層変位フラジリティ曲線 : 対数表示 (静的機器 タンク基礎ボルト せん断)<br>128  |     |
| 図 3.4.2-8  | 潤滑油装置の概念図 .....                                 | 130 |
| 図 3.4.2-9  | 断層変位フラジリティ曲線 (動的機器 ポンプ 機能維持) .....              | 132 |
| 図 3.4.2-10 | 断層変位フラジリティ曲線 : 対数表示 (動的機器 ポンプ 機能維持) .....       | 132 |
| 図 3.5.3-1  | 起因事象イベントツリー .....                               | 138 |
| 図 3.5.3-2  | 緩和系イベントツリーの例 : 2 次系の破断 .....                    | 138 |
| 図 3.5.3-3  | フォールトツリーの例 : 空冷式非常用発電装置 .....                   | 139 |
| 図 3.6.2-1  | 横ずれ断層解析モデル .....                                | 146 |
| 図 3.6.2-2  | 基礎版の鉄筋ひずみ (変位量 横ずれ 30cm) .....                  | 147 |
| 図 3.6.2-3  | 基礎版の面内せん断ひずみ (変位量 横ずれ 30cm) .....               | 147 |
| 図 3.6.2-4  | 基礎版の面外せん断 (検定比) (変位量 横ずれ 30cm) .....            | 148 |
| 図 3.6.2-5  | 地下外壁の面内せん断ひずみ (変位量 横ずれ 30cm) .....              | 148 |
| 図 3.6.2-6  | 地下外壁の面外せん断 (検定比) (変位量 横ずれ 30cm) .....           | 149 |

|            |  |     |
|------------|--|-----|
| 図 3.6.2-7  | 断層変位が原子炉建屋・補助建屋へ与える影響の評価例.....                           | 149 |
| 図 3.6.2-8  | 横ずれ断層変位に対する地下外壁のフラジリティ曲線の推定結果.....                       | 151 |
| 図 3.6.3-1  | 本評価で想定した断層の発生位置.....                                     | 157 |
| 図 3.6.3-2  | 損傷機器の特定の考え方.....   | 158 |
| 図 3.6.3-3  | 起因事象イベントツリー.....   | 159 |
| 図 3.6.3-4  | 断層タイプによる炉心損傷頻度の比較 (F2 断層) .....                          | 162 |
| 図 3.7.1-1  | 断層変位作用位置の考え方 (直接炉心損傷の場合) .....                           | 164 |
| 図 3.7.1-2  | 断層変位作用位置の考え方 (渡り配管の場合) .....                             | 165 |
| 図 3.7.1-3  | 断層変位が建屋周辺で出現する場合のイメージ.....                               | 166 |
| 図 3.7.3-1  | 各感度解析ケースのフラジリティ曲線 (平均値フラジリティ曲線) .....                    | 170 |
| 図 4.1-1    | 断層変位 PRA に基づく設備対応の意思決定に関するフロー.....                       | 179 |
| 図 4.1-2    | 基礎部の一体化イメージ (変圧器ダクトに関する対策例) .....                        | 180 |
| 図 4.1-3    | 屋外消火栓配管の地上化.....   | 181 |
| 図 4.1-4    | 消火用配管のフレキシブルジョイント方式.....                                 | 181 |
| 図 4.1-5    | 合成樹脂製多孔管を用いたケーブル敷設.....                                  | 182 |
| 図 5.1.1-1  | ハザード定義位置変更のイメージ.....                                     | 196 |
| 図 5.1.1-2  | ハザード定義位置に関する検討概要.....                                    | 197 |
| 図 5.1.1-3  | 解析モデルの概要.....  | 198 |
| 図 5.1.1-4  | 合成変位分布 ケース 1a ( $V_s2000/2000$ 、 $K_v=0.5$ 、上載圧なし) ..... | 199 |
| 図 5.1.1-5  | 合成変位分布 ケース 1b ( $V_s2000/2000$ 、 $K_v=1.0$ 、上載圧なし) ..... | 200 |
| 図 5.1.1-6  | 合成変位分布 ケース 2a ( $V_s200/200$ 、 $K_v=0.5$ 、上載圧なし) .....   | 200 |
| 図 5.1.1-7  | 合成変位分布 ケース 2b ( $V_s200/200$ 、 $K_v=1.0$ 、上載圧なし) .....   | 201 |
| 図 5.1.1-8  | 合成変位分布 ケース 3a ( $V_s200/2000$ 、 $K_v=0.5$ 、上載圧なし) .....  | 201 |
| 図 5.1.1-9  | 合成変位分布 ケース 3b ( $V_s200/2000$ 、 $K_v=1.0$ 、上載圧なし) .....  | 202 |
| 図 5.1.1-10 | 合成変位分布 ケース 4 ( $V_s2000/2000$ 、 $K_v=0.5$ 、上載圧あり) .....  | 202 |
| 図 5.1.2-1  | 主断層と評価対象地点との距離による影響の考え方 (イメージ) .....                     | 205 |
| 図 5.2-1    | 地震動を考慮した感度解析結果 (F1 断層+地震) .....                          | 207 |
| 図 5.2-2    | 地震動を考慮した感度解析結果 (F2 断層+地震) .....                          | 208 |
| 図 5.2-3    | 地震動を考慮した感度解析結果 (F3 断層+地震) .....                          | 208 |
| 図 5.2-4    | 地震動を考慮した感度解析結果 (全断層同時発生+地震) .....                        | 209 |

## 表一覧

|           |   |     |
|-----------|---|-----|
| 表 1.1.4-1 | 主要な外部事象に対する PRA の整備状況（令和元年現在） .....     | 7   |
| 表 2.3.5-1 | 断層の種類による損傷モードの関係 .....                  | 55  |
| 表 2.3.5-2 | 土木構造物の損傷モードと構造上の許容限界等の目安値に関する調査結果 ..... | 56  |
| 表 2.3.5-3 | 断層変位に伴う建屋の損傷モードに対応した損傷シナリオ .....        | 58  |
| 表 2.3.5-4 | 断層変位による損傷シナリオに基づく事故シナリオの分析 .....        | 60  |
| 表 2.3.5-5 | 機器種別ごとの断層変位による損傷部位・要因の整理 .....          | 69  |
| 表 2.3.5-6 | 応答係数 F2 に関連する不確かさ要因 .....               | 86  |
| 表 2.3.5-7 | 応答係数 F3 に関連する不確かさ要因 .....               | 87  |
| 表 2.3.5-8 | 応答係数 F4 に関連する不確かさ要因 .....               | 87  |
| 表 2.3.5-9 | SSHAC の活用レベルの概要 .....                   | 96  |
| 表 3.2.1-1 | 評価対象機器リスト .....                         | 108 |
| 表 3.2.2-1 | 評価対象機器のグルーピング及びスクリーニング .....            | 110 |
| 表 3.4.1-1 | 基礎版・耐震壁の構造健全性評価の指標 .....                | 112 |
| 表 3.4.1-2 | 既往検討から設定した断層変位 30cm のときの基礎版の損傷確率 .....  | 116 |
| 表 3.4.1-3 | フラジリティ曲線試算のための検定比想定と損傷確率 .....          | 116 |
| 表 3.4.2-1 | タンク胴板の応答評価結果 .....                      | 123 |
| 表 3.4.2-2 | タンク基礎ボルトの応答評価結果 .....                   | 123 |
| 表 3.4.2-3 | 横型ポンプの評価対象部位と設置面傾斜により想定される影響 .....      | 130 |
| 表 3.5.2-1 | 起回事象の選定 .....                           | 134 |
| 表 3.5.2-2 | 起回事象のグループ化 .....                        | 136 |
| 表 3.5.3-1 | 断層変位量区分ごとの平均発生頻度 .....                  | 140 |
| 表 3.5.3-2 | 炉心損傷頻度評価結果（縦ずれ断層の場合） .....              | 141 |
| 表 3.5.3-3 | 起回事象別炉心損傷頻度評価結果(1) .....                | 142 |
| 表 3.5.3-4 | 起回事象別炉心損傷頻度評価結果(2) 主要事故シナリオの例 .....     | 142 |
| 表 3.5.3-5 | FV 重要度評価結果（F1 断層） .....                 | 144 |
| 表 3.5.3-6 | FV 重要度評価結果（F2 断層） .....                 | 144 |
| 表 3.5.3-7 | FV 重要度評価結果（F3 断層） .....                 | 144 |
| 表 3.6.2-1 | 建屋内設置機器の損傷シナリオ .....                    | 152 |
| 表 3.6.2-2 | 断層が機器直下以外の場合の発生の場合の建屋外機器損傷シナリオ .....    | 153 |
| 表 3.6.2-3 | 断層が機器直下で発生の場合の建屋外機器損傷シナリオ .....         | 154 |
| 表 3.6.3-1 | 縦ずれ断層及び横ずれ断層が建屋内設備に与える影響の特徴 .....       | 156 |
| 表 3.6.3-2 | 炉心損傷頻度評価結果（横ずれ断層の場合） .....              | 160 |
| 表 3.6.3-3 | 断層変位量区分毎の炉心損傷頻度（横ずれ断層の場合） .....         | 161 |

|           |                                |     |
|-----------|--------------------------------|-----|
| 表 3.7.1-1 | 地震 PRA と断層変位 PRA の CDF 比較..... | 167 |
| 表 3.7.3-1 | ベースケースのフラジリティ .....            | 169 |
| 表 3.7.3-2 | 感度解析ケース .....                  | 169 |
| 表 4.3-1   | 断層変位 PRA の原子力施設以外への適用.....     | 184 |
| 表 5.1.1-1 | 解析ケース.....                     | 199 |

# 第 1 章

## 序論



## 1. 序論

本研究の主要な目的は、原子力施設のリスク評価体系の整備のために、自然外部ハザードのひとつとして断層変位に着目して確率論的リスク評価 (PRA) の手法を新たに構築するとともに、その原子力施設への適用性を示すものである。

なお、ここでいう手法とは、PRA としての最終的な結果を得るために関連付けられた技術的要素の構成とそれらの入出力の取り扱いを示すものであり、物理現象や統計に関する計算式などを指すものではない。

本研究では、世界で初めて断層変位 PRA として一貫した手法を提示するとともに、その手法で断層変位によるプラントリスクの定量化が可能であることを示すものである。あわせて、断層変位 PRA によって得られる情報の活用の可能性について示すとともに、実在のプラントで評価を行う場合に発生する課題を明らかにすることで、将来的な手法の発展・高度化へと繋げることが目的である。

本章では、本論文の序論として上記の目的に関わる背景やリスク評価を取り巻く状況について述べる。

### 1.1 研究の背景と断層変位 PRA の必要性

#### 1.1.1 原子力規制とリスク評価に関する背景

原子力発電は、ベースロード電源として我が国の電源構成において極めて重要な地位を占めていたが、2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第1原子力発電所における過酷事故の発生以来、社会的な批判により非常に厳しい立場にあるといわざるをえない。一方で、この事故は従来の規制や設計の考え方の限界を示す契機となった。すなわち、決定論的に設定された条件を満足することを求める規制とそれを前提とした設計とでは、どうしても「設計想定外」となる事象が発生し、それに対しては無防備となってしまふ。また、決定論的な発想で「設計想定外」を避けようとする、要求条件が単純に厳しくなる一方であり、結果としてプラント運用コストの受け入れられない増加につながり、原子力発電の経済的な成立性が失われることになる。このような事態は現実に発生しており、過剰ともいえる規制要求の強化によって、大規模な改造工事や廃炉を余儀なくされる原子力発電プラントが発生している。結果として電気料金への影響はいうまでもなく、ひいては我が国のエネルギー安全保障に重大な影響を及ぼすことにつながり、このような規制や設計の姿勢は国益にかなうものとは考えられない。

福島第1原子力発電所事故以降の批判とその後の規制強化に向けた現実的な解のひとつとして、確率論に基づくリスク評価を活用することが近年注目されている。リスク評価は、ある事象の発生する確率とその影響を客観的かつ定量的に示すものであるが、我が国では文化的に受け入れられにくい考え方ともいえる。しかしながら、原子力発電を存続させるためには、規制当局・事業者共にリスク評価に基づく合理的な意思決定を行う方向に舵を切る

必要がある。このためには規制当局への働きかけとともに、社会へ向けた説明と合意の形成を確立する必要があり、これに向けてリスク評価に関わる手法を適切に構築し体系化する必要がある。

### 1.1.2 原子力規制の考え方とリスク評価の活用

リスクとは、端的に言えば事象の発生確率とその事象が発生した時の影響の組合せ、といえる。また、リスク評価とはこれを評価することで、評価対象についてどのような（一般的には好ましくない）現象が起こるのか、それが発生する可能性はどの程度か、それによってどのような影響が発生するのか、を明らかにするものである。このようなリスク評価の代表的なツールとしては確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）が一般的である。PRAでは、その最終的な出力として、評価しようとする原子力施設の事故状態（炉心損傷、格納容器機能喪失、放射性物質の大量放出、など）の発生頻度と、それに対する設備ごとの寄与度・重要度を定量的に示すことができ、このような情報をプラント設計の合理化や、運用の意思決定、社会に対する説明を行うことに活用することができる。

現在の原子力施設の設計は、規制当局によって定められた評価条件・基準値を満足するように設備の仕様などを設定する、決定論的な考え方に立脚するものである。また、現状の規制要求として、極めて発生頻度が低い事象に対しても決定論的な評価とそれに基づく設計や運用の対応を求める傾向がある。様々な自然外部事象のうち、特に断層変位については、商業用原子力発電炉に係る新規基準（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則）において、建屋の下に活断層があった場合はその素性に関わらず、立地を認めない（設置許可が認められない）ことになっている。これは、当該の断層を起因とする地震動や断層変位量による影響の程度を無視して、一律に設置許可を認めなくするという、極めて非合理的なものといえる。これは、規制としての要求事項を定めるにあたって、その根拠とできるだけのリスク評価方法が未整備ということもあるが、そもそも確率論に基づくリスクの観点に立脚するという発想が規制当局に欠如していることが原因といえる。

このような方針の下では、規制当局・事業者ともに、新たな災害が起こるたびに発生する規制要求の強化とそれに対応するためのコスト増大という悪循環に陥ることになる。また、上記の断層変位の例のように、要求の内容によっては、いずれ設備対応の実施可能性やコストの面から、規制要求に適応させるための対応が不可能になる、すなわち、廃炉以外の選択肢がなくなるところが来ると考えられる。日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」専門委員会報告書「断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策」[1]では、「リスク抑制のための施策は、原子力施設の利用又は活動を、科学的根拠に基づく合理的な理由なく制限するものであってはならない。ハザードが生じる“可能性が否定できない”との判断で根本原因を排除してゼロリスクを目指すことは、その工学システムの社会に対する有益な機能も享受しないという選択となってしまう。」として、現状の規制当局・事業者のリス



クに対する姿勢に警鐘を鳴らしている。

このような状況に対して、リスク評価によって得られる情報を活用することを考えると、より合理的・現実的な規制体系・設計体系を実現することができる。すなわち、受容可能なリスクの程度（リスク目標）の共通認識を得ることが前提として必要であるが、そのリスク目標から逸脱する要因に絞ってリソースの投入を検討するというものであり、規制当局もそのようなプロセスを受け入れる制度設計を行うことになる。上記の建屋直下の断層に関する例でいうと、仮に建屋直下に活断層が存在したところで、それによっておこるリスクがリスク目標に対して無視できるレベルに小さい（例えば、その断層を起因とする炉心損傷頻度が $1 \times 10^{-10}$ /炉年（100億年に1回）を下回る、といった）場合は考慮する必要なしと扱う、あるいは、リスクが無視できない場合は、そのリスクへの寄与度の高い要因に集中して改善することで目標を達成できるまでリスクを低減させる、という対応が可能になる。但し、このようなリスク目標については、我が国の場合、社会的にはともすれば「事故が起こる可能性を容認している」とも受け取られかねないので、社会に対する説明とリスク目標に関する社会的な合意形成を進めることが、非常に重要といえる。

ここで述べたようなリスク評価に基づく規制・設計体系が確立されれば、設備の利用率の向上にもつながり、原子力にとって発展的な環境に近づくことができるが、我が国においてはまだその端緒についたばかりといえる。

### 1.1.3 現在の原子力規制におけるリスク評価の扱い

前述のとおり、我が国の原子力規制におけるリスク評価の活用は発展途上であるが、現在までにいくつかの観点でリスク評価を行うことが求められてきている。

規制当局から、特に外部事象の確率論的なリスクについて明確な言及がされるようになったのは、平成18年に原子力安全委員会（当時）によって決定された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」[2]において「残余のリスク」の記載が盛り込まれて以来である。「残余のリスク」とは同指針の中で「策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすこと」のリスクであり、この存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力がはらわれるべきである、とされている[2]。この指針では、このリスクに関する評価の要求自体は記載されていないが、別途安全審査とは別に定量的評価の結果の報告を行政庁から事業者に求めるという扱いがされていた。

次に、福島第1原子力発電所事故を受けて平成24年6月に改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、原子炉等規制法という）」[3]に基づき、新たに発足した原子力規制委員会により新規規制基準が制定された。この中で、重大事故等対策（炉心損傷防止及び格納容器破損防止）が新設され、この有効性評価を実施する事故シーケンスグループの抽出を目的として、内的事象 PRA(出力時レベル1及び1.5、停止時)と外部

事象 PRA（出力時地震、出力時津波）が実施されるようになった。この結果、原子炉施設の設置許可申請において PRA の内容が記載されることになり、これが我が国の原子力施設の許認可における公式の PRA の提示として初のものとなった。但し、この時は上記のように重要な事故シーケンスの抽出が目的であり、リスクの定量化とその活用についてはあまり考慮されていないものである。

また、上記の原子炉等規制法の改正の中で「発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価」に関する条文が新設され、関連規則等で原子力発電所施設の定期検査終了時点の状態を対象として、当該定期検査の終了後 6 ヶ月以内に評価を実施し、その後遅滞なく届け出を行うことが定められた[3]。この「安全性向上評価」について平成 25 年に原子力規制委員会により「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」[4]が制定された。このガイドで要求されている事項のうち「安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査及び分析」の一環として、内部事象 PRA、外部事象 PRA、及び安全裕度評価（いわゆるストレステスト）を行うことが求められている。外部事象 PRA で対象とする事象としては、PRA 実施手法の成熟状況に応じ段階的に拡張していくものとされ[4]、令和元年現在では地震・津波を対象としてレベル 1PRA 及びレベル 2PRA が実施されている。安全性向上評価では、PRA によって得られる炉心損傷頻度（CDF）・格納容器機能喪失頻度（CFF）の定量値とそれらに関わる設備の重要度が届出書に記載される形で報告されており、原子力規制委員会により示された安全目標（性能目標）を満足するかどうかの観点での検討も行われている。また、その結果を受けた設備改良等に関する方針も示されており、リスク情報の活用に向けた取り組みが行われつつあるといえる。なお、上記の安全目標（性能目標）の値については、原子力規制委員会で提示されるにとどまっており、正式な規制要求としての位置づけや、今後の規制における扱いが曖昧なままとなっているのが今後の課題といえる。

#### 1.1.4 安全性向上評価における PRA

原子力発電所の安全性向上評価において、外部事象 PRA で対象とする事象はその手法の成熟状況に応じて決定するものとされている[4]。我が国では、原子力規制の分野でのリスク情報の活用が遅れていたことは上述の通りであるが、30 年以上前から日本原子力研究開発機構や原子力安全基盤機構（及びそれぞれの前身組織）、原子力学会、事業者において PRA（福島第 1 原子力発電所事故以前は、確率論的安全性評価（Probabilistic Safety Assessment : PSA）と呼んでいた）に関する研究と手法の整備は進められてきた。但し、対象となったのは影響が大きいとされる地震・津波が主であり、その他のハザードについてはこの二つほど整備が進んでいないのが現状である。主要な外部事象として考えられるハザードと、それぞれに対する PRA としての令和元年現在の整備状況を表 1.1.4-1 にまとめる。この整理から、PRA の手法整備に向けた研究が必要な事象のうち優先度の高いものとして断層変位を挙げることができる。

表 1.1.4-1 主要な外部事象に対する PRA の整備状況（令和元年現在）

| 外部事象 | PRA の整備状況   |
|------|---|
| 地震   | 原子力学会実施基準が発行済。<br>2015年に第2版が発行され、第3版の策定検討中。                             |
| 津波   | 原子力学会実施基準が発行済。<br>2017年に第2版が発行。   |
| 内部溢水 | 原子力学会実施基準が2012年に発行済。  |
| 火災   | 国内実施基準は未整備。<br>米国において実施基準があり。これを参考に国内基準策定に向けた研究中。                       |
| 随伴事象 | 国内実施基準は未整備。<br>地震・津波・地震・内部溢水の随伴事象について原子力学会実施基準の策定に向けた検討中                |
| 竜巻   | 評価手法未整備。手法確立に向けた研究の動きはあり。   |
| 火山   | 評価手法未整備。手法確立に向けた研究の動きはあり。   |
| 断層変位 | 評価手法未整備。<br>地震 PRA 実施基準において、評価を求める記載あり[5]。<br>実プラント（敦賀・志賀）において課題となっている。 |
| その他  | ・影響高頻度低の事象：隕石落下など<br>・頻度高影響低の事象：強風・霧など<br>→いずれも検討の優先度としては高くならない         |

### 1.1.5 断層変位とその影響について

1.1.2 項では、原子力発電所において断層変位に対して極めて厳しい規制要求が定められていることを述べたが、以下ではこの断層変位という現象の概要及びそれが地上の施設に引き起こす影響とその取扱いについて述べる。

断層変位とは、活断層の活動等に伴って地盤の一部にせん断変位（ずれ・食い違い）が生じる現象である[1]。日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」専門委員会報告書“断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策”[1]によると、変位としては、震源断層の地表延長部として認識される主断層及び主断層から派生した分岐断層や、それらの周囲に副次的に生じた副断層による断層変位が知られており、それ以外にも、重力性の地すべり、岩盤の膨潤に伴う地層の変位、更には地盤の変状によって生じる相対変位等がある[1]。主な断層変位について図 1.1.5-1 に示す。

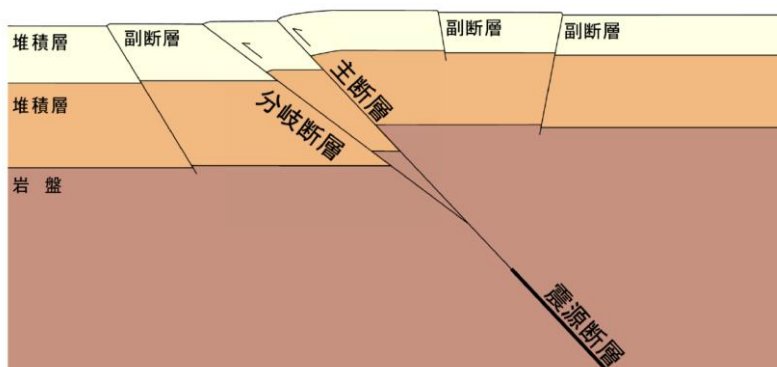


図 1.1.5-1 主な断層変位[1]

一般建築の場合は、このような断層変位の影響を受けて構造的な損傷が発生することで、その施設が使用できなくなることによる、経済的な損失、道路や鉄道の損傷による交通網の機能低下、住宅や生活インフラの損傷などによる生活環境の観点からの問題などが発生することが考えられる。このため、断層変位に対する対策を実際に導入した建築物が建設されている。例えば、久田(2008)[6]によると、長大な土木構造物ではそのルート上に活断層が存在する可能性が高く、また、仮に活断層が存在するとわかっていたとしてもそれを避けることは困難であるから、地盤変形を構造物内で吸収するなどの様々な対策が既に行われており、断層によるずれをフレキシブル配管で追従するパイプラインやスリップ・ジョイントで吸収するダム、液状化対策ではあるが地盤変形に対応可能なサンフランシスコの新ベイブリッジなどが実際に建設されている。より小規模な家屋などの建築物の場合では、直下での活断層の有無を把握することは難しいため、建物基礎を丈夫なべた基礎とし、横ずれ断層に対しては断層すべりを基礎版の下で滑らせたり、地盤を塑性化することで地盤変形の影響を遮断するような対策が取られる。また、基礎版が丈夫な耐震建築であれば、建物が傾斜してもジャッキなどで戻すことによる復旧を期待することができる。[6]

また、建築規制としては、同じく久田(2008) [6]によると、米国カリフォルニア州において、1972年にカリフォルニア州活断層法が施行され、活断層が発見された場合、断層線の上または断層線から50フィート(約15m)以内に人が住む建物を造ることはできず、既設の構造物は耐震補強を行う、また、人家以外の建築物は、活断層から1/4マイル(約400m)以内では地表に変位を生じる恐れがないと判断された場合のみ建築が許可される、という規制が行われている。国内においても、横須賀市や西宮市では活断層が存在するとされるエリアについて行政指導による建築制限も行われている。[6]

一方、原子力施設の場合には、損傷を受けた時のリスクとして一般建築にはないものが存在する。断層変位が原子力施設の敷地内で発生した場合には、建屋・構築物や機器類に構造的な損傷や機能不全を引き起こすことが考えられる。すなわち、建屋・構築物や屋外設置機器の直下で断層変位が発生した場合には、躯体に作用する曲げやせん断による構造的な破壊が考えられる。また、建屋・構築物や機器の直下で断層変位が発生しない場合でも、地盤

の傾斜による影響を受けることが考えられる。特に、建屋・構築物の躯体損傷が発生した場合については、その内部に設置されている原子炉の安全上重要な設備（例えば、補機冷却系統など）が影響を受け、炉心損傷・格納容器機能喪失から放射性物質の放出に至ることがリスクとして考えられる。

これに対する対策としては、既設プラントの場合は、機器類のように動かすことのできるものであれば断層変位による影響を避けられる位置に移動させることが考えられる。建屋・構築物の場合は移動させることができないので、断層変位の影響を受けると想定される部分の剛性を向上させるような補強工事を実施するような対策をとるほかない。一方、新設プラントの場合は、立地選定の段階で断層変位の影響を受けない土地を選定する、あるいは配置設計の段階で断層変位の影響を受けない、若しくは緩和できるような建屋・機器配置とするような対策が基本である。しかし、立地や配置の事情で断層変位の影響を受けない場所を選ぶことができない場合や、立地や配置が決まった後で断層が発見された場合には、上記の既設プラントの場合と同様の対策を講じることになる。

以上のように、現象に対する設備対応としては機器の移動か建屋・構築物の補強を行うしかないが、断層変位によるリスクを適切に定量化することで、設備対応の要否判断のような、対応策の意思決定につなげることができる。しかしながら、現在の規制当局の方針は断層変位の可能性の有無のみで設置許可の判断をするものであり[1]、いわば断層が 1mm でも動く可能性があれば設置を許可しないというものである。このような規制の方針は、断層変位が「ない」ことの証明（いわゆる、「悪魔の証明」）を求めているものであり、原子力安全にかかわるリスクに向き合う姿勢に欠けているものといわざるをえない。このような、非合理的な基準のもとで、現実に存続が危ぶまれているプラントが日本原子力発電(株)の敦賀発電所 2 号機と北陸電力(株)の志賀原子力発電所 2 号機である。敷地地盤に規制当局が活断層と主張する構造が存在するために設置許可が認められない状況が続いており、両社とも莫大な資源を投入してそれらに変位を起こす虞のある断層ではないことを示すための活動を行っている。これは、リスク評価の観点での審査が認められていないことから起こっている状況である。断層変位のもつ不確実さも考慮したリスク評価により、工学的に安全性を示すことができればそもそも対応が不要であるし、そうでなくてもより合理的な対策に資源を投入するための判断ができるはずである。規制当局の姿勢が「ゼロリスク」を求めるものになっていることから、断層変位に対して「廃炉か否か」という議論にしかならないのは、工学的に健全なものとは考えられない。しかしながら、リスク評価の観点に立った議論を行うためには、それを評価するための手法が存在し、それが社会的に認められている必要がある。

#### 1.1.6 評価手法開発の必要性

断層変位についてはその有無のみに着目した規制となっていることが現実としてある以上、断層変位は原子力発電所の運用について設置許可取り消しの可能性をはらむ、極めてインパクトの大きい事象といえる。また、現時点では活断層の存在による断層変位の影響が指

摘されていないサイトであっても、敦賀発電所や志賀発電所のように、将来的に断層変位の可能性を主張されて同様な議論が起こる可能性は否定できず、そうなった場合は「廃炉か否か」の論争となり、その対応に大きな資源の投入を余儀なくされることになる。このような議論を避け、リスクの観点からの合理的な議論に持ち込むためには、現実的なリスクを示すための評価手法が必要である。また、現時点で規制当局側にリスクの観点で審査を行うような正式な制度が存在しないが、その確立に向けた働きかけを行う意味でもリスクの評価手法が整備されている必要がある。

また、国際原子力機関 (IAEA) 個別安全指針 SSG-9「Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations」では断層変位ハザードの考え方に関する記載がある程度であるが[7]、2020 年末に発行予定の改訂版においては、明確に断層変位に対する評価を求める記載が盛り込まれる見込みである[8]。すなわち、新設プラントにおいてはサイト近傍（半径 5km 以内）において主断層による断層変位が起こり得る場合、あるいはサイト敷地内に副断層による断層変位が起こりうる場合には、サイト立地を変更すべきとされている。但し、これは一般的に実効性のある工学的な解決策 (generally practicable engineering solutions) がない問題が存在する場合の立地除外条件に該当するとされているためであり[9]、逆に工学的な解決策を示すことができる場合には立地することができる解釈できる。また、既設プラントの場合には、断層変位による影響の可能性がある場合には工学的な評価を活用してプラントの安全性を検討すること、という主旨の記載がされている[8]。これが IAEA の文書として正式に発行されると、国内の既設プラントにおいても断層変位の扱いに関する議論が発生することが予想される。特に、新設プラント向けとされているものの、改訂案ではサイト敷地内若しくは近傍に断層変位が見込まれる場合はその立地は不適であると IAEA が主張しているに等しく、従来の議論の傾向を鑑みると、我が国においてはこの IAEA の主張を以て既設プラントの成立性の議論がされる可能性が高い。既設プラントの成立性に問題がないことを示すためには上記の工学的な解決策を示す必要があり、このためには断層変位に対するリスク評価の手法を整備することが急務といえる。

断層変位のリスク評価の手法として、前項で触れたような対応策に関する意思決定や社会に向けた説明に活用するためには、そのリスクの大きさを絶対値として定量的に示すだけでなく、他の事象によるリスクとの相対的な比較ができるものであること、また、有意なリスクに寄与する断層変位量の範囲や寄与度の大きい設備などの要因を抽出できるものでなければならない。このような要求に対して包括的な解を与えることができる方法は PRA の他には知られていない。しかしながら、断層変位については、PRA として一貫して体系化された手法は現時点で世界的にも例がないものである。このため、早急に断層変位を対象とした PRA の手法を構築するとともに、その PRA 結果から得られる情報を活用するための方策を整備することが必要である。

## 1.2 断層変位に関する評価の現状

前節で述べたように断層変位 PRA として体系化されたものは現時点で存在しないが、断層変位とその影響に関する研究は一部で行われており、その概要について以下に示す。

### 1.2.1 設備設計上の評価

断層変位 PRA のような検討を行う際には、地震動の場合の「耐震評価」に相当する、断層変位を入力とした場合の建屋構築物、設備及び機器（以下、SSC (Structure, System and Components) という) の健全性評価（いわば、「対断層変位評価」といえるもの）の結果がとして必要となる。しかしながら、原子力施設内の重要施設は断層の影響を受けないことを前提とされていることもあり、SSC について断層変位に関する健全性評価は実施されていないのが現状である。一方で、断層変位を入力としたときの決定論的な健全性評価は、対象とする SSC に断層変位によって生じる静的な荷重などを作用させた計算により、評価を行うこと自体は技術的に可能である。また、後に示す参考文献[1][10][11]においても、決定論的な健全性評価の考え方について紹介・解説が記載されており、2章以降で示す断層変位脆弱性評価のとなる断層変位に対する健全性評価を行う際に参照することができる。

### 1.2.2 リスク評価

断層変位に関するリスク評価としては、先に述べたように体系化された PRA として整備されておらず、現状では専ら断層変位の発生確率に関する確率論的ハザードの観点からの議論のみがされている。その例として、2011年に NRC によって実施された米国 Diablo Canyon Power Plant (DCPP) における評価の審査が挙げられる。この評価では、サイト近傍にある Shoreline 断層による副断層で生じる断層変位の年超過確率を算定し、地震起因の炉心損傷頻度に比べて無視できるレベルであると結論付けている[11]。確率論的断層変位ハザードについては、パイプラインなど原子力以外の分野でもすでに活用されている実績があり、以下に示すような文献において、その評価手法が整備されている[11]。

- ・ Young et al. (2003)[12]:確率論的断層変位ハザードの方法について最初に示されたもの。米国におけるデータに基づき正断層に関する評価式を提案しており、地震アプローチと変位アプローチの二つの方法を示している(2.3節参照)。
- ・ Petersen et al. (2011)[13]:横ずれ断層に関する評価式を提案している。
- ・ 高尾ほか (2013[14]、2014[15]、2016[16]):日本国内における横ずれ断層・逆断層に基づく評価式を提案するとともに、評価式の改良についての検討が示されている。

また、国内の学会・研究機関によって、断層変位に対するリスク評価について以下に示すような報告書が公開されている。

- ・ 一般社団法人 原子力安全推進協会 敷地内断層評価手法検討委員会「原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書」(平成 25 年 9 月)[11]
- ・ 土木学会 原子力土木委員会「断層変位小委員会研究報告書」(2015 年 7 月)[10]
- ・ 一般社団法人 日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会「断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書」(2017 年 3 月) [1]

いずれの報告書も、確率論的断層変位ハザードや、断層変位に対する地盤や SSC の評価についてリスク評価としてのアプローチを示しているものである。一方で、断層変位 PRA としての体系化を行おうとしているものではなく、現時点で断層変位 PRA としてまとめられた文献はない。

### 1.2.3 日本原子力学会の動向

日本原子力学会が制定した“原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015” [5]（以下、“地震 PRA 実施基準”という。）では、地震ハザード評価に反映する地震動以外の地震に起因するハザードの一つとして、断層変位ハザードも考慮することとした要求事項が規定された。ただし、当時は具体的な評価手法についての知見が十分ではなかったこともあり、実際のプラントについて地震 PRA 実施基準の記載に基づいた断層変位に対する定量的な評価が行われるには至っていない。

一方で、敷地内断層の存在が実プラントにおいて問題となる実例が発生していること、また、1.1.6 項で示した IAEA SSG-9 の改訂による要求への対応が近い将来に求められること、などの状況から、断層変位リスク評価に関する実施基準の必要性が高まったと判断され、2017 年 10 月に日本原子力学会リスク専門部会外的事象 PRA 分科会のもとに断層変位 PRA 作業会が設置された[17]。この作業会では日本原子力学会標準として断層変位 PRA 実施基準の 2020 年度の発行にむけた活動が行われており、本研究で得られた知見が反映されている。

## 1.3 本研究の目的

前節までで述べた状況をまとめると、現状では断層変位リスクに関係する情報や技術的要素、手法の知見などは断片的なものであり、リスク評価によって得られる情報を活用するためには、リスクを定量化するための PRA としての評価手法を新たに構築し、その結果から実際の原子力施設に向けたリスク情報を提供するための具体的な方法や考え方を整備することが必要であるといえる。このことから、本研究の目的を、原子力施設におけるリスク評価体系の整備とリスク情報活用のために、自然外部ハザードのひとつとして断層変位に



着目して PRA の手法を新たに構築し、その原子力施設への適用性を示すとともに、PRA による結果をリスク情報として活用する方法とあわせて提案すること、と設定した。また、本研究では世界で初めて断層変位 PRA として一貫した手法を提示するものであり、実在のプラントで評価を行う場合に発生する課題を明らかにすることで、将来的な手法の発展・高度化へと繋げるものである。

なお、断層変位は断層の動きによって発生する現象であるから、時間差はあるにせよ本質的には地震動による揺れを伴うものといえるが、断層変位と地震動との重畳による影響を評価するためには、まず断層変位単独の事象について評価方法等が把握されている必要がある。このため、本研究では、断層変位に関わる包括的なリスク評価体系を構築する端緒として、断層変位単独の事象を対象として以降の検討を行うものである。

#### 1.4 断層変位 PRA の概念

PRA は 1960 年代ごろから米国において研究開発がすすめられ、1991 年に発行された NUREG-1150[18]において体系化された手法と実プラントの評価結果が示された。これはイベントツリーとフォールトツリーを用いてプラントの構成をモデル化して事故の進展を模擬するものであり、ある設備が機能しない確率によって事象進展の分岐を考慮することで、炉心損傷に至る確率などを評価するものである。ここで、設備が機能しない確率を、断層変位が発生する頻度と断層変位により設備が損傷する確率として扱うことで、断層変位によって炉心損傷に至る頻度などの結果を得ることができる。

すなわち、断層変位 PRA は、プラントにおける事故進展をモデル化するための事故シナリオの同定、断層変位の発生頻度を求める確率論的ハザード評価、設備の損傷確率を求めるフラジリティ評価、これらを入力として事象進展の確率を定量化し炉心損傷頻度などの最終結果を求める事故シーケンス評価、という大きな 4 つの要素で構成されており、評価指標を断層変位量として評価するものである。各要素の詳細については、2 章に示すが、確率論的断層変位ハザードについては、米国の原子力発電所やパイプラインのような一般建築でも活用されている事例があり、評価手法としては概ね構築されているものといえる。また、事故シーケンス評価については、断層変位に特有の情報を反映する必要があるが、その評価方法自体は地震などの他の事象に対する PRA で行われているものと大きく変わることはない。一方で、事故シナリオとフラジリティについては、設備の損傷可能性とその影響を直接考慮するものであるため、断層変位 PRA 全体における比重として非常に大きいものといえる。特にフラジリティについては、断層変位に対する原子力施設の建屋・構築物及び機器の健全性に関する評価が行われていなかったことから、その評価方法や不確実さの考え方まで新たに検討する必要がある。このことから、本研究における検討では、主に事故シナリオとフラジリティ、さらにそれらに関わる情報収集の考え方に着目して手法を構築している。

断層変位 PRA の概念及び評価を構成する項目と本論文との対応関係を図 1.4-1 に示す。

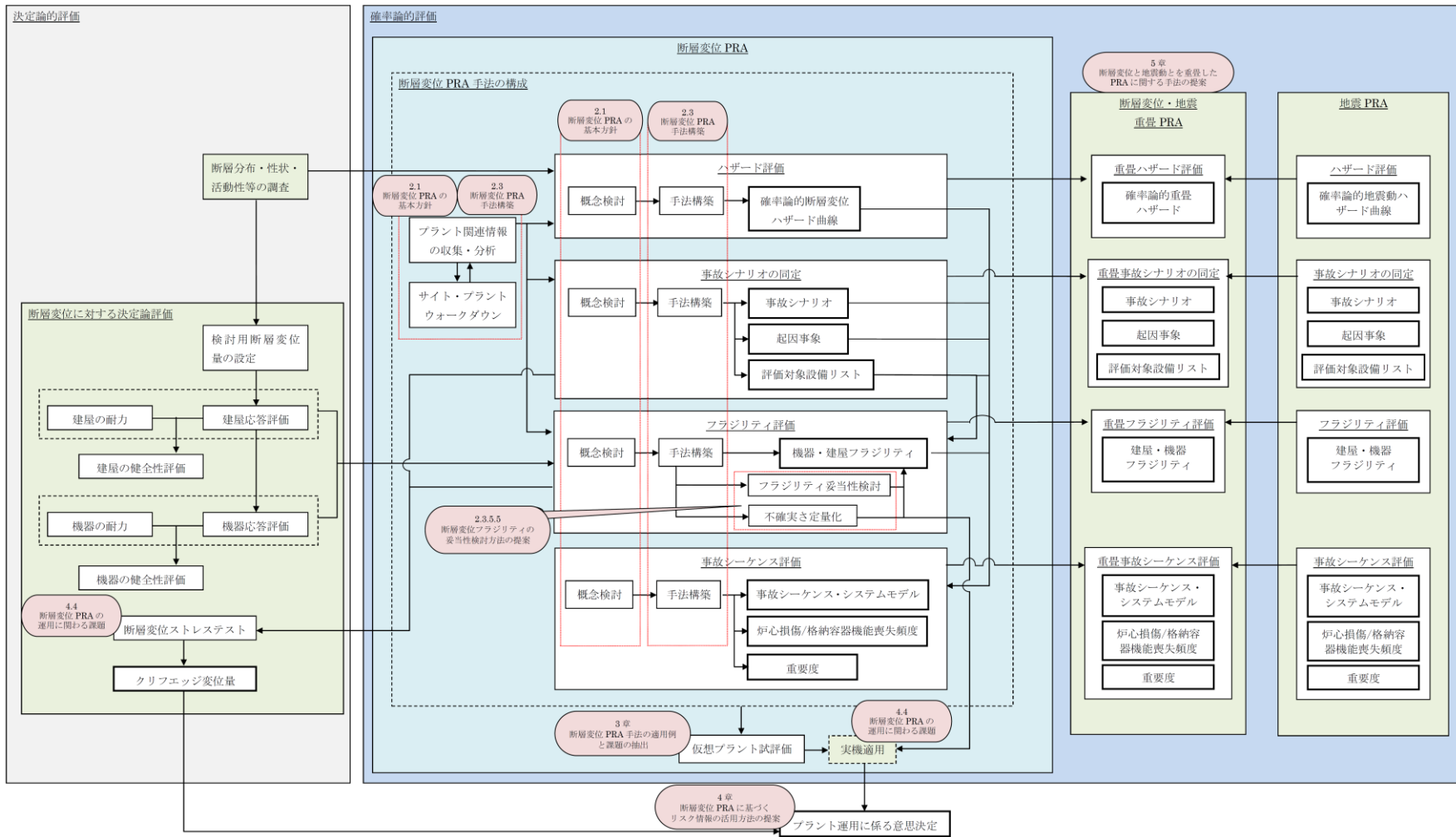


図 1.4-1 断層変位 PRA の概念及び評価を構成する項目と本論文との関係

## 1.5 本論文の構成及び概要

本論文は全6章からなる。これらの章と断層変位 PRA を構成する項目との対応関係は図 1.4-1 に示した通りである。以下では、各章の概要について示す。

2章では、断層変位 PRA の手法構築に向けた一連の検討について述べる。

まず 2.1 節において、1.4 節で述べた断層変位 PRA の概念に基づき、PRA としての一連の評価の流れに沿って実施することが必要な内容について、断層変位 PRA の基本方針として示す。断層変位 PRA は前例のないものであることから、断層変位 PRA の構成自体が具体化されていないことが課題の一つであり、本研究では新たにこれを示すものである。ここでは、PRA の構成としての一連の評価の流れを示すために、PRA の各要素について断層変位として特に検討すべき事項や、各要素の入力として必要な情報、出力される情報、要素間の関係性などについて述べるものである。また、その結果として、次節以降で述べる手法構築において着目すべき事項を抽出する。

続く 2.2 節では、2.1 節で述べた基本方針に従って具体的な断層変位 PRA の手法を構築するにあたり、実際に断層変位が作用したときに起こりうる、どのような現象や事項に着目すべきなのかを明らかにするため、断層変位による被害事例を調査し、そこから得られた損傷モードや事故シナリオの観点から着目すべき事項について示す。

2.3 節では、2.1 節において検討した PRA の各要素の内容に基づき、実プラントへの適用を意識して開発した具体的な評価手法の内容について示す。なお、断層変位ハザード評価については既往の研究により手法整備が進められていること、事故シーケンス評価については評価手法という意味では他事象の PRA で現用されているものと大きく変わらないことから、本研究において新たな手法として開発するものではなく、他の評価要素との情報のやり取りという観点から取り扱う。一方で、事故シナリオの構築とフラジリティ評価、及びそれらに関連する情報収集の考え方については現時点で整備されたものが存在しないため、本研究ではこれらに重点を置いて検討を行う。

事故シナリオについては、地震動による揺れのような現象とは異なりプラントに与える影響が局所的であるという特徴があり、事故シナリオとそのスクリーニングを行ううえでこの特徴をどのように考慮するかが課題である。これについて、本研究では、断層変位に向けた事故シナリオの同定の新たな方法として示す。

フラジリティ評価については、損傷確率を計算するための基礎式は既存のものを使用できるが、評価に必要な現実的な耐力・応答（中央値・不確実さなど）や、断層変位に対する決定論的な健全性評価（地震動の耐震評価に相当）に関する情報がほとんどない、という課題がある。このため、本研究では、フラジリティ評価手法を体系化するために、断層変位に対する損傷モードの特定、耐力・応答の中央値の設定、不確実さ要因の分析、これらを踏まえた応答・耐力分布の定量化、といった要素について明確化する検討について述べる。これらはいずれも本研究において新たに示すものである。また、前述の通り、断層変位のフラジリティについては利用可能な情報が少ないことが課題であることから、工学的判断に基づ

く妥当性検討の方法として、地震動ハザードにおける認識論的不確実さ評価の手順(Senior Seismic Hazard Assessment Committee: SSHAC[19])の概念を取り込んだ断層変位フラジリティ評価の妥当性検討について新たに提唱する。

各評価に必要な情報収集としては、断層変位の場合は机上検討で入手できる情報が限られていることから、本研究では特にサイト・プラントウォークダウン(現場での調査・確認)の重要性に着目する。断層変位による影響を対象としたサイト・プラントウォークダウンについては前例がないため、著者の経験と他事象 PRA を参考に、本研究において断層変位サイト・プラントウォークダウンとして実施すべき内容を検討し、新たな手法として提案するものである。

また、プラントにおける断層変位の作用位置について、これを確定的に扱くと保守的な結果が得られる可能性が高いことから、断層変位作用位置の不確実さを適切に考慮することも課題の一つである。本研究では、比較的簡易な方法で断層変位作用位置の不確実さを考慮した評価を行うことを検討し手法として提案する。

以上の各評価要素の内容を取りまとめることで、一連の断層変位 PRA 手法としての体系化が完成できたといえる。

3章では、2章で構築した手法が実際に機能するものであることを示すことと、評価において発生する課題を抽出するために、仮想プラントに対して炉心損傷頻度算出を目的として行った試評価について述べる。この評価では、縦ずれ断層と横ずれ断層の両方について評価を行うとともに、その結果の相違の分析も行う。また、この試評価から得られた結果に関する考察について示し、実機への適用に向けた課題について述べる。なお、本研究で行う試評価は全体的な手法としての有効性の確認と課題抽出が目的であるため入力情報や数値の設定などで一部簡略化を行っているものの、断層変位に対して炉心損傷頻度の算出までを体系化して実施することは世界初ともいえる試みであり、断層変位 PRA の魁としての意義は大きいといえる。

4章では、構築した断層変位 PRA 手法とそれによって得られる結果をリスク情報として活用する方法について、主に既設プラントの運用及び新設プラントの建設における意思決定という観点から考察したうえで提案するものである。また、断層変位 PRA を原子力施設以外へ活用することの可能性についてもここで述べる。これに併せて、実際のプラント・施設における断層変位 PRA の運用という観点から、その評価において取りうる方針について述べる。実際の評価では、その目的に応じた評価方針を定めることが重要であり、本研究では、評価の詳細さという観点から評価手法の運用方針の考え方とそれに伴う課題について示す。また、実際のプラント・施設に向けた評価においては評価に必要なコストの議論も避けることはできない。このため、各運用方針に応じた必要コストの見通しについても検討する。このような、コストの視点を含めた評価の運用方針に関する検討は例のないものであり、断層変位 PRA の実施に向けた目的や方針を検討するうえで非常に有用なものといえる。

5章では、本研究で構築した断層変位単独の事象を対象とした断層変位 PRA の将来的な

拡張という観点から、断層変位と地震動とを重畳した PRA の手法について提案する。ここでは、PRA の各要素について断層変位と地震動を重畳させた場合の評価の概念・評価方法の考え方を示す。現時点で断層変位と地震動の重畳評価について整理されたものはなく、重畳リスクの定量化に向けた手法の具体化は今後の研究課題であるが、本研究での検討によってその道筋を新たに示すものである。これにあわせて、現時点で整備された手法の範疇として、断層変位 PRA の感度解析を活用して地震動との重畳の影響に関する知見を得るための方法を新たに提案する。

6 章では、結論として 1 章から 5 章までの内容をまとめるとともに、断層変位 PRA 手法に関する今後の研究課題について述べる。



## 第2章

### 断層変位 PRA 手法の提案





## 2. 断層変位 PRA 手法の提案

将来的に安全性向上評価のような活動において断層変位のリスクを定量化し、プラント運用の意思決定などに活用するためには、断層変位 PRA が一連の体系化された評価手法として整備されている必要がある。しかしながら、現時点では、断層変位に関するリスクとしては、発生頻度の議論にとどまることが多い。また、国内においては、原子力学会に「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会が設置され報告書「断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策」として断層変位による影響評価がまとめられているが[1]、一連の断層変位 PRA 手法として構築するには至っていない。

本章では、断層変位 PRA を構成する各評価要素について、その概念と具体的に実施すべき事項について示すとともに、実プラントにおけるリスクの定量化を意識した具体的な評価手法を新たに構築し、提案するものである。

本章での手法検討の結果として、断層変位 PRA としての一連の評価手法が確立し、断層変位によるプラントリスクを定量的に評価することが可能になり、次章では仮想プラントを対象とした試評価を行うことで手法の有効性と課題について示す。[2]

本章は、以下に示す文献において発表した内容に基づくものである。

- ・ R.Haraguchi, F.Tanaka, K.Ebisawa, T.Sakai, H.Tsutsumi, A.Yuyama, K.Sato, Y.Mihara, Y.Nikaido and S.Yoshida, “Development of Fault Displacement PRA Methodology and its Application to a Hypothetical NPP”, Nuclear Engineering and Design, Vol.361, 2020.(<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110433>) [2]
- ・ R.Haraguchi, K.Ebisawa, H.Tsutsumi, A.Yuyama, T.Sakai, Y.Nikaido and Y. Mihara, ”Development of the Methodology for Fault Displacement Fragility Evaluation”, SMiRT25, 2019. [3]

## 2.1 断層変位 PRA の基本方針

1.4 節では断層変位 PRA の概念について述べたが、現時点では断層変位 PRA の具体的な構成として明確にされたものはない。このため、本項では具体的な手法構築に先立って、PRA としての一連の評価の流れに沿って実施することが必要な内容について、断層変位 PRA の基本方針として示す。すなわち、まず断層変位 PRA の全体構成を示したのち、PRA としての構成要素ごとにその概要について述べ、その結果として、次項以降で述べる手法構築において着目すべき事項を抽出するものである。

### 2.1.1 断層変位 PRA の全体構成

断層変位 PRA の全体構成としては、1.4 節で示したように NUREG-1150[4]において体系化された PRA の手法に断層変位の発生頻度と断層変位による SSC (Structures, Systems, and Components: 建屋構築物、系統設備、機器類の総称) の損傷確率を導入することで考えることができる。すなわち、まず断層変位という外的事象に対して、評価しようとするプラントで発生する事故シナリオを構築する。そして、断層変位の発生頻度を評価して得られる確率論的ハザードと、断層変位による入力に対する機器・建屋・土木構築物等の損傷確率評価から得られる脆弱性の情報を、プラントをモデル化して事故進展を再現する事故シーケンス評価に入力することでプラントのリスクを定量的に把握するものである。リスク定量化の対象としては、炉心損傷とそれに引き続き発生する格納容器破損(格納容器機能喪失)、放射性物質の放出とそれが人体に与える影響、また、その他にも使用済み燃料の冷却維持や財産保護の観点の評価なども考えられる。ただし、原子力プラントの事故としてプラント外部に与える様々な影響の大きさから考えると、炉心損傷とそれに引き続く事象に着目して評価を構築することが妥当である。

炉心損傷頻度の評価を例として、上記に示したような断層変位 PRA の全体構成の流れとして示したものを図 2.1.1-1 に示す。また、図 2.1.1-1 中の各事項について、次項以降でその内容について述べる。

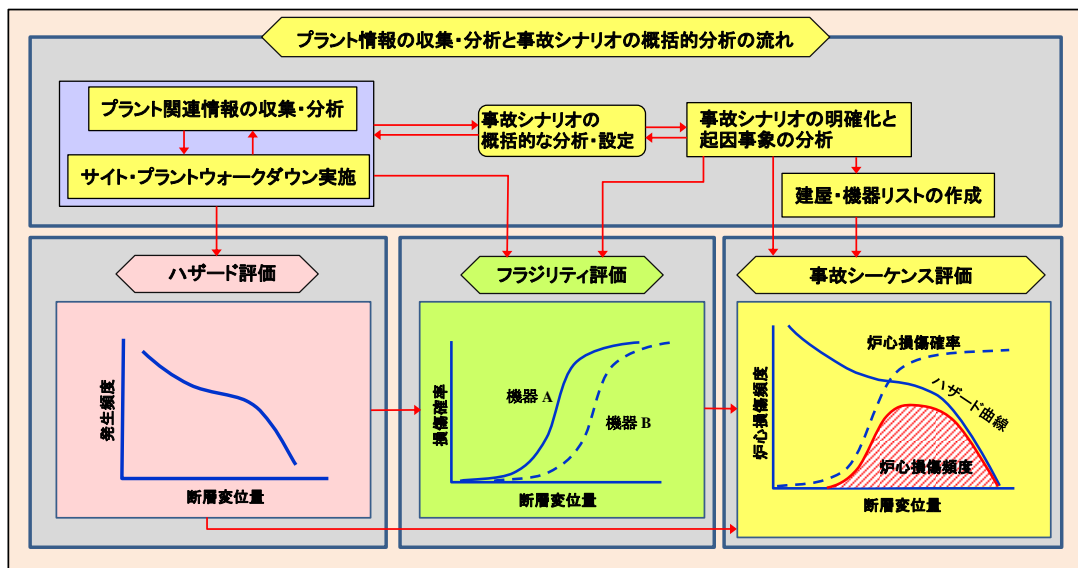


図 2.1.1-1 断層変位 PRA の流れ (炉心損傷頻度評価の場合) [2]

## 2.1.2 プラント情報の収集・分析

図 2.1.1-1 に示したプラント情報の収集・分析では、以降に実施するハザード・フラジリティ・事故シーケンスの各評価について、その評価の入力や前提条件として必要な情報を収集するものである。この情報の収集は、評価対象となるプラントの許認可・設計図書や各種文献を分析することにより、必要な情報の抽出を行うというものである。各評価において、必要となる情報や参照する情報源の例については 2.3.1 項で述べる。

## 2.1.3 サイト・プラントウォークダウン

2.1.2 項で述べた情報収集は主に文献調査であり、机上で行うものである。このような机上の調査によって、各評価に必要な情報は概ね収集することができる。一方で、断層変位による影響検討で特に重要になる、周辺斜面や地表の状況も含めたサイト全体としての構成や位置関係、実際の設備類の設置状況・空間的な位置関係、重大事故対策設備 (SA 対策設備) の使用可能性などを把握することは机上検討によるよりも、実際に現場で確認することのほうが評価者として理解しやすく、また、結果的に作業効率の観点でも合理的になると考えられる。さらに、評価対象が評価の前提としている情報のおりに実際に設置され、期待通りの性能をもちうるかを確認することも評価上重要なことである。

地震 PRA など他の PRA によって実施されたサイト・プラントウォークダウンの情報を活用することも有効であるが、それだけでは断層変位としての着目点を包絡できないため、断層変位 PRA としてのサイト・プラントウォークダウンの方法を整備して実施することが必要であり、本研究において構築した具体的な手法を 2.3.2 項で述べる。

#### 2.1.4 事故シナリオの分析

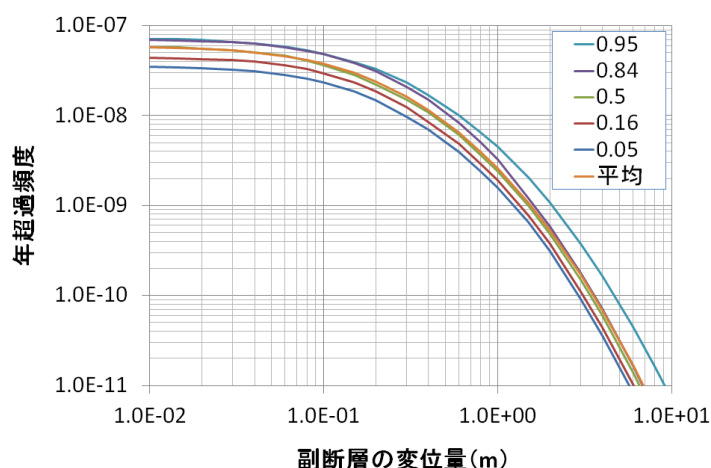
図 2.1.1-1 に示した事故シナリオの分析では、評価対象プラントで断層変位を起因として発生しうる事故シナリオを広範に分析し、考慮不要若しくは対象外とする事故シナリオをスクリーニングしたうえで、断層変位 PRA において評価対象とする事故シナリオを明確にすることが目的である。この結果として抽出された事故シナリオについて、断層変位を起因として炉心燃料損傷や格納容器機能喪失に至る可能性のある起因事象を分析する。また、抽出された起因事象について、その発生に関する SSC 及び事象の緩和に関する SSC を分析する。その結果を機器・建屋のリストとして整理し、後述するフラジリティ評価の評価対象とすることになる。

断層変位を対象とした事故シナリオの取り扱い・事故シナリオの同定に関わる手法の具体的な内容については 2.3.3 項で述べる。

#### 2.1.5 断層変位ハザード評価

断層変位PRAで必要となる評価対象位置での断層変位の発生頻度は、確率論的断層変位ハザード評価によって、評価地点における 1 年あたりの変位 - 超過頻度の関係を表す断層変位ハザード曲線として表される。確率論的断層変位ハザード評価については、国内外でいくつかの研究が行われており、Youngsら(2003)[5]、Petersenら(2011)[6]、高尾ら(2013)[7]、高尾ら(2014)[8]、高尾ら(2016)[9]において提案されている手法を用いることができる。高尾らの方法により示された断層変位ハザード曲線の例を図 2.1.5-1 に示す。

なお、原子力発電所は、本来主断層を避けて設置されるので、基本的に副断層による断層変位が評価対象となることに留意すべきである。また、原子力発電所を対象としたときに関心のある断層変位量とその発生頻度を考慮して断層変位ハザードを定義する範囲を定めることも必要である。例えば、数 mm のような断層変位量では発生頻度は大きくなるもののプラントに影響を与えないことは自明であり、逆に 10m を超えるような断層変位量では、その出現位置にもよるが炉心損傷に直結する可能性が非常に高い一方でその発生頻度も極めて低い（図 2.1.5-1 の例では  $1 \times 10^{-11}$  年（1000 億年に 1 回）以下）、というようにこれらのような水準の変位量は評価対象とする意味があまりない。すなわち、原子力発電所の機器や建屋の損傷確率を考慮する意味がある断層変位量の範囲（数十 cm から数 m 程度と考えられる）を踏まえたうえで、断層変位ハザードを考慮することが評価を現実的なものとする上で重要である。



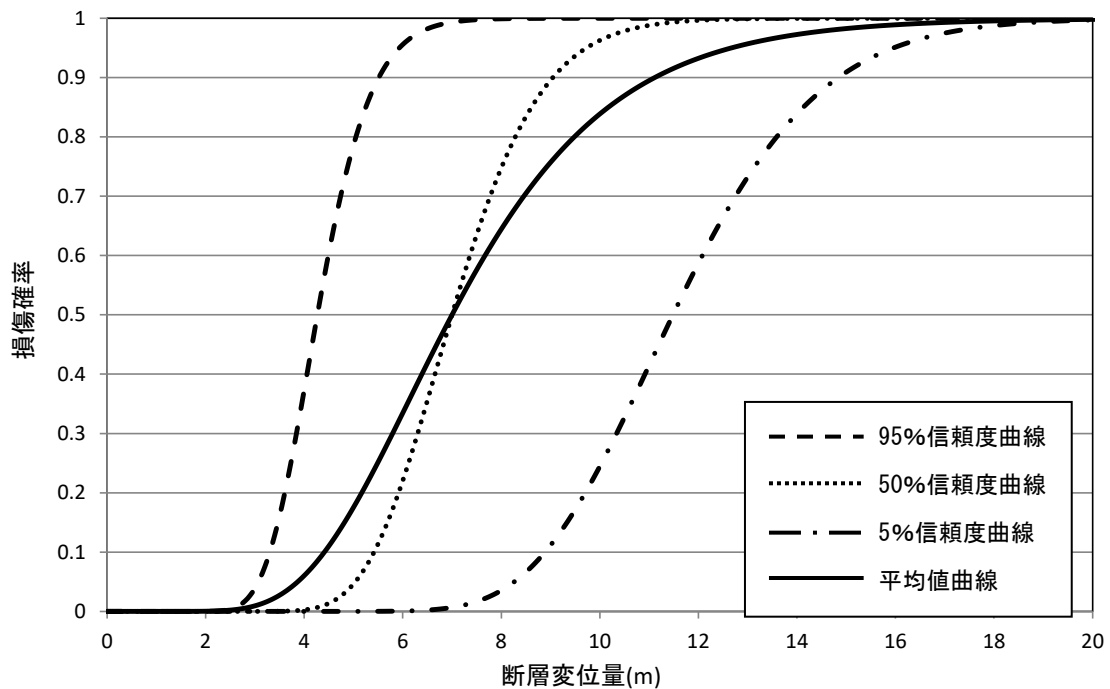
(図中凡例の数値はフラクタルの値)

図 2.1.5-1 断層変位ハザード曲線の例[1]

### 2.1.6 断層変位フラジリティ評価

断層変位フラジリティ評価は、評価対象とする SSC の損傷確率を断層変位量の関数で表すものである。この評価では、まず、評価対象とする SSC について損傷モード及び損傷を考慮する部位を抽出し、損傷モードに関わる損傷の指標（断層変位によって生じる傾斜角度、部材に発生する応力など）を設定する。次に、損傷モードに対応した評価対象部位において損傷に至る限界の状態を耐力にとらえ、確率量として現実的に評価して現実的耐力分布を作成する。また、断層変位による応答についても同様に、確率量として現実的に評価して現実的応答分布を作成する。ここで、現実的耐力分布・現実的応答分布を定める不確かさについては、偶然的な不確かさと認識論的不確かさに分類し、それぞれについて要因を分析して定量化を行う。こうして得られる現実的耐力分布・現実的応答分布から評価対象の損傷確率を算出し、横軸が断層変位量となるグラフにおいて示したものが断層変位フラジリティ曲線である。断層変位フラジリティ評価によって得られるフラジリティ曲線の例を図 2.1.6-1 に示す。

フラジリティ評価手法の体系化に関わる断層変位による損傷モードの考え方、耐力・応答の中央値の設定、不確かさ要因の分析、応答・耐力分布の定量化方法などの具体的な内容については 2.3.5 項で述べる。



- ・ フラジリティ変位中央値  $A_m=7.0\text{m}$  ( $A_m$  については 2.3.5 項参照)
- ・ 偶然的な不確かさ  $\beta_R=0.20$
- ・ 認識論的な不確かさ  $\beta_U=0.30$

図 2.1.6-1 断層変位フラジリティ曲線の例

### 2.1.7 事故シーケンス評価

事故シーケンス評価では、事故シナリオの分析、断層変位ハザード評価、断層変位フラジリティ評価によって得られた情報を用いて、炉心燃料損傷や格納容器機能喪失の頻度を評価するための重要な SSC、事故シーケンスなどを同定して、起因事象の設定、燃料損傷や格納容器機能喪失に至る事故シーケンスのモデル化及びシステムのモデル化を行う。

事故シーケンスのモデル化では、整理した起因事象ごとに、炉心燃料損傷や格納容器機能喪失を防止するために必要な安全機能を選定し、その安全機能を達成するための SSC 及び操作をヘディングとしたイベントツリーとして作成することが一般的である。また、システムのモデル化では、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でき、システムのアンアベイラビリティの定量化を可能にする手法として、フォールトツリー法を用いることが一般的である[10]。

これらのモデルを用いて、事故シーケンスの定量化を実施し、プラントの断層変位時における炉心燃料損傷や格納容器機能喪失の頻度を定量化すると共に、結果に対する寄与の大きい要因などの分析を実施する。さらに、評価結果に影響する評価上の仮定などの要因の感度を把握するため、不確かさ解析及び感度解析を実施する。このような定量化の作業には、

RiskSpectrum®[11]や SECOM2[12]のような事故シーケンス解析コードが用いられる。

上記で示した、炉心損傷頻度などの定量化に至る一連の事故シーケンス評価は、断層変位に特有の事象をモデル化の一部に考慮する必要があるものの、実施すべき作業としては地震や津波を対象とした他の外部事象 PRA における事故シーケンス評価と大きく変わるところはない。したがって、ここでの評価内容などについては、原子力学会地震 PRA 実施基準 [10]などを参考にすることができる。

### 2.1.8 まとめ・手法構築に向けて

本節で示した断層変位 PRA の評価要素のうち、断層変位ハザード評価については、すでに国内外で研究が進められており評価方法として確立されつつあること、また、事故シーケンス評価については、評価方法として他事象の PRA の場合と大きく変わるものではないことから、本研究においては手法としての開発を検討する必要はなく、他の評価要素との情報のやり取りという観点から取り扱う。一方で、事故シナリオの構築とフラジリティ評価、及びそれらに関連する情報収集の考え方については参照できる情報も乏しく、手法の開発として新たな検討が必要である。これらについて、各項で述べた評価として必要な内容を踏まえて、2.3 節で詳細に述べる。

なお、地震動の場合では、建屋などによる応答の違いはあるもののサイト内に一様に地震動による影響が作用するのに対して、断層変位の場合は、2.2 節で後述するように、その断層が出現した線上の領域からある程度離れた場所では、その断層変位による影響を受けないか、非常に軽微であるという特徴がある。これを無視して、評価しようとする SSC に確定的に断層変位の影響が作用するものとしてその影響を評価することもできるが、その場合、特に建屋・土木構築物や渡り配管等のような、本質的に強制変位に対する耐力が大きくないと考えられる SSC にとって非常に保守的な損傷確率を考慮することになると予想される。したがって、断層変位 PRA では、評価しようとする SSC の設置位置での、断層の出現可能性（断層変位の作用位置）に関する不確かさを適切に考慮することが現実的なリスクを評価するうえで非常に重要であるといえる。ここで、評価しようとする断層が既知の場合と未知の場合によって、この不確かさに関する扱いが異なることにも留意すべきである。すなわち、既知の断層を対象とする場合には、その断層による断層変位の発生頻度と影響を受ける SSC を特定した評価となるのに対して、未知の断層を対象とする場合には、断層変位の発生頻度と影響を受ける対象についてランダム性をもった評価となることを考慮する必要がある。

## 2.2 断層変位による影響に関する分析

2.1 節で述べた基本方針に従って具体的な断層変位 PRA の手法を構築するにあたり、断層変位 PRA として（特に SSC の損傷モードや事故シナリオの検討において）実際に断層変位が作用したときに起こりうるどのような現象や事項に着目すべきなのかを明らかにしておく必要がある。そこで、本節では、断層変位による被害事例を調査し、そこから得られた損傷モードや事故シナリオの観点から着目すべき事項について示す。

### 2.2.1 断層変位による被害事例

本項では、次節以降での SSC の損傷モード・事故シナリオに関する検討において着目すべき要因を抽出するため、近年に発生した地震に伴う断層変位事象に起因する被害事例から代表的なものを示す。

#### 2.2.1.1 2007 年新潟県中越沖地震

2007 年に発生した新潟県中越沖地震によって、東京電力柏崎刈羽原子力発電所の屋外設備に、設置されている地盤に変位が生じたことによる損傷が発生した。以下に、損傷の事例を参考文献[1]より引用して示す（図表番号は本論文に合わせて修正）。

- ・ 1～5 号機：主排気筒に接続されているダクトでズレが発生した（図 2.2.1-1）。
- ・ 3 号機：所内変圧器の二次側接続母線部の変位に伴う短絡で火花が生じ、これにより火災が発生した（図 2.2.1-2）。
- ・ 1 号機：消火系配管が破断し、これに伴う消火水が原子炉建屋へ流入した（図 2.2.1-3）。

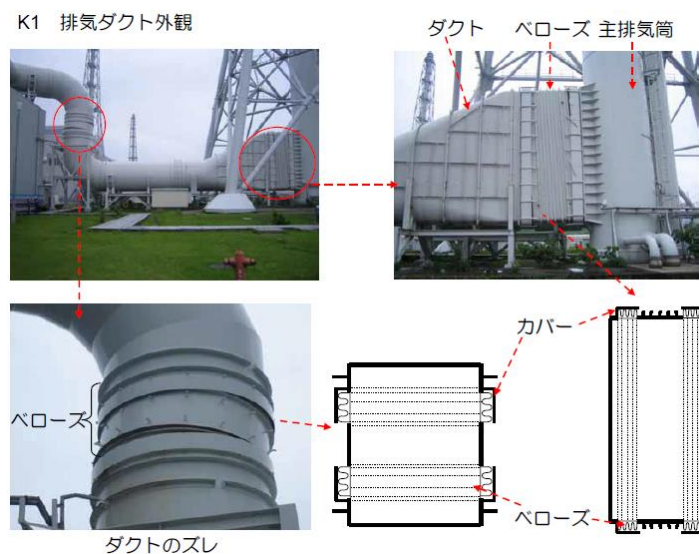


図 2.2.1-1 主排気ダクトのずれ（1号機の例）[1]



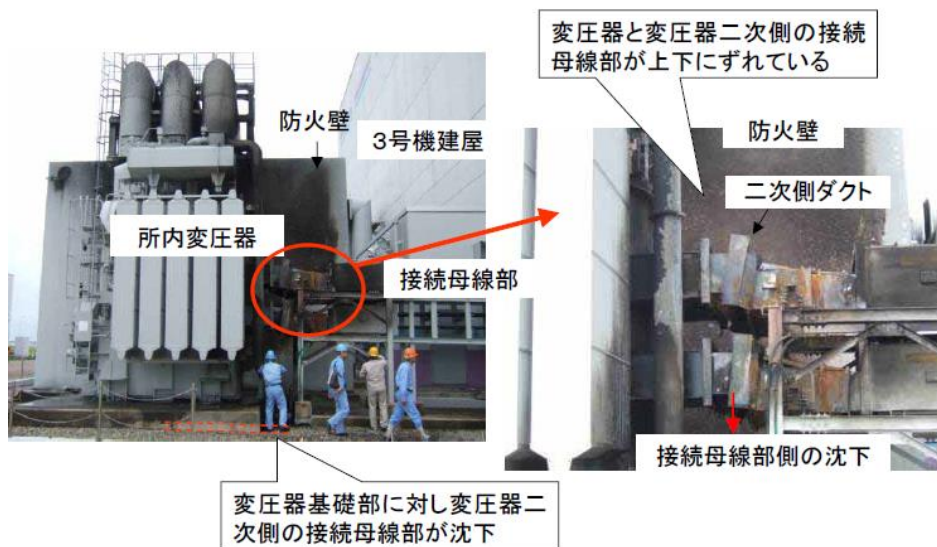


図 2.2.1-2 3号機 所内変圧器での二次側母線短絡による火災[1]

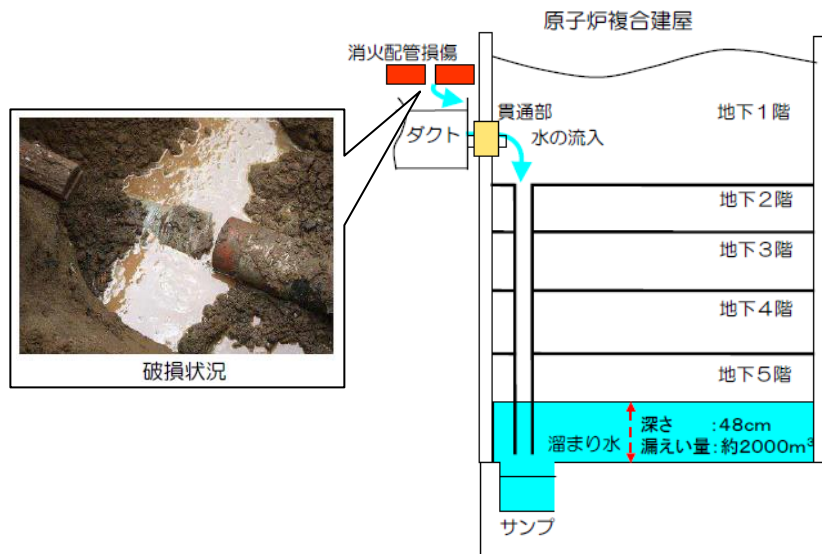


図 2.2.1-3 1号機 屋外消火配管の破損[1]

### 2.2.1.2 1999年台湾集集地震

1999年に台湾南投県集集付近を震源として発生した地震において、地表に現れた断層により、建物、鉄塔、ダム、橋梁等に損傷が発生した。以下に、損傷の事例を参考文献[13]より引用して示す。(図表番号・章番号は本論文に合わせて修正)。

#### (1) 建物の被害[13]

この地震により、Fung-Yan CityのChung-Cheng Parkの下に逆断層が現れ、いくつかの建造物は崩壊した。しかし、図 2.2.1-4 左に示す4階建てRC建造物は剛基礎で支持しているもので、地盤が4m隆起し、 $10^\circ$ 傾いたが、構造的な被害は生じていない。

一方、図 2.2.1-4 右に示すWu-Fung Hsiangの5階建てRC建造物は柔軟な基礎で支持しているもので、地盤が3mほど隆起し、構造的に重大な被害を受けている。



図 2.2.1-4 RC 建造物の被害 (左：剛基礎支持，右：柔基礎支持) [13]

#### (2) 鉄塔基礎の被害[13]

この地震により、Min-Chien Cityにて剛基礎で支持されている高電圧鉄塔の直下においても逆断層が現れた。しかし、4m程度地盤が隆起し $14^\circ$ 傾いたものの、(1)の剛基礎支持の建物と同様に、構造的な被害は目視で確認されていない(図 2.2.1-5)。



図 2.2.1-5 鉄塔基礎の被害[13]

### (3) ダムの被害[13]

石岡ダムは、台中県石岡郷にあり、1977年、新第三紀鮮新世の泥岩上に建設された提高25m、堤長357mの重力式コンクリートダムである。

ダムには右岸側から高さ8mの洪水吐ゲート18門、左岸側に高さ6mの排砂ゲート2門設置されており、地震後、図2.2.1-6に示すように右岸側から洪水吐2門目と3門目の間で約8mの段差が生じ、ダムが決壊している。これは、逆断層の食違い変位により左岸側が約10m、右岸側が約2m隆起したことによっている。



図 2.2.1-6 断層により崩壊した石岡ダムのゲート[13]

### (4) 橋梁の被害[13]

Bei-Fung 橋は、石岡ダムの西に位置する1991年に建設された13径間単純橋である。地震断層が南側の橋台と3基の橋脚の間を横切り、橋台及び2基の橋脚が3~4m隆起すると共に、下流側に3~4m移動したため、3連の桁が落橋している。しかし、断層の影響を受けていない残りの桁は被害が生じていない(図2.2.1-7)。



図 2.2.1-7 Bei-Fung 橋の崩壊[13]

#### 2.2.1.3 1999年デュズジェ地震

1999年にトルコ北西部デュズジェで発生した地震において、地表に現れた横ずれ断層により、高架橋に損傷が発生した。以下に、損傷の状況を参考文献[13]より引用して示す。(図表番号は本論文に合わせて修正)。

横ずれ断層の活動により、断層が Duzce-Bolu 高架橋を通り、橋脚が水平方向に 1m 強、回転方向 4.6°程度変位している。橋桁は 1.2m 変位したものの、設計段階から地震が頻繁に発生すると共に断層変位が生じる場所であることが知られており、免震構造が用いられたため、桁自体に大きな破壊は生じていない（図 2.2.1-8）。



図 2.2.1-8 Duzce-Bolu 高架橋の被害[13]

#### 2.2.1.4 1998 年岩手県内陸北部地震

1998 年に岩手県雫石付近で発生した岩手県内陸北部地震において、地表に現れた断層により、葛根田第二発電所の導水路及び放水路（トンネル）に損傷が発生した。以下に、損傷の状況を参考文献[13]より引用して示す。（図表番号は本論文に合わせて修正）。

図 2.2.1-9 及び図 2.2.1-10 に放水路トンネルの被害状況を示す。被害は発電所に近い約 30m 区間で生じている。特に側壁やインバート部が崩壊し、礫を含む土砂が流入した 7m 区間と、小さいものの地震で現れた地表の段差位置が良く対応することから、放水トンネルの被害は、断層の変位により生じたものと考えられる。

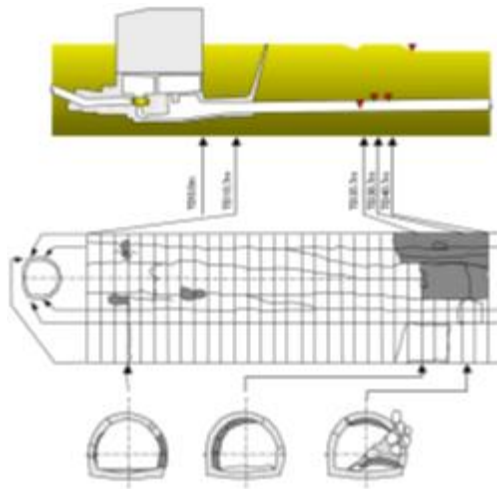


図 2.2.1-9 放水トンネル内の損傷状況[13]



図 2.2.1-10 放水路トンネル被害状況[13]

#### 2.2.1.5 2016 年熊本地震

2016 年に熊本県熊本地方で発生した熊本地震では、気象庁震度階級で最大となる震度 7 を観測するとともに、地表に現れた断層によって多くの建造物に被害が発生した。以下では、断層変位により損傷を受けた南阿蘇村にある建物の損傷事例を示す[14]。図 2.2.1-11 に示す建物は地震動による倒壊は免れたが、建物直下の横ずれ断層変位により 1 階部分が損傷して傾斜している一方で、大きな損傷は断層の周辺に限定されていることがわかる。

また、熊本地震では多くの断層が地表に出現したことから、地震発生以前の調査によって考えられていた断層の位置と、実際に出現した断層の位置との比較が多く行われている。この一例を図 2.2.1-12 に示す[14]。図 2.2.1-12 の緑線は地震前の調査で断層の位置と考えられていたもので、赤線は実際に観測された断層である。この結果からも、断層変位の発生が大きな不確実さを持っていることが分かる。



図 2.2.1-11 2016年熊本地震における断層変位による建物の損傷[14]

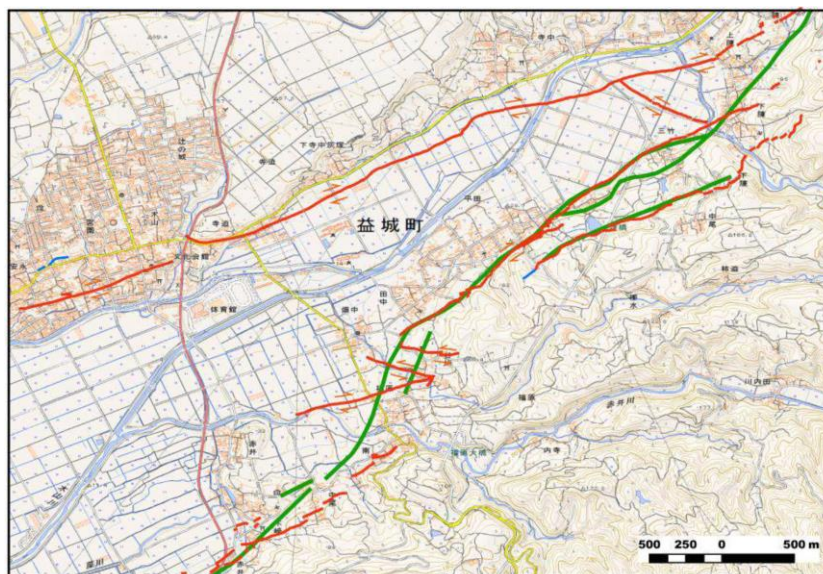


図 2.2.1-12 文献による断層と実際に観測された断層の比較[14]

### 2.2.2 まとめ：断層変位による影響に関する分析

本節で示した被害事例の多くは非常に大きな変位量が作用したことによるものであり、その損傷の状態そのものを原子力発電所の検討に適用することは、原子力発電所の立地や確率論的断層変位ハザードにおける発生頻度の観点からも適切ではない。したがって、以下では、変位量の大きさとは関連しない断層変位特有の事項として挙げられるものについて示す。

まず、いずれの事例でも共通的にみられる事項として、断層変位の出現位置と構造物との位置関係がある。各事例から見ても構造物の被害は出現した断層変位の位置とその周辺に限定されるということが出来る。特に、ダムの被害事例(2.2.1.2(3)項)からは、決壊部分以外には大きな構造的損傷が見られないことから、断層変位による被害影響範囲はある程度の幅を持つものの、出現した断層に沿った領域に限定されていることがわかる。

また、2.2.1.5 項で述べたように、熊本地震の事例では、地震発生前に考えられていた断層の位置と実際に出現した断層の位置との比較から断層変位の発生位置が大きな不確かさを持っていることが明らかになっており、これは評価対象に断層変位が作用する可能性を検討するうえで大きな意味を持つといえる。

また、橋梁の被害事例(2.2.1.2(4)項・2.2.1.3 項)や建物の被害事例(2.2.1.2(1)項・2.2.1.5 項)での損傷状況の違いから断層タイプ(横ずれ・縦ずれ)により評価対象物がうける影響が変化することがわかる。さらに、建物と鉄塔の被害事例(2.2.1.2(1)項・2.2.1.2(2)項)から構造物が設置されている地盤の固さでも、断層変位によってうける被害の状況が異なっている。

機器の観点では、柏崎刈羽発電所の事例(2.2.1.1 項)では機器に作用する相対変位により損傷が発生していることから、機器の損傷モードとして相対変位は非常に重要なものであるといえる。また、インフラの観点では、2.2.1.5 項には記載していないが、熊本地震では道路の被害などにより交通網が機能不全となったことが記憶に新しく、岩手県内陸北部地震の事例(2.2.1.4 項)からも、発電所へのアクセスルートへの影響のような間接的影響についても考慮することが必要といえる。

以上を整理すると、断層変位による損傷モードや事故シナリオを検討するに当たって考慮すべき、断層変位に特有の事項として以下のものを挙げる事が出来る。

- ・断層と評価対象プラントとの位置関係
- ・サイト内の設備に対する断層変位の作用位置とその不確かさ
- ・設備の損傷範囲(ある一つの断層という共通要因によって同時損傷する設備の範囲)
- ・断層形式(縦ずれ、横ずれ)
- ・地盤の硬さ(硬岩、軟岩、など)
- ・設備に作用する相対変位
- ・地表面の傾斜・損傷に伴う、斜面崩壊・非耐震設備の倒壊・道路等のアクセスルート使用不可のような間接的影響

以上の整理により、断層変位による設備の損傷モードや事故シナリオに関する検討において特に考慮が必要な項目が明らかになった。以降ではこれを踏まえた評価手法の構築について述べる。

## 2.3 断層変位 PRA 手法構築

本節では、前節までに示した断層変位 PRA の基本方針と断層変位の影響評価において考慮すべき事項を踏まえて、断層変位 PRA を構成する各要素について具体的な手法を示し、一連の体系化された評価手法として提案する。

なお、2.1 節でも述べたように、断層変位ハザード評価及び事故シーケンス評価については本研究において新たな手法として開発するものではなく、他の評価要素との情報のやり取りという観点から取り扱う。一方で、事故シナリオの構築とフラジリティ評価、及びそれらに関連する情報収集の考え方については現時点で整備されたものが存在しないため、本研究ではこれらに重点を置いて手法検討を行う。これらは、断層変位による原子力プラントのリスクプロファイルを検討するうえでも主要な要因となることから、早期に手法を整備することが必要な項目といえる。

### 2.3.1 プラント情報の収集

本項では、2.1.2 項においてその概要と目的を示した、断層変位 PRA の各評価を実施するうえで必要となるプラント情報の収集について述べる。

#### 2.3.1.1 ハザード評価関連情報の収集分析

断層変位ハザード評価において収集すべき情報は、地震 PRA における地震動ハザード評価において必要となる情報と類似している。原子力学会地震 PRA 実施基準 2015 [10]によると、地震動ハザード評価では、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かかる震源特性及び地震動伝搬モデルの設定に係る地震動伝搬特性に関する情報を幅広く収集する、とされている[10]。これと同様に、断層変位ハザード評価では、対象サイト周辺地域での断層変位発生様式を考慮し、断層変位モデルの設定にかかる断層変位特性及び断層変位伝播モデルの設定にかかる断層変位伝播特性に関する情報を収集することになる。これらのモデルについては、認識論的不確実さの評価に用いるロジックツリーの分岐の検討に活用するため、異なる見解を持つ複数の情報源（専門家、文献など）から情報を収集する必要がある。また、評価しようとするサイトの敷地固有の特性（地盤の条件など）の観点から、収集した情報が評価の目的に応じた断層変位ハザードを作成するうえで必要十分であるかを分析する必要がある。

また、断層変位と他のハザード（地震・津波など）との重畳を評価しようとする場合には、該当する事象の確率論的ハザードに関する情報の収集を合わせて実施することになる。

#### 2.3.1.2 フラジリティ評価関連情報の収集・分析

フラジリティ評価では、断層変位によって評価対象 SSC に発生する応力などの現実的応答に対して、現実的耐力が上回るかどうかを確率論的に示すことが目的である。したがって、



収集すべき情報は評価対象 SSC の設計に関わる情報であり、これも地震フラジリティ評価で必要な情報と類似している。すなわち、耐震評価や強度評価に関わる構造解析評価データ（物性値などのパラメータや解析モデルなどが該当する）、既往の構造関連試験結果、また、許認可関連、技術規準関連の図書がフラジリティ評価として収集すべき情報である。また、収集した耐力・応答に関わる情報について、フラジリティ評価への入力とするために現実的耐力・現実的応答の検討に関わる不確実さの要因を認識論的不確実さと偶然的な不確実さに分類したうえで、分析することが必要である。

### 2.3.1.3 事故シナリオ・事故シーケンス評価関連情報の収集・分析

断層変位 PRA における事故シーケンス評価は、断層変位特有の起因事象の検討などは必要であるが、本質的には地震 PRA をはじめとする他事象の PRA で実施する事故シーケンス評価と同様であり、求められる情報も同様である。すなわち、原子炉設置許可申請書、配管計装線図、電気系統図、プラント機器配置図、保安規定、運転手順書、地震後の点検手順などプラントの設計及び運転管理に関する情報が該当する[10]。また、既存の他事象 PRA に関する報告書などから、断層変位 PRA の評価対象プラントへ適用できる情報を収集し、評価上の留意点として整理することも有効である。

### 2.3.1.4 まとめ：プラント関連情報の収集・分析

断層変位 PRA の各評価において必要な情報の例を簡単に整理すると以下のようなようになるが、このような情報を収集する活動は地震をはじめとする他事象の PRA において実施するものと同様であり、収集する情報としても重複・関連する部分は多い。情報の収集の作業としては、文献等による机上調査や後述するサイト・プラントウォークダウンを実施するが、プラント全体のリスクを横断的に把握するという意味でも、地震・津波等の他の PRA と併せてプラント情報の収集を行うことが有効である。

- ハザード評価：設置許可・地質調査結果・工学的判断に係る文献情報
- フラジリティ評価：許認可関連図書・設計図書
- 事故シナリオ・事故シーケンス評価：許認可関連図書・各種系統図・保安規定・運転手順書

## 2.3.2 サイト・プラントウォークダウン

2.1.3 項で示したように、評価に用いる情報や前提条件、評価上の判断に必要な材料の中には、文献類を用いた机上検討による情報収集では把握しきれない、現場で実物を確認することで初めて理解できる性質のものがある。このため、評価に必要な情報や判断材料を評価者が余すところなく入手するためには、現場で実物を確認するサイト・プラントウォークダウンを実施する必要がある。

サイト・プラントウォークダウンにおける目的や着眼点の考え方としては、地震 PRA に

において実施する場合[10]と類似すると考えられる。しかし、地震の場合は許認可における比重が非常に大きくおかれていることもあって評価に向けた情報が充実しており、机上検討で収集できる情報量が非常に多いのに対して、断層変位の場合は、原子力プラントではそれを前提とした設計活動が行われておらず、そもそも机上検討で入手できる情報が限られている。このため、評価に向けた情報、特に、各評価上の判断材料の入手については、現場での確認による比重が大きくならざるを得ない。一方で、断層変位に対するリスク評価の観点からのサイト・プラントウォークダウンについては、地震 PRA 向けのように整備された手法は存在しない。そこで、本研究では断層変位 PRA に関するサイト・プラントウォークダウンにおいて確認すべき事項、主な着眼点について検討し、実際のプラントにおいて使用できる方法として提案する。

### 2.3.2.1 サイト・プラントウォークダウンで確認する事項

以下では断層変位によって設備が受ける影響の特徴を踏まえ、サイト・プラントウォークダウンとして確認することが必要になる事項について述べる。

#### (1) 設置場所・地形に関する確認

2.2 節で示したように、断層変位による影響は、地震の場合と異なり、評価において想定する断層に沿った比較的狭い領域に限定されるという特徴がある。このため、断層変位による影響を適切に評価するには、サイトや SSC が設置されている地形や配置状況を地形図・配置図等により評価の前提として正確に把握することが重要であり、この前提として用いている図面等の情報と実サイトでの状況に相違がなく、評価が正しい結果を与えることを確認する必要がある。したがって、現場においては以下のような事項が確認すべき事項として挙げられる。

- ・ 断層変位に関わる影響評価のために収集した情報と実際の地形に相違点はないか
- ・ 影響評価の前提としている SSC 配置状況と相違点はないか

上記のいずれについても、PRA の各評価に使用した図面と現場の状況を比較して確認を行うことになる。現場での確認にあたっては、図面に記載の寸法等の数値を確認するのではなく、評価結果への影響の有無という観点から対象の要点を確認することが必要である。

#### (2) 断層変位に対する耐力に関する確認

##### 1) 設備本体について

2.3.5 項で後述するフラジリティ評価の入力として実施される断層変位に対する応答評価では、評価対象の SSC が図面どおりに設置されており、SSC の各部位に評価上期待されている耐力を低下させるような（あるいは、応答を増幅させるような）要因がないことが前提である。このため、各 SSC について図面との相違や、腐食・亀裂等の断層変位に対する耐力の低下につながる要因はないかについて点検し、フラジリティ評価の基準とする応答評

価の前提に問題がないことを確認することが必要になる。すなわち、以下のような項目を確認することになる[10]。

- ・ 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
- ・ 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
- ・ （土木構築物の場合）構造部材のコンクリートに外見上の異常（ひび割れ、浮き、剥落等）は無い

また、機器の内部水の保有機能に異常をきたす場合にはその機器の構造上の問題がなかったとしても、期待される機能が維持できていないことになるため、機器と水系配管との接合部について、以下のような項目で別途確認すべきである[10]。

- ・ 配管接合部と図面に外見上の相違点は無い
- ・ 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い

なお、実際のプラントでは配管接合部は保温材で覆われている場合があるが、図面との相違点についての判断は可能である。また、接合部の外見上の異常に関しては、漏水の有無等をもとに判断することから、保温材から水が浸み出すなどの異常により判断がつくものと考えられるため、現場担当者へのインタビューなども併せて参考にすることで本項目に関する確認は問題なく実行できる。

## 2) 動的・電氣的機器について

2.3.5.3 項で後述するように、ポンプや電気盤のような動的・電氣的機器は、断層変位特有の影響として傾斜を考慮する必要がある。すなわち、動的・電氣的機器が断層変位に起因する傾斜を受けた場合には、潤滑油の供給不良や構成部品の異常な移動により、期待される機能が維持できなくなることが考えられる（詳細については 2.3.5.3 項参照）。したがって、以下のような事項についての確認が必要といえる。

- ・ 潤滑油の油面は適切に管理されているか
- ・ 傾斜により状態変化を発生させる部品はないか

特に潤滑油については、傾斜により油貯めからの吸込みができなくなる事態が考えられるため、潤滑油が消費され油面が低下している場合には、設計上の期待よりも小さい傾斜角度で吸込み部が油面から露出することが考えられる。したがって、以下のような観点での確認が必要である。

- 潤滑油の減少が起こりうる機器か
- 油貯めの油量が十分であることを直接確認できるか
- 潤滑油量が通常の点検項目に入っているか
- 油貯めに吸込口の露出を防止する構造（バップルプレートなど）があるか

また、構成部品の異常な移動については、対象機器の機能に関わる部品（スイッチ、リレー、遮断器、など）で傾斜による重力で容易に移動してその状態が現状から変化するものがあるかどうか、という観点での確認となる。

### 3) 強制変位による影響について

断層変位によるもう一つの特徴的な影響として、2.2節で示したように、配管・ダクト・ケーブルトレイのような長尺の構造物に作用する強制変位がある。これは、配管などの支持構造物の間や建屋間の渡り部分に断層変位が作用した際に発生する相対変位によって、その配管などが破断するといった損傷に至るといえる。この影響を評価するには、評価対象となる配管などの配置状況の他に、建屋からの支持や壁貫通部の状況を正しく把握する必要がある。したがって、現場において以下のような事項についての確認が必要である。

- ・ 図面（配管図など）と支持構造物の設置状況に相違はないか（特に壁・床貫通部近傍の支持構造物）
- ・ 壁・床貫通部の状況（配管等とのクリアランス、緩衝材・シール材の施工状況など）は応答解析の前提条件と整合しているか

貫通部とその周辺の状況は、相対変位などによる応答の評価に大きな影響を与えるため、特に着目して確認することが必要といえる。但し、一般に配管・ダクト・ケーブルトレイは物量が非常に大きいため、リスク評価上影響の大きいものに対象を絞るようなスクリーニングも考慮すべきである。

### 4) アンカーボルト・基礎溶接部について

機器に対する応答の評価において基礎部の条件は非常に重要であり、基礎の条件が異なると機器全体の応答が変化してしまうことになる。このため、機器類の基礎ボルトや基礎溶接部について、実際に設置されている状況での本数（ボルトの場合）、溶接線の位置・数（基礎溶接の場合）、配置状況や健全性について応答評価の前提どおりであるか確認し、 fragility 評価の入力に与える影響はないかを確認することが必要となる。この目的のために現場で確認すべき項目としては、以下のようにまとめられる[10]。

- ・ 図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無いか
- ・ 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）は無いか
- ・ 締め付け強度は適切に管理されているか（ゆるみ止め対策がされているか）

なお、ボルトの締め付け強度の管理に関して、具体的には以下のような点から確認することができる。

- ボルトに引かれている合いマークがずれていないか
- ボルトに塗られているペンキに割れや剥がれがないか
- スプリングワッシャーやダブルナットによるゆるみ止めがされているか
- ボルトを緩ませるような振動が発生する機器ではないか

また、定検時等の点検において構造に係るトラブルが発見されたことがあるかどうかといったことを作業員にインタビューすることによって確認することもできる。

## 5) 可搬型設備について

原子力発電プラントにおいて重大事故対策設備として重要な役割を果たす電源車や消防ポンプのような可搬式設備については、机上評価においてその耐力・応答を評価することが難しいことから、現場で実物を確認することが非常に重要である。このような可搬設備は設置位置の地盤が傾斜することにより転倒し、使用不能になる事態が考えられる。一方で、一般的に可搬式設備は地震による転倒防止や竜巻対策として固縛の措置が取られていることが多く、この場合には断層変位による転倒を対象外とすることも考えられる。そこで、可搬設備に対する固縛の有無とその固縛措置が傾斜による転倒を防止しうるものかどうかの観点で確認を行うことが適当といえる。すなわち、可搬設備に対する確認事項としては、下記のようにまとめられる。

- ・ 転倒防止・竜巻対策等の固縛がされているか

### (3) 二次的影響に関する確認

ある設備が断層変位による損傷を免れたとしても、その周辺にある他の設備の損傷に巻き込まれる形で損傷する可能性がある場合には、それを評価において適切に考慮する必要がある。このような影響については、机上検討で確認することは難しく、現場で確認するサイト・プラントウォークダウンの実施が非常に大きな意味を持つといえる。

直接的な影響という観点では、調査対象設備の周辺に、それが損傷することにより倒壊・落下・移動して対象 SSC を破損させうる耐力の低い（耐震重要度の低いクラスに分類される）SSC がないか、クレーン類の落下・コンクリートの剥落・照明等の建屋の付帯物の落下により被害を受けることがないか、さらに、固縛されていないために断層変位発生時に移動して対象 SCC に衝突することで損傷を与えうる重量物が周辺にないか、といったことが確認すべき事項としてあげることができる。

次に、間接的な影響という観点では、溢水及び火災による影響として、対象設備の周辺にある配管・タンク類で、破損した場合に保有水・蒸気が対象 SSC に到達することで損傷させうるものがあるか、断層変位発生時に拡散・引火して対象 SSC に損傷を及ぼすことが考えられる可燃物（油脂類など）があるか、について確認することになる。

また、動的・電氣的機器では、その機器本体が健全であっても、接続されているケーブルの異常により電源や信号伝達が損なわれると、期待されている機能を果たすことができなくなる。したがって、調査対象機器に接続されているケーブルが、機器の傾斜により損傷しない程度の柔軟性や余長を持っているかを確認することも必要である。

以上から、二次的な影響として確認すべき事項をまとめると以下のようなになる[10]。

- ・ 倒壊・落下・移動により被害を与えうる周辺の SSC の耐力は問題ないか
- ・ 周辺に固縛されていない重量物はないか
- ・ 周辺 SSC の損傷時、その周辺 SSC の保有水による影響はないか
- ・ 周辺に火災源（可燃物）はないか
- ・ 接続されているケーブルは機器の傾斜による損傷を受けないか

#### (4) アクセス性及び現場操作に関する確認

断層変位による事故が発生した場合の緩和操作などにおいて、現場での起動が必要な設備や現場での復旧作業による機能回復を見込むことができる機器（断層変位発生時の一時的な機能喪失に対して、設備の回復操作、隔離操作、予備品の使用又は応急的な修繕措置によって機能回復を期待する設備）による効果を検討することで、より現実的な評価とすることができる。但し、この場合には、その根拠として断層変位発生後に作業員が対象機器まで、アクセスできるかどうか、操作できるかどうか、について確認する必要がある。これは実機での作業に関わる内容であるので、机上検討で確認することは困難であり、対象設備そのもので実際に確認することが適切である。

具体的には、作業場所への到達という観点から、断層変位の発生によって発生する設備の倒壊、道路の損傷、土砂崩れなどにより通路が塞がれるなどで、作業員が対象機器にアクセスすることが不可能になることがないか、可搬式設備を保管場所から搬出することが不可能になることがないかを確認する。また、仮に設備の倒壊、道路の損傷、土砂崩れなどにより、作業場所へのアクセスや可搬式設備の搬出が困難になる事態が発生した場合でも、その事態を打開するための資機材（ブルドーザー、地面に敷く鋼板、など）が用意されていれば、対象機器に期待することができるので、それらの資機材が断層変位によって使用不能にならないことを確認することが必要である。

次に、機器へのアクセスという観点では、対象設備を銘板等により識別することができるか、周辺斜面のすべりによって発生する土砂で機器・作業員が被害を受け作業が不能になることがないか、周辺の設備を含めて接近するのに危険な可動部分（回転シャフトや駆動ベルトなど）が存在しないか、ということが確認すべき事項となる。

さらに、現場での操作の観点では、そもそもその設備が現場で作業員が起動・停止などの操作を行うことができる設計になっているか、作業を行うだけのスペースがあるか、作動状態を現場で確認することができるようになっていないか、という確認が必要になる。

以上をまとめると、アクセス性及び現場操作について確認すべき事項は以下のように整理することができる[10]。

- ・ 周辺斜面の崩落による土砂の流れ込み、近傍の設備の倒壊、道路の損傷などにより全てのアクセスルート及び機器搬入路が使用不能になることがないか
- ・ 機器へのアクセス性を確保するための資機材が用意されているか
- ・ 対象機器の識別が可能であるか
- ・ 周辺斜面からの被害を受けないか
- ・ 機器の危険な可動部分によりアクセスが妨げられることがないか
- ・ 現場での操作が可能であるか
- ・ 操作のための作業場所が確保できるか
- ・ 機器の作動状態が確認できるか

## (5) 断層変位 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件に関する確認

事故シーケンス評価におけるシステムのモデル化において、プラントごとに特別に考慮する設備操作を取り込む場合があり、そのモデル化されている若しくはモデル化する可能性のある設備（その設備に関連する操作も含む）の条件について、実現可能性を現場において確認することが必要となる（例えば、主盤に対し S 信号の手動投入を考慮する事が考えられる。このモデルを考慮する場合、その操作が可能かどうかを確認する）。本項目の確認事項として簡単にまとめると以下のようになる。

- ・ モデル化の前提条件が適切であるか

この確認の方法としては、設備が想定する操作に対応しているか、手順が整備できているか、教育・訓練が実施されているか、といった点について実機の調査や運転員へのインタビューによって確認することになる。

### 2.3.2.2 まとめ：サイト・プラントウォークダウン

リスク評価の観点での断層変位に関するサイト・プラントウォークダウンについては具体的な手法や実施した前例がなかったが、本項で提案した手法により断層変位の特徴を踏まえて収集すべき情報と調査内容が明確になり、実際のプラントでのサイト・プラントウォークダウンの実施が可能となった。

### 2.3.3 事故シナリオの分析

本項では、断層変位 PRA において検討の対象となる、断層変位を起因として SSC に損傷が生じた場合に発生する事故シナリオの同定と分析、また、定量化に向けたスクリーニングまで含めた一連のプロセスについて示す。

地震の場合は地震動がサイト全域に影響を及ぼし、すべての SSC がその影響を受けることを前提に事故シナリオを検討するのに対して、2.2 節で述べたように、断層変位の場合はその影響が発生した断層に沿った比較的狭い領域に限定されることに特徴がある。この特徴を考慮したうえで、PRA の対象とする炉心損傷、格納容器機能喪失等の事象に応じた事故シナリオの分析を行う必要があるが、現時点で断層変位を対象として明確にされた方法はない。また、考えられる事故シナリオについて、そのすべてを事故シーケンス評価の対象とすることは合理的ではないため、適切にスクリーニングを行うことが必要である。これは、その発生の可能性や炉心損傷・格納容器機能喪失等に至る可能性が、断層変位の特性を踏まえた定量・定性的検討やサイト・プラントウォークダウンによる調査の結果、無視しても問題ないと判断できる事故シナリオについては、評価対象外としてスクリーンアウトするという考え方である。このような事故シナリオのスクリーニングについては評価の説明性の観点からもその基準やプロセスを明確にすることが必要である。本研究では、このような事故シナリオの取り扱いについてまとめ、事故シナリオの同定に関わる手法として示した。[2]

### 2.3.3.1 断層変位とその事故シナリオの特徴

2.2節で述べたように、断層変位ではプラントへの影響範囲は出現する断層に沿った局所的なものであり、発生する断層変位の規模やその発生頻度については不確かさが大きい。

断層変位が発生した場合には、安全上重要な建物・構築物、土木構築物への構造的な影響や機器・配管等の機能維持に影響することが考えられるが、断層変位の影響は局所的であること、また、一般に既存の原子力施設は立地選定の段階において大きな変位量となるような断層を避けて建設されていることから、断層変位が発生してもその発生位置や規模等により炉心損傷などに至らない事故シナリオが多く存在すると考えられる。これを踏まえて事故シナリオを十分に分析して評価対象とするシナリオを適切に選定する必要がある。

### 2.3.3.2 事故シナリオの同定

#### (1) 事故シナリオ同定のフロー

事故シーケンス評価への入力とする具体的な事故シナリオの同定にむけ、評価対象プラント及び断層に関する情報に基づいた、評価対象とする起因事象の選定及び評価に用いる機器リストの作成に至る一連の流れをフローの形で図 2.3.3-1 に示す。また、図中の各項目の内容を以下に示す。

#### ①断層の想定

評価する原子力プラントに対し、断層の発生位置、規模（起こりうる変位量）を想定する。

#### ②断層変位により影響を受けるSSCの特定

断層の発生位置から、断層変位にて損傷する可能性のあるSSCを特定する。地震PRAと同じく損傷可能性のある建屋・機器を特定するが、2.2節で示したような相対変位による建屋間渡り配管の損傷など、地震PRAでは主要にならない損傷モードについて留意が必要である。一方で、断層変位による起因事象の発生及び緩和設備の機能劣化を評価するうえで、損傷（機能喪失）する可能性が極めて低いと判断されるSSCをスクリーニングアウトすることで、リスク上重要なシナリオに着目した評価を効率的に行うことにも留意が必要である。

#### ③機器リストの作成

②にて選定した断層変位により損傷する可能性のあるSSCをリスト化する。リストに記載されたSSCは、フラジリティ評価対象の候補となる。

#### ④起因事象の分析及び緩和系の特定

③で作成した機器リストに基づき、断層変位にて建屋・機器が損傷した時にどのような起因事象が発生するかの特定を行う。またそれらの起因事象によって発生する事象の緩和に必要な緩和設備を同定する。



### ⑤事故シナリオ・起因事象のスクリーニング

プラントへ与える影響の大きさと事象が発生する確率の観点から、詳細な事故シーケンス定量評価の対象とするべき事故シナリオ・起因事象を選定する。具体的なスクリーニングの考え方については次項にて示す。

また、選定された起因事象については、事象の包絡関係を考慮し、起因事象を複数のグループに整理したうえでシステムモデルにて評価する起因事象として取り扱う。

なお、断層変位は実績の少ない事象であり知見の蓄積も十分ではないことから、スクリーニングに当たっては、本来は必要なものまで除外することがないように十分に留意すべきである。

### ⑥起因事象と緩和系の機器リストの作成

⑤にて選定した、事故シーケンス評価を実施すべき起因事象及び必要な緩和系に係るSSCを機器リストとしてまとめる。

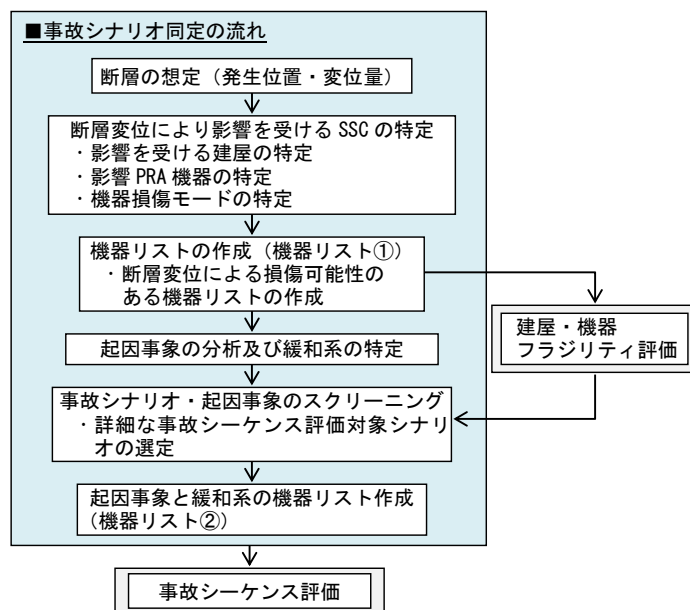


図 2.3.3-1 事故シナリオの同定の流れ

### (2) 断層変位の事故シナリオの分析

前述のように、断層変位はその発生頻度やプラントへ与える影響に関する不確かさが大きい。したがって、事故シーケンス評価におけるモデル作成に向けた事故シナリオの検討に当たっては、断層変位リスクの全体把握のため、断層変位の特徴を踏まえ、事故シナリオの発生頻度とプラントへの影響の両面に対して重要な事故シナリオを抽出し、重要度の高いシナリオを優先的に評価するという段階的アプローチが有効であると考えられる。そ

ここで、図 2.3.3-2 に示すように、事故シナリオの発生確率とプラントへの影響をそれぞれ高／低とした4つの区分を作成し、それぞれの区分に対する事故シナリオを分析するという方法を示す。なお、ここでいう発生確率とは、断層変位が作用する前提でSSCが影響を受けることの条件付き確率をいうものであり、断層変位の発生確率そのものを意味しているものではない。

①：高影響・有意な発生確率の事故シナリオ

高影響かつ、有意な発生確率をもつ事故シナリオは、断層変位の事故シーケンス評価結果において支配的なシナリオとなり、断層変位のリスクを特徴づけるものになると考えられる。この区分のシナリオは、事故シーケンス分析の主要な対象となる。

この区分に該当する事故シナリオの例としては、以下のものが考えられる。

➤ 海水系・補機冷却水系の機能喪失をともなう事象

海水・補機冷却水系は、複数の安全系設備のサポート機能を有している。建屋内設備の損傷の他に、断層変位による建屋間渡り配管の損傷や、土木構造物として重要な海水取水ライン構造物が損傷することでも発生する可能性がある。

➤ 外部電源の喪失を伴う事象

外部電源系は、複数の安全系設備のサポート機能を有しており、設備の設置範囲が広く、構造的な耐力も低いため、断層変位の影響を受ける可能性が高い。

➤ 制御棒の挿入性が阻害される事象

原子炉建屋が大きく傾斜した場合に発生する可能性がある。

②：低影響・有意な発生確率の事故シナリオ

断層変位は地震を伴って発生する可能性が高いため、地震に対する耐力が比較的低い低耐震設備については、有意な確率で損傷が発生すると考えられる。ただし、低耐震設備は損傷時にプラントに与える影響が比較的小さいと考えられるため、本区分の事故シナリオに該当する。具体的には、以下の事故シナリオが例として考えられる。

➤ 主給水喪失事象などの過渡を伴う事象

③：高影響・低発生確率の事故シナリオ

高影響だが発生確率の低い事故シナリオについては、事象そのもの及び断層変位によるプラントへの影響について不確かさが大きく、緩和シナリオを詳細に検討する事は難しい。しかし、発生確率は低いため、重要度の高い事故シナリオ

を優先的に評価する段階的アプローチの最初の段階としては、事故シナリオを詳細に分析せず、当該事故シナリオの発生確率に着目した評価とすることが適切と考えられる。

➤ ECCS の性能を超える大規模 LOCA など

④：低影響・低発生確率の事故シナリオ

低影響かつ発生確率の低い領域に含まれるシナリオについては、断層変位の事故シーケンス評価結果において支配的なシナリオとはならないため、重要度の高いシナリオを優先的に評価する段階的アプローチの最初の段階としてはスクリーンアウトすることが適切である。

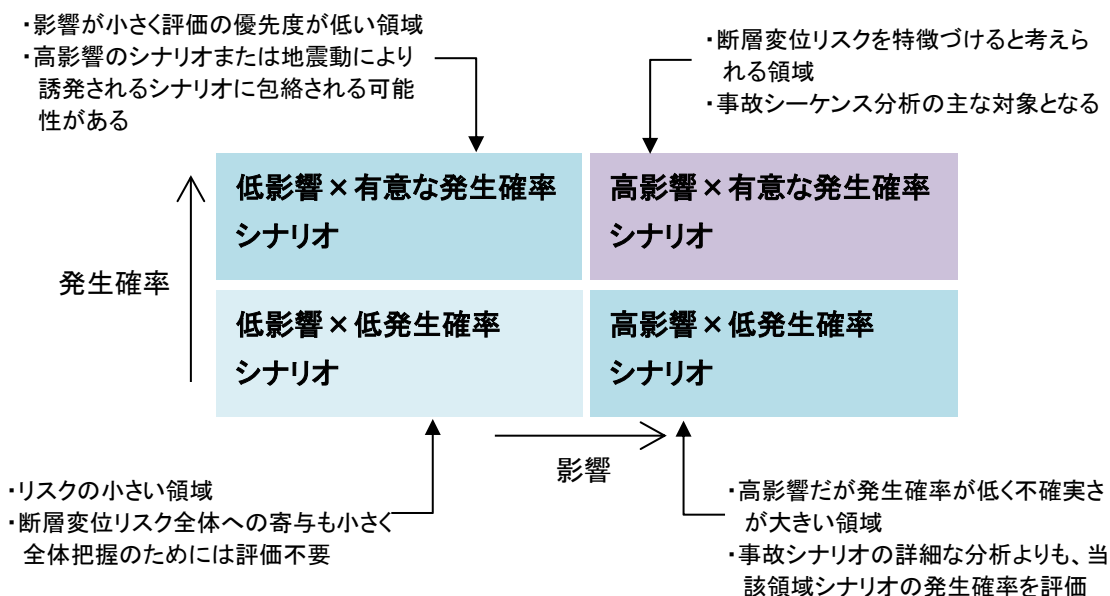


図 2.3.3-2 事故シナリオの影響と発生確率に応じた事故シナリオの分類

(3) 起因事象と事故シナリオのスクリーニング

断層変位 PRA を実施するうえでは、リスクに与える影響が小さい事象まですべて網羅して定量化を行うことの意味は小さく、その目的から考えてリスク上重要な事象に着目した効率的な評価を行うことが適切といえる。このため、断層変位で発生しうる起因事象及び事象緩和に必要な緩和系に対し、後述する建屋・機器フラジリティに関する情報も踏まえ、評価対象とする起因事象のスクリーニングを実施する。スクリーニングの基本的な考え方は、プラントへ与える影響が無視できる場合や他の事象に対して相対的に十分小さいといえる

場合には、評価から除外するというものである。このような考え方に基づくスクリーニングの方法の一つとして検討したものを図 2.3.3-3 に示す。これは、断層変位により発生する起因事象が過渡事象を超えるものであるか、起因事象を誘発する SSC 及び起因事象を緩和する SSC は断層変位に対し十分耐力があるか、という基準を用い、プラントへ与える影響の大きさと事象が発生する確率の観点から詳細な事故シーケンス評価をするべきかどうかを判断するというものである。

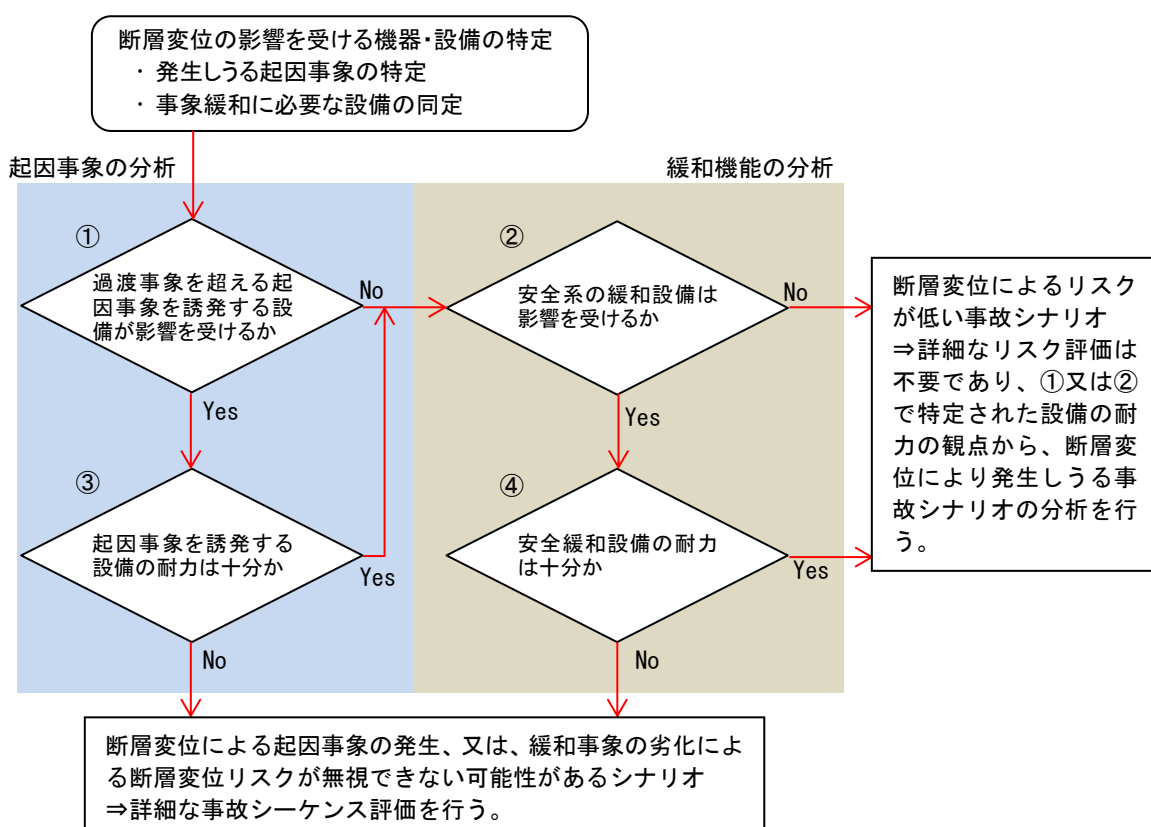


図 2.3.3-3 事故シナリオのスクリーニング方法

### 2.3.3.3 まとめ：事故シナリオの分析

これまで断層変位を前提とした事故シナリオの取り扱いが明確ではなかったが、本項で提案した手法により、断層変位に対してその特徴を踏まえた事故シナリオの同定、分析、定量化に向けたスクリーニングまで含めた一連のプロセスが明確となり、断層変位による起因事象と評価対象 SSC を抽出し脆弱性評価と事故シーケンス評価に必要な情報を提示することが可能となった。

### 2.3.4 確率論的断層変位ハザード

断層変位 PRA に用いる確率論的断層変位ハザードについては各所で研究が行われ具体的な評価手法が提示されている。とくに日本国内の実プラントに向けた評価に当たっては、1.2.2 項及び 2.1.5 項で示した高尾らによって日本国内データに基づいて整備された評価方法を用いることが適当と考えられる。そこで、本論文では文献に基づき確率論的断層変位ハザード評価の概念について示す。Young ら(2003)は、確率論的断層変位ハザード評価に対して変位アプローチと地震アプローチの二つの方法を示しており[5]、以下にこれらの概要を述べる。

#### 2.3.4.1 変位アプローチ

変位アプローチは、2.1.8 項で述べた、既知の断層を評価対象とする場合の断層変位発生頻度評価に対応するものである。すなわち、評価地点固有の断層位置、断層タイプ、活動履歴、変位量などのデータに基づく手法であり、後述の地震アプローチよりも不確実さを小さくできる可能性がある[15]。評価要素としては、評価対象の断層の位置、最新の変位、1 回当たりの変位量、活動履歴などである[15]。

変位アプローチによる断層変位の年超過頻度の概念は以下の式で表される[5]。

$$v(d) = \lambda_{DE} \cdot P(D > d | \text{Slip}) \quad (\text{式 2.3.4-1})$$

ここで、 $v(d)$  : 評価地点において  $d$  を超える断層変位の年発生頻度

$\lambda_{DE}$  : 断層変位が生じる 1 年あたりの頻度

$P(D > d | \text{Slip})$  : 発生した断層変位量が  $d$  を超える条件付き確率

変位アプローチは評価しようとする断層の情報を直接使用してその断層変位の発生頻度を求める方法であり、入力と応答の対応付けが明確になることからフラジリティ評価との親和性も高いといえる。しかしながら、この方法には個別の断層固有の情報が必要であり、その整備が難しいことから実際の運用については各所で研究が進められているところ（生玉ら (2017) [16]による震源断層からの断層変位地盤伝達モデルの検討、など）であり、次項で述べる地震アプローチを用いるのが一般的である。

#### 2.3.4.2 地震アプローチ

地震アプローチは、2.1.8 項で述べた、未知の断層を評価対象とする場合の断層変位発生頻度評価に対応するものである。すなわち、評価地点固有のデータがない場合に、周辺の地震（活断層）の特徴に基づき評価を行うものであり、前述の通り現在の断層変位ハザード評価において一般的な方法である。この方法の概念は確率論的地震ハザード評価と類似しており、また、均質的なデータに基づくので不確実さの取扱が重要となる[15]。評価要素としては、断層のタイプ、3 次元的な幾何学形状、地表変位が生じる確率、主断層による地震の

マグニチュードや変位量、副断層の主断層からの距離などである[15]。

地震アプローチによる評価については、高尾ら（2013）[7]により整備された方法が参考文献[17]に整理されているので、以下ではその内容を引用する（図表番号は本論文に合わせて修正）。

地震アプローチでは、断層変位の年超過頻度は、2種類の断層による断層変位の頻度の和として評価される。一つは主断層による断層変位であり、もう一つは副断層による断層変位である。主断層は、地表地震断層のうち、震源断層と密接に関係している断層と定義される。副断層は、地表地震断層のうち、震源断層と密接に関係しているとは言えないが、地表に断層変位が生じたものと定義される。活断層の活動に伴ってその活断層から離れた場所で副次的または従属的に生じた断層変位と言うこともできる。図 2.3.4-1 に、主断層が評価地点を通る場合(a)と通らない場合(b)の年超過頻度の評価概念を示す。(a)の場合は、F1断層の活動によって生じる断層直上の断層変位と、F2断層の活動によってそれらの断層から離れた場所で副次的に生じる断層変位を評価する必要がある。一方、(b)の場合は、断層直上の断層変位を評価する必要はなく、F1断層およびF2断層の活動によってそれらの断層から離れた場所で副次的に生じる断層変位を評価すればよい。

高尾・他(2013)による主断層による断層変位の年超過頻度算定の概要を図 2.3.4-2に、副断層による断層変位の年超過頻度算定の概要を図 2.3.4-3 に示す。各項を評価するための式は高尾・他(2013)で与えられている。

なお、確率論的断層変位ハザード評価の計算では格子依存性（格子が小さくなると副断層の発生確率が小さくなるので、結果として年超過頻度が小さくなる）が知られているので、具体的な適用にあたっては対象施設の規模を考慮して適切な大きさの計算格子を設定する必要がある[17]。

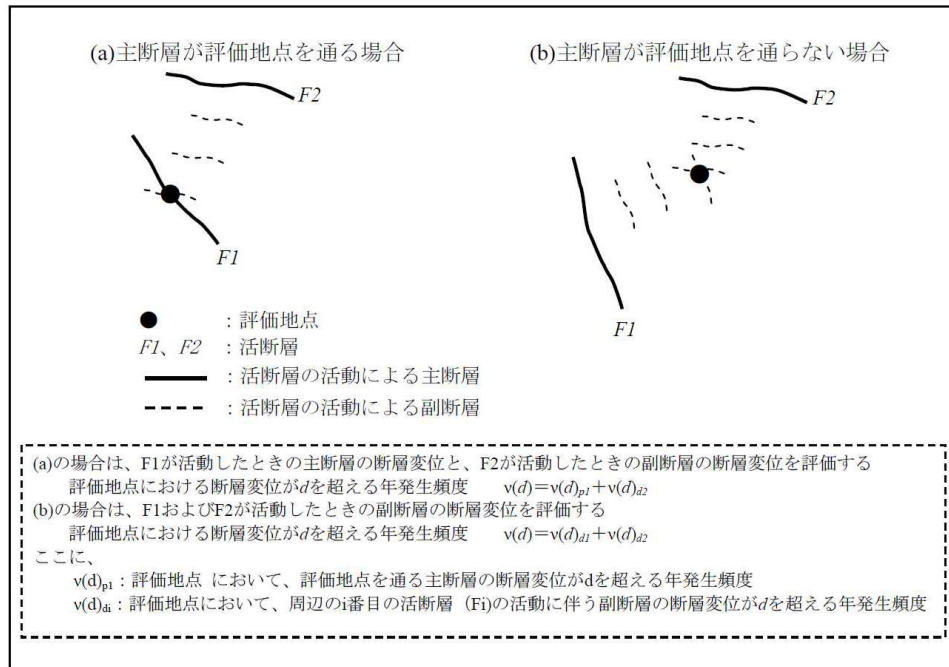


図 2.3.4-1 断層変位の年超過頻度の評価概念 (高尾・他 (2013) による) [17]

$$v(d)_{p1} = P_0 \times P_{1p} \times P_{2p} \times P_{3p}$$

- $P_0$ : 活断層が活動する1年あたりの頻度
- $P_{1p}$ : 活断層が活動したときに主断層の断層変位が地表で発生する確率
- $P_{2p}$ : 主断層による断層変位が地表で発生した場合にその断層変位が評価地点で発生する確率
- $P_{3p}$ : 主断層による断層変位が評価地点で発生した場合にその断層変位がある値を超過する確率

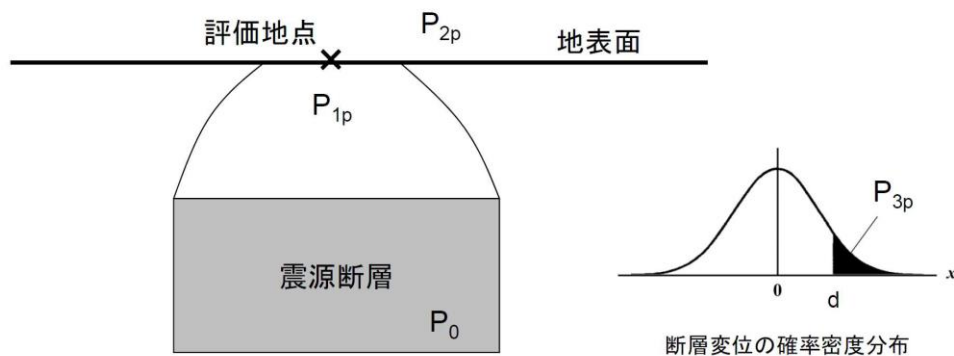


図 2.3.4-2 高尾・他 (2013) による主断層による断層変位の年超過頻度算定の概要[17]

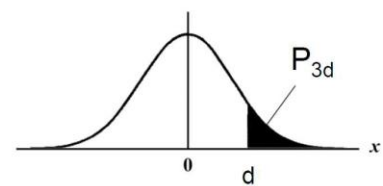
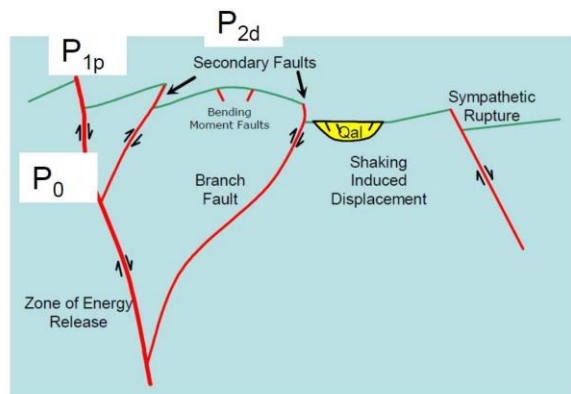
$$v(d)_{d1} = P_0 \times P_{1p} \times P_{2d} \times P_{3d}$$

$P_0$  : 活断層が活動する1年あたりの頻度

$P_{1p}$  : 活断層が活動したときに主断層の断層変位が地表で発生する確率

$P_{2d}$  : 活断層が活動したときに活断層から離れた場所で副断層の断層変位が地表で発生する確率

$P_{3d}$  : 副断層の断層変位が評価地点で発生した場合にその断層変位がある値を超過する確率



断層変位の確率密度分布

(左図は、J.A.Treiman(2009)に加筆)

図 2.3.4-3 高尾・他 (2013) による副断層による断層変位の年超過頻度算定の概要[17]



## 2.3.5 フラジリティ評価

### 2.3.5.1 断層変位フラジリティの概念

2.1.6 項で述べたように、断層変位フラジリティ評価の目的は、評価対象とする SSC の損傷確率を断層変位量の関数で表し、事故シーケンス評価の入力とするものである。

ここで、対象とする SSC の現実的耐力の分布と、入力に対する現実的な応答の分布に基づき、入力とする指標の関数でその損傷確率を算出するという意味では、断層変位フラジリティの概念や損傷確率を算出するための計算式は地震 PRA におけるフラジリティと同様である。一方で、フラジリティ評価において必要となる現実的耐力分布と現実的応答分布については、地震動に対しては国内外において多様なデータが利用可能であり、今日の実機での評価に活用されている。しかしながら、断層変位に対しては、原子力プラントについて現実的な耐力・応答に関する利用可能なデータ（中央値・不確かさなど）はほとんどなく、地震動に対する耐震評価に相当するような断層変位に対する決定論的な健全性評価自体が行われた例も非常に少ない。また、断層変位を対象としたフラジリティ評価手法として体系化されたものも存在しない。つまり、地震動フラジリティ評価の考え方をある程度参考とすることができるものの、断層変位フラジリティとしての定量的な評価の実施は利用できる情報が乏しいために非常に困難であるのが現状である。

このため、本研究では、断層変位フラジリティ評価において必要である、損傷モードの特定、耐力・応答の中央値の設定、不確かさ要因の分析、これらを踏まえた応答・耐力分布の定量化、といった要素について明確化する検討を行い、フラジリティ評価手法として体系化した。

なお、地震フラジリティの場合は解放基盤面での地震加速度が指標であるのに対して、断層変位フラジリティの場合は断層変位量が指標となるので、断層変位を入力とした SSC の応答評価（部材の発生応力、傾斜量、ひずみ量などの算出）と応答の種類に応じた耐力に関する情報が必要となる。地震の場合は、原子力プラントの設計用基準地震動（いわゆる  $S_s$  地震動）をフラジリティ評価用の基準となる地震動ととらえ、工事計画認可申請で用いられる耐震計算書などから応答評価結果や耐力の情報を得てフラジリティ評価を行うことができた。一方で、原子力プラントにおける断層変位の場合は、耐力に関する情報は耐震設計のものを参照することができるものの、前述のように耐震設計に相当する「断層変位に対する設計」というものが存在しないことから、応答に関して使用可能な情報がほとんどない。このため、現時点では、断層変位フラジリティ評価を実施するためには、基準となる断層変位量を設定のうえ、対象 SSC の応答評価を実施するところから始めなければならないことに留意が必要である。また、評価対象への断層変位の作用は、地震動による振動とは異なり、比較的遅い速さで一方向に作用するものといえる。例として、図 2.3.5-1 に 2016 年熊本地震における益城町での上下方向の変位波形と、比較として加速度波形とを示す[18]。この例では、5 秒前後の時間を要してある方向へ数十 cm 程度変位していることが分かる。このことから、断層変位に対する応答評価は、動的な評価が主となる地震動の場合とは異なり、静

的な評価となることにも留意すべきである。

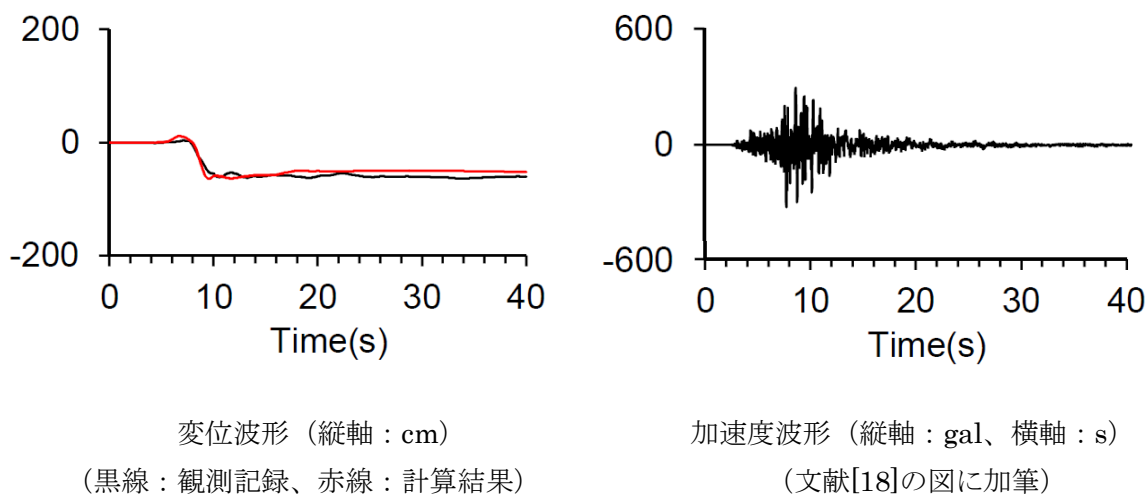


図 2.3.5-1 2016年熊本地震における益城町での変位・加速度波形[18]

### 2.3.5.2 建屋・土木構築物フラジリティ

本項では、建屋・土木構築物を対象とした時の断層変位フラジリティについて、その損傷モードに関する検討を行った後に、フラジリティ評価として損傷確率の定量化方法について示す。

#### (1) 建屋・土木構築物の損傷シナリオ

##### 1) 建屋

建屋の要求機能喪失につながる構造損傷モードとしては、一般的に、安定性に関わる損傷モード、層崩壊に関わる損傷モード、局部破壊に関わる損傷モード、間仕切り壁、扉などの非構造部材の破壊に関わる損傷モードなどが想定される[10]。一方で、断層変位による影響を想定した場合は、基礎版、地下外壁などの部材の曲げ破壊、せん断破壊などが支配的な構造損傷モードとして考えられる。

なお、断層変位はその影響範囲が比較的狭い領域に限定されるため、建屋・構築物の破壊が局所的な範囲にとどまることも考えられる。この場合は、評価対象の機能喪失には至らない場合もあるので、損傷モードの抽出は評価対象に期待される機能の維持との関連を考慮することが重要である。

断層変位に対する建屋の損傷モードについては、日本原子力学会 断層の活動性と工学的なリスク評価調査専門委員会報告書「断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策」（参考文献[1]）において整理されており、以下にその内容を引用する（図表番号は本論文に合

わせて修正した)。

断層変位に伴う建屋の損傷モードの特徴としては、地震応答に伴う建屋の損傷モードと比較して、建屋下部における損傷が支配的なことにある。

断層変位に伴って考慮すべき建屋の損傷モードは、基礎版及び耐震壁の曲げ破壊あるいはせん断破壊であると考えられる。これらの設計レベルから終局に至るまでの過程として、次のとおり整理できる。

①曲げ破壊

- ・面外曲げ

引張側鉄筋降伏 → コンクリートクラックによる支持機能限界

→ 引張側鉄筋の塑性変形増大／破断 あるいは 圧縮側コンクリート圧壊

②せん断破壊

- ・面外せん断

コンクリートひび割れ → コンクリートせん断破壊

- ・面内せん断

コンクリートひび割れ → 鉄筋コンクリート支持機能限界 → せん断破壊

表 2.3.5-1 には、断層の種類とこれらの損傷モードの関係を示す。

表 2.3.5-1 断層の種類による損傷モードの関係[1]

| 断層形式  | 建屋への作用                            | 耐震壁の<br>損傷モード              | 床・基礎版の<br>損傷モード   |
|-------|-----------------------------------|----------------------------|-------------------|
| 正断層   | 縦ずれ変位                             | 面内せん断破壊                    | 面外曲げ破壊<br>面外せん断破壊 |
| 逆断層   | 縦ずれ変位                             | 面内せん断破壊                    | 面外曲げ破壊<br>面外せん断破壊 |
|       | 断層走向直交方向<br>の圧縮<br>(図 2.3.5-2 参照) | 面外曲げ破壊<br>面外せん断破壊<br>(地下部) | —※                |
| 横ずれ断層 | 横ずれ変位                             | 面外曲げ破壊<br>面外せん断破壊<br>(地下部) | —※                |

※：応力は発生するものの、損傷を与えるレベルには至らないと判断

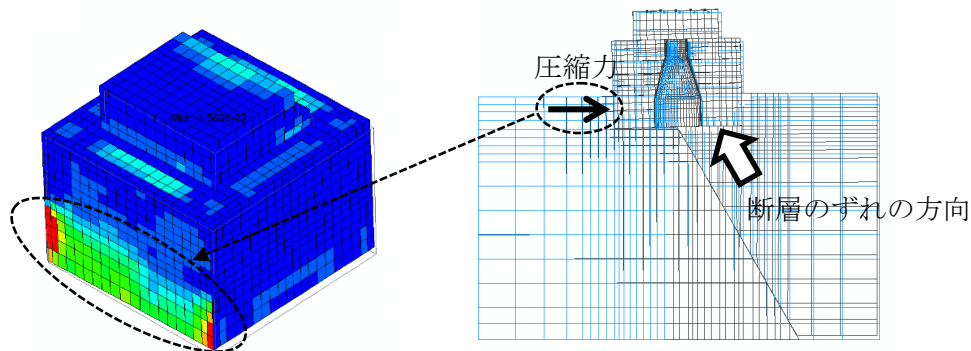


図 2.3.5-2 逆断層による断層走向直交方向の圧縮力が建屋に作用するイメージ[1]

## 2) 土木構造物

原子力プラントの PRA において考慮する安全上重要な土木構築物としては、海水取水系統設備の取水ピット（ピット躯体と海水ポンプ・循環水ポンプ設置構造物）、取水路、海水管ダクト（トレンチ）などが挙げられる。このような構造物の損傷モード・部位はその要求機能を踏まえて検討する。すなわち、取水ポンプや配管を設置する空間の維持と変形に対して内部の機器などの支持機能を維持するための耐荷性能を確保する必要がある。また、特に取水ピットの場合は、取水に必要な空間を確保するための耐荷性能と漏水を防止するための止水性能を確保することが必要である[10]。

このような要求性能の維持に関わる損傷モードについて、参考文献[1]において整理されており、表 2.3.5-2 に引用して示す。

表 2.3.5-2 土木構造物の損傷モードと構造上の許容限界等の目安値に関する調査結果[1]

| 損傷モード | 状態    | ①設計上の許容限界  | ②終局限界   |
|-------|-------|--|---|
| 面外曲げ  | 曲げ終局  | 限界層間変形角評価式による限界層間変形角に対して適切な安全係数を考慮<br>ただし、<br>各種強度：設計用値                      | 限界層間変形角評価式による限界層間変形角<br>ただし、<br>各種強度：実力値                      |
| せん断   | せん断破壊 | 腹部コンクリートの斜め圧縮破壊耐力及び棒部材式又はディープビーム式によるせん断耐力に対して適切な安全係数を考慮<br>ただし、<br>各種強度：設計用値 | 腹部コンクリートの斜め圧縮破壊耐力及び棒部材式又はディープビーム式によるせん断耐力<br>ただし、<br>各種強度：実力値 |

## (2) 損傷モードに対応した損傷シナリオの分類

ここでは、2.3.5.2(1)に示した断層変位に伴う建屋・構築物の損傷モードを踏まえ、損傷シナリオの分類を検討した。損傷シナリオに際しては、断層変位の形式・位置・傾斜角に着目して、格納容器損傷（CF）に与える影響の観点に加えて、主としてレベル 1PRA に立脚した炉心損傷（CD）に与える事故シナリオの観点から損傷シナリオを以下の 3 種類に分類する。

- ①損傷シナリオ H：炉心損傷に与える影響が大きい
- ②損傷シナリオ M：炉心損傷に与える影響が比較的大きい
- ③損傷シナリオ L：炉心損傷に与える影響が比較的小さい

断層変位に伴う建屋の損傷モードに対応した損傷シナリオを分類した結果を表 2.3.5-3 に示す[19]。

表 2.3.5-3 断層変位に伴う建屋の損傷モードに対応した損傷シナリオ[19]

| 変位センス | 断層位置   | 傾斜角   | 躯体損傷モード*   | 損傷シナリオ   |
|-------|--------|-------|--|--|
| 逆断層   | 格納容器内  | 高角    | 格納容器：倒壊の可能性有（支持地盤の硬軟による**）<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***）<br>地下外壁局所：一部破壊の可能性有（側方地盤の硬軟による***） | シナリオ H<br>CF 大<br>CD 大<br>(格納容器倒壊)<br>(炉心損傷直結) |
|       |        | 低角    | 格納容器：倒壊の可能性中（支持地盤の硬軟による**）<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性大（側方地盤の硬軟による***）<br>地下外壁局所：破壊の可能性有（側方地盤の硬軟による***）   | シナリオ H<br>CF 中<br>CD 大<br>(炉心損傷直結)             |
|       | 格納容器外  | 高角    | 格納容器：倒壊の可能性小<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***）<br>地下外壁局所：一部破壊の可能性有（側方地盤の硬軟による***）               | シナリオ M<br>CF 小<br>CD 中                         |
|       |        | 低角    | 格納容器：倒壊の可能性小<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性大（側方地盤の硬軟による***）<br>地下外壁局所：破壊の可能性有（側方地盤の硬軟による***）                 | シナリオ H<br>CF 小<br>CD 大<br>(炉心損傷直結)             |
| 正断層   | 格納容器内  | 高角    | 格納容器：倒壊の可能性有（支持地盤の硬軟による**）<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性小<br>地下外壁局所：破壊の可能性小                                 | シナリオ H<br>CF 大<br>CD 大<br>(格納容器倒壊)<br>(炉心損傷直結) |
|       |        | 低角    | 格納容器：倒壊の可能性中（支持地盤の硬軟による**）<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***）<br>地下外壁局所：一部破壊の可能性有（側方地盤の硬軟による***） | シナリオ M<br>CF 中<br>CD 中                         |
|       | 格納容器外  | 高角    | 格納容器：倒壊の可能性小<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性小<br>地下外壁局所：破壊の可能性小   | シナリオ L<br>CF 小<br>CD 小                         |
|       |        | 低角    | 格納容器：倒壊の可能性小<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***）<br>地下外壁局所：一部破壊の可能性有（側方地盤の硬軟による***）               | シナリオ M<br>CF 小<br>CD 中                         |
| 横ずれ   | 格納容器内外 | 高角・低角 | 格納容器：倒壊の可能性小<br>建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***）<br>地下外壁局所：破壊の可能性有（側方地盤の硬軟による***）                 | シナリオ M<br>CFF 小<br>CDF 中                       |

\*) 建屋と地盤間の接触・摩擦が大きいと、基礎版の損傷は大きくなり、建屋傾斜は小さくなる。また、地下外壁の損傷に大きな影響はない。

\*\*) 支持地盤が硬岩の場合には地盤の損傷に比べて、基礎版の損傷が支配的となる。支持地盤が軟岩の場合には、基礎版の損傷に比べて、地盤の損傷が支配的となり、建屋安定性に影響を与える。ここで、一般的な原子力プラントサイトの支持地盤のせん断波速度は500~2500m/sであり、コンクリート強度を30N/mm<sup>2</sup>とすると基礎版のせん断波速度は約2000m/sである。

\*\*\*) 埋込みがある場合には周辺地盤の硬軟が損傷モードに影響を与える。周辺地盤が比較的硬い場合には、地下外壁の面外せん断破壊が支配的となる。周辺地盤が比較的軟らかい場合には、建屋傾斜が大きくなり、接地率が小さくなる。その結果、基礎版の面外破壊が支配的となる。また、建屋転倒に与える影響に関しては、建屋重心位置と埋込み深さの関係が重要となる。

### (3) 断層変位による損傷シナリオに基づく事故シナリオの分析

ここでは、前項に示した断層変位に伴う建屋・構築物の損傷モードに対応した損傷シナリオに基づき、事故シナリオの分析を行った。建屋・構築物の損傷に関わる事故シナリオを整理した結果を表 2.3.5-4 に示す[19]。

また、事故シナリオの検討に当たっては、福島第1原子力発電所事故後に新たに導入されている可搬型重大事故対策設備（消防車、電源車など）の効果を考慮するため、主として以下の2点に留意する必要がある。

①可搬型重大事故対策設備の断層変位に対するフラジリティ評価手法

②断層変位に伴う広域の地盤変状及び地盤傾斜によるアプローチ道路の復旧所要時間

①に関しては、断層変位による影響は地震動と比べて局所的となることから、断層変位による影響が比較的小さいと見込まれる場所に配置することで回避されると考えられる。

一方、②に関しては、断層変位に伴う広域の地盤変状及び地盤傾斜は地震動による揺れと比べて比較的長期間に渡るため、事故シナリオを分析する上では②の評価は重要となってくる。また、復旧所要時間の評価に際して考慮すべき要因（不確実さ要因を含む）として、以下のものを挙げるができる。

- ・断層変位後の作業員数及び機材操作員の集合所要時間
- ・巡回による現場状況確認の所要時間
- ・断層変位に伴う地盤変状及び地盤傾斜の比較的小さなアプローチ道路復旧作業所要時間
- ・消防車・電源車の移動所要時間
- ・設置所要時間

表 2.3.5-4 断層変位による損傷シナリオに基づく事故シナリオの分析[19]

| 損傷シナリオ | 建物・構築物/土木構築物への影響シナリオ | 機器・配管への影響シナリオ            | 重大事故に至るシナリオ                             |
|--------|----------------------|--------------------------|---|
| シナリオ H | 床、壁の全体崩壊             | 当該建屋内の全ての機器・配管等が機能喪失     | 建物・構築物の大規模な損傷によりそのまま重大事故に至る。(炉心損傷直結)    |
|        | 床、壁の局所的崩壊            | 当該建屋内の一部の機器が機能喪失         | 機器の損傷の組み合わせ或いは他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。     |
|        | 変形                   | 影響程度により当該建屋内の大型動的機器が機能損傷 | 大型動的機器の損傷の組み合わせ或いは他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。 |
|        | 傾斜                   | 影響程度により当該建屋内の動的機器が機能損傷   | 動的機器の損傷の組み合わせ或いは他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。   |
|        | 建屋内支持機能の低下           | 影響程度により当該建屋内の機器定着部の構造損傷  | 機器の損傷の組み合わせ或いは他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。     |
|        | 建屋間の相対変位             | 影響程度により当該建屋間の渡り配管等の構造損傷  | 渡り配管の損傷の組み合わせ或いは他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。   |
|        | 土木構築物の損傷             | 関連する配管等の機能損傷             | 配管等の損傷の組み合わせ或いは他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。    |
| シナリオ M | 床、壁の全体/局所的崩壊         | 当該建屋内の全て/一部の機器・配管等が機能喪失  | 建物・構築物の損傷と他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。         |
|        | 建屋の変形                | 当該建屋内の大型動的機器が機能損傷        | 大型動的機器の損傷と他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。         |
|        | 建屋の傾斜                | 当該建屋内の動的機器が機能損傷          | 動的機器の損傷と他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。           |
|        | 建屋内支持機能の低下           | 当該建屋内の機器定着部の構造損傷         | 機器の損傷と他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。             |
|        | 建屋間の相対変位             | 当該建屋間の渡り配管等の構造損傷         | 渡り配管の損傷と他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。           |
|        | 土木構築物の損傷             | 関連する配管等の機能損傷             | 配管等の損傷と他の機器の故障の重畳により重大事故に至る。            |
| シナリオ L | 有意な影響なし              | 有意な影響なし                  | 断層変位量によるが、重大事故に至るシナリオは考えにくい。            |



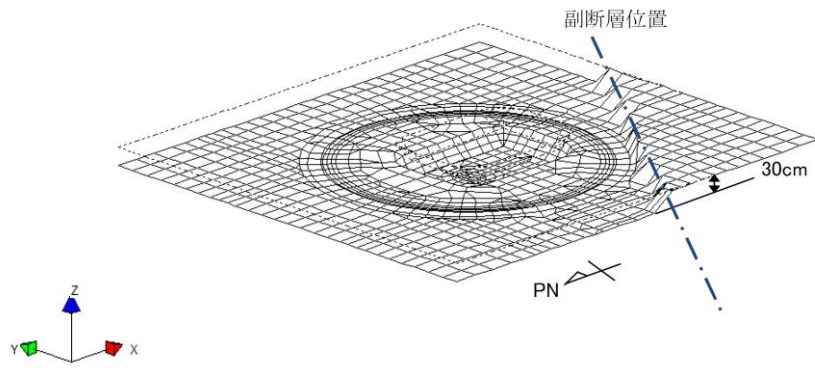
#### (4) フラジリティ評価方法

本項では、前項までで整理した建屋・構築物の損傷モード・損傷シナリオをふまえ、フラジリティとして簡便に定量化する方法を提案する。

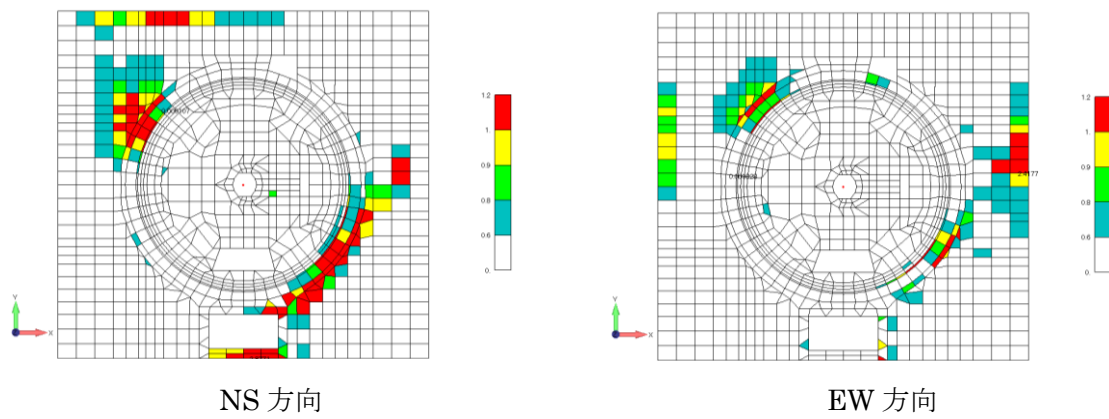
事故シーケンス評価においては、建屋フラジリティは一般的に「建屋大規模損壊」の起回事象と関連付けられる。この起回事象は、建屋全体の崩壊や外壁・床スラブ等の広範囲に深刻な損傷が発生することにより、直接炉心損傷や建屋内設備の損傷に至ることを想定するものである。したがって、基礎版や側壁の一部分が破壊されてもこのような事象に至ることはないのは明らかであることから、建屋の一部（もっとも耐力の低い部位など）を代表として建屋フラジリティを評価することは、非常に保守的な結果を得ることになってしまう。そこで、評価対象となる建屋・構築物の直下に想定する断層に沿う形で基礎版などの破壊ラインが発生すると考えると、上記のような建屋損傷として想定する事象に対応する損傷状態として、想定される破壊ラインの全体が破壊に至る状態を「建屋・構築物の損傷」と定義することがより適当と考えることができる。すなわち、「建屋・構築物に発生する破壊ライン全体が破壊に至る確率」をフラジリティとして評価するものである。

ある断層変位が入力されたときに、破壊ラインの中で最初に損傷する部位を代表としてフラジリティを評価することも考えられるが、断層変位に対する FEM 弾塑性解析の例 [17](解析例を文献[17]から引用して図 2.3.5-3 に示す)を見ても、ある部分が非線形化しても一様に非線形化範囲が拡大するわけではないことから、前述したようにこれは非常に保守的な想定であり非現実的な結果を与えることになると考えられる。一方で、破壊ラインに沿った建屋・構築物の部材の損傷には一定の相関性（従属性）があると考えられ、破壊ラインをあまり細分化して評価することも困難である。そこで、全体としての挙動を把握するという主旨から、ある建屋・構築物における想定破壊ラインの両端部、若しくは、原子炉建屋のような寸法の大きい建屋・構築物内での長い破壊ラインを想定する場合には両端部に加えて中央部分はそれぞれ独立に損傷すると仮定し、それらが同時に損傷する場合を破壊ライン全体の破壊とする（各部位の間の損傷が従属すると考える）ことで損傷確率を簡便に評価することができる。

以下では建屋基礎版を例にとり、上記を踏まえたフラジリティ算出の考え方を示す。図 2.3.5-4 に示すように、原子炉建屋の直下に出現した断層により、破壊ラインが発生する場合を考える。



(a) 基礎版地盤側変形図（強制変位 30cm 時）



(b) 基礎版の面外せん断検定図

図 2.3.5-3 断層変位に対する建屋 FEM 解析例[17]

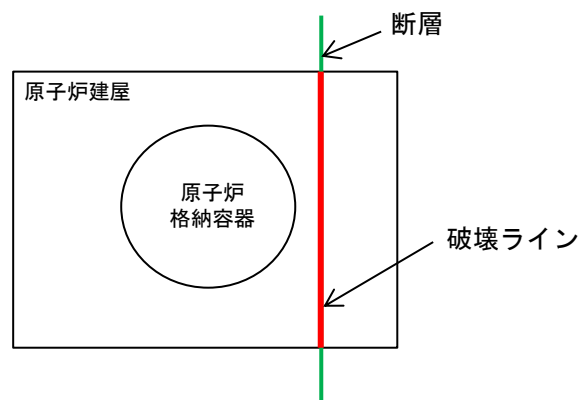


図 2.3.5-4 建屋基礎版における破壊ラインのイメージ（平面図）

ある変位量の断層変位が作用したときの想定破壊ライン上の各部位における面外せん断力は、物性値のばらつきなどを考慮した FEM 解析などを実施することで確率分布として評価することができる。なお、フラジリティ評価のような目的で FEM 解析を実施する場合には、あまりメッシュを細かく設定すると応力集中が発生するなどして妥当とは言えない結果が得られる可能性もあるため、現実的な結果を得るための条件を適切に設定して解析を行う必要があることに留意すべきである。

一方、面外せん断耐力については、実験結果の統計処理や、耐力評価式のパラメータのばらつきによる耐力値のばらつきや評価式自体の不確かさも考慮するなどして、耐力の確率分布を評価することができる。この応力と耐力の確率分布が評価されれば、想定破壊ライン上の部位毎に断層変位による応答が耐力を超える確率が算定される（損傷確率の算出方法は次の機器フラジリティ評価の項を参照）。

ここで、想定破壊ラインに着目し、ライン上の各部位の損傷確率が図 2.3.5-5 のように算定されたとする。このとき、前記の考え方に従えば「想定破壊ライン全体が破壊」する確率は各部位の損傷確率の積となる。すなわち、図 2.3.5-5 の場合は、以下の計算となる。

$$0.30 \times 0.70 \times 0.90 \doteq 0.08$$

このようにして、ある入力断層変位量に対する損傷確率を算出することができるので、断層変位量を変化させて得られた損傷確率をプロットすることで、評価対象建屋・構築物のフラジリティ曲線を得ることができる。

以上の考え方は、前述のように評価対象建屋・構築物における想定破壊ラインの端部・中央部での損傷がそれぞれ独立であるという仮定に基づいている。破壊ラインの中での損傷の相関性（従属性）をどのように考えるかは損傷確率に大きく影響することから、これをより詳細に検討することが今後の課題である。また、ここでの考え方は、評価対象とする建屋・構築物の直下に断層が出現することを前提としており、この「断層が建屋・構築物の直下に出現する確率」は考慮されていない。建屋・構築物の損傷による影響をより現実的に考慮するためには、この確率を評価において適切に考慮する必要がある（2.3.6 項参照）。

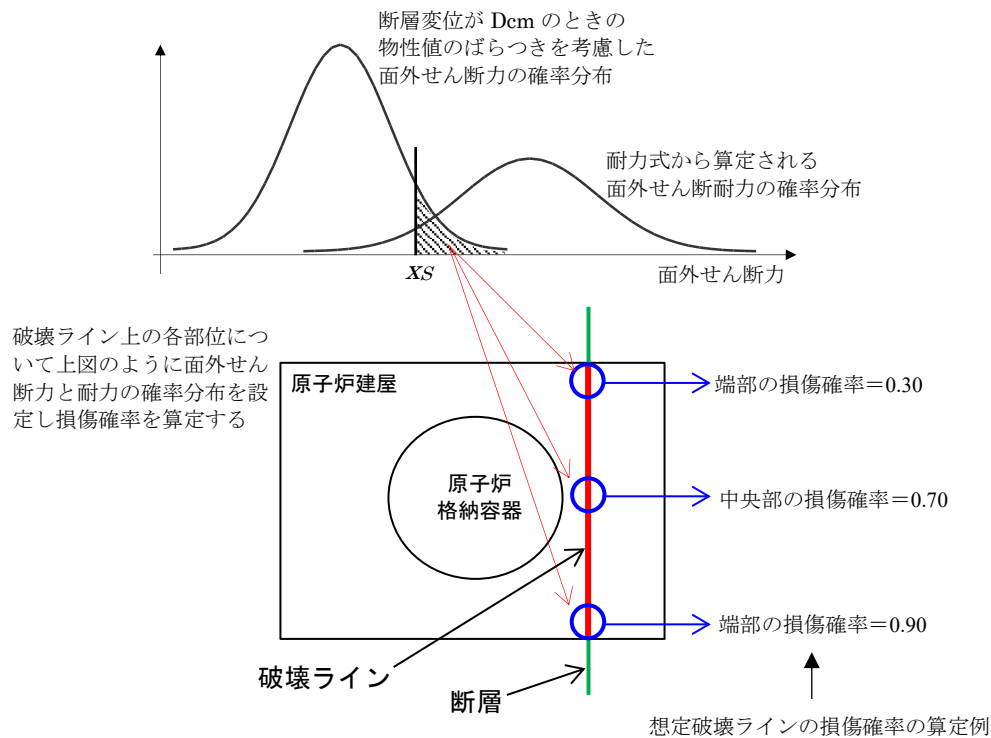


図 2.3.5-5 想定破損ラインの損傷確率の算定結果のイメージ

### 2.3.5.3 機器フラジリティ

本項では、機器を対象とした断層変位フラジリティ評価方法について示す。原子力プラントでは、多種多様な機器類が使用されていることから、機器類として一般的な損傷モードを検討したのち、機器のカテゴリごとに考えられる損傷モード・損傷部位を分析した。また、フラジリティの定量化に向けて耐力分布・応答分布の作成とそれぞれの不確かさ要因について述べる。[2][3]

#### (1) 機器・配管系の損傷モード

機器・配管系について考慮する損傷モードは、地震の場合と同様に、対象機器に要求される機能によって、構造損傷モードと機能損傷モードの2種類に分類される。

##### 1) 構造損傷モード

熱交換器やタンクのような容器類、また、配管やダクトのような、いわゆる静的機器については、内包流体のバウンダリ機能の喪失に関連する損傷モードを考慮することになる。これは、主に原子炉そのものや安全系の設備を冷却する機能にかかわるものであり、構造損傷

により内包水の喪失や流量の低下が発生することで、最終的に原子炉の冷却が維持できなくなり炉心損傷に至るものである。具体的な損傷としては、基礎ボルトの破断や、支持構造物の損傷、容器類の胴板の座屈などが構造損傷モードとして想定される。

このような損傷モードにかかわる断層変位の影響としては、断層変位が直接作用することによって起こる構造的な破壊の他に、主に配管・ダクト・ケーブルトレイのような長尺の構造物が断層をまたいでいる場合に問題となる相対変位による影響（2.2節参照）と、その他一般の機器類における傾斜の影響がある。

配管などに作用する相対変位については、耐震解析と同様の梁モデルを用いてサポート位置に適切な強制変位を与えることで、断層変位による応答としての発生応力やひずみ量を求めることができる。一方で、傾斜による影響については、耐震評価などではあまり考慮されることがない概念であるので、その考え方について以下のように検討した。これは、断層変位により評価対象機器が傾斜することで機器に発生する荷重と機器の各部位の耐力から、当該機器の健全性を評価するというものである。

地震動との重畳は考慮しない前提とすると、機器が傾斜した際に作用する荷重は当該機器の自重に起因するもののみとなる。図 2.3.5-6 に示すように、機器の質量を  $m$  とし、断層変位によって発生する機器設置床面の傾斜角度が  $\theta$  であったとすると、機器の自重のうち床面に平行な成分は  $mg \sin\theta$  となる ( $g$ : 重力加速度)。これは、通常時に、水平方向に  $mg \sin\theta$  の荷重が作用することと等価であり、この荷重をもとに構造的な損傷モードとして考慮される

- ・ 水平荷重による基礎ボルトのせん断
- ・ 転倒モーメントによる基礎ボルトの引っ張り
- ・ (タンクの場合) 胴板の座屈

などの発生値を評価することができる[2]。実際の評価においては、耐震計算における水平地震荷重を上記の水平荷重に置き換えることで、これらの発生値を計算することができる。

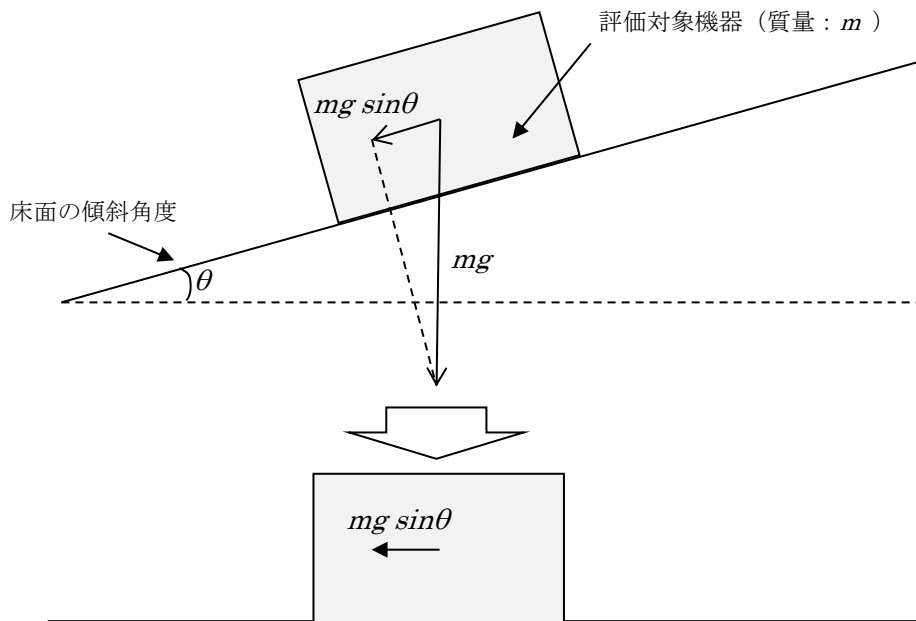


図 2.3.5-6 断層変位による荷重の考え方[2]

## 2) 機能損傷モード

機能損傷モードは、ポンプ・弁などの動的機器や電気盤・計器類などの電氣的機器が対象であり、その躯体が構造的に破損していなくても、回転・可動部品の異常な摩擦・固着、潤滑油の供給不良、内部品の誤動作などによって、動的機能又は電氣的機能が失われることに着目するものである。これは、プラントの運転（原子炉の冷却維持）に必要な安全系設備の制御・稼働や非常用電源設備の運転などにかかわるものであり、最終的には原子炉の冷却にかかわる設備が機能しなくなることにより炉心損傷に至るというものである。

なお、動的・電氣的機器の躯体が構造的に損傷すれば当然機能を果たすことはできなくなるため、同時に構造損傷モードも考慮する必要がある。したがって、動的機器及び電氣的機器については、両損傷モードを対象にそれぞれ支配的な損傷モード及び部位を選定する必要がある。なお、ポンプについては、送水機能及び送水経路のバウンダリとしての機能に加え、ポンプの冷却水（原子炉補機冷却水系統など）のバウンダリとしての機能を有する場合がある。ポンプの送水機能とそのバウンダリに着目する場合は両損傷モードを考慮する必要があるが、ポンプ冷却水バウンダリの観点では構造損傷モードのみが評価対象となる。

動的・電氣的機器については、構造損傷の項で示した断層変位によって発生する相対変位が問題になることは考えにくく、設置場所の傾斜が主に影響を与えるものといえる。一方で、原子力プラントに設置されている動的・電氣的機器について、現状ではそれらが傾斜を受けた場合の影響（機能維持の可能性）について利用可能な知見がほとんどない。このため、原子力以外の産業分野で、原子力プラント設置のものと類似の機器類を持ち、傾斜による影響を受けうる状況で使用される機器の設計を参考にすることを検討した。そこで、原子力プラ

ントと類似のエンジン・ポンプ類や電気設備を使用しており、常に動揺による傾斜にさらされている、船舶機器の設計での検討内容（傾斜に対する設計上の配慮）を参考にすることとし、船舶機器設計会社にヒアリングを実施した。その結果を以下に示す。

- ・ 聴取先：船舶機器設計会社における設備設計・配置に関わる部門の管理職クラスの技術者
- ・ 聴取内容：船舶搭載の機器（ポンプ・エンジン・電気設備等）について、運用中に波浪や船舶の機動（船舶が旋回する場合には船体が傾斜しそれが一定時間持続する）によって発生しうる傾斜の影響をどのように設計に取り込んでいるのか。また、傾斜に対する耐力はどのように設定されているのか。
- ・ 聴取結果として得られた知見：
  - 船舶機器の設計基準として下記のような静的な傾斜角度の指定あり（鋼船規則：下記参照）[20]

<2016 鋼船規則 D 編 1 章より> [20]

1.3 機関に対する一般要件

1.3.1 一般要件

-6. 主機、発電機を駆動する原動機並びに補機（作業用補機等を除く。）及びこれらを駆動する原動機は、船内に据付けられた状態で、表 D1.1 に示す条件下において作動しうるように設計されたものでなければならない。

表 D1.1 傾斜角度

| 機器の種類  | 左右方向          |                 | 前後方向          |                 |
|--|---------------|-----------------|---------------|-----------------|
|  | 静的傾斜<br>(横傾斜) | 動的傾斜<br>(ローリング) | 静的傾斜<br>(横傾斜) | 動的傾斜<br>(ローリング) |
| 主機、主ボイラ及び重要な補助ボイラ、発電機（非常用を除く）を駆動する原動機並びに補機（作業用補機等を除く）及びこれらを駆動する原動機 | 15°           | 22.5°           | 5°            | 7.5°            |
| 非常設備（非常用発電装置及び非常用消火ポンプ並びにそれらの駆動機）各種開閉装置（遮断器等）自動及び遠隔制御を行うための設備      | 22.5°         | 22.5°           | 10°           | 10°             |

- 上記のような規定がある一方で、傾斜によって発生する荷重などを入力条件として機器の設計をすることは一般的には行っていない。その他各種の設計条件・設計要求に従って設計・据付を行えば、傾斜に関する要求事項は自動的に満足されると認識されている。
- 設計の実態としては上記の考え方であるが、船舶が運用される中で、傾斜を原因として機器類が損傷・機能不全に至った事例は（少なくともヒアリングした技術者の知る限り）ない

- 傾斜を想定すると部分的な摩擦により摺動部に影響（軸受面圧の異常など）が発生することも考えられるが、原子力プラントにおける事故時の使命時間程度（7日程度）では機能損傷に至るような問題になる可能性は低いと考えられる
- 構造的な影響としては上記のとおりであるが、傾斜が一定の時間持続することにより潤滑油の供給に問題が出る可能性はあり、機器が損傷に至るとすれば、これが支配的になるのではないかと思われる

船舶と原子力プラントの機器とでは耐震性などの設計思想に違いはあるものの、使用される機器類の構造そのものとしては大きく変わるものではないことから、このヒアリングの結果得られた知見を参考にすると、現実的には断層変位で発生する傾斜によって動的・電氣的機器が機能損傷に至る可能性は非常に低いものと考えられる。但し、潤滑油の供給不良による機能損傷という事象については、傾斜によって潤滑油の吸込口が油面から露出すると比較的短時間で機能損傷に至る可能性があることから、評価上特に注意する必要があるといえる。

## (2) 機器種別ごとの損傷モード

前項までに示した、損傷モードに関する検討を踏まえて、実機での fragility 評価上着目すべき事項を明確にするために、断層変位が機器に対して及ぼすと考えられる影響について分析した。

まず、機器全体を構造損傷に着目する静的機器と、主に機能損傷に着目する動的機器・電氣的機器に分類した。その中で、静的機器については、各機器の構造（本体の形状、支持の方法、基礎への固定の方法、など）と断層変位による入力作用した時の損傷部位・損傷モードの類似性に着目して分類した。動的機器については、弁以外の損傷モードは概ね似通っているが、機器の形式（たて型ポンプ、横型ポンプ、ファン、など）によって特徴的な損傷モードがあるので、これに着目して分類した。電氣的機器の機能損傷については、電気盤の場合はどのようなものでも機能損傷の原因は概ね同様と考えられるので、全体で一つの区分とし、その他の計器類や電源設備を区分として示した。なお、このうちの外部電源設備については、屋外地面に直接設置されており、耐力も低いことから、断層変位に対して比較的脆弱な設備であるといえ、評価する上でその設置場所や損傷時の影響について特に留意する必要がある。

以上のように、機器のカテゴリーごとに整理した結果を表 2.3.5-5 に示す。機器 fragility 評価においては、この表に示した損傷モード・損傷部位に着目して評価を実施する。



表 2.3.5-5 機器種別ごとの断層変位による損傷部位・要因の整理 (1/7)

| 大区分         | 小区分   | 機器例   | 断層変位による主な損傷モード・部位  | 構造イメージ図* |
|-------------|-------|---|--|----------|
| 構築物<br>(参考) | 建屋    | 原子炉建屋<br>原子炉補助建屋<br>プレストレストコンクリート<br>製格納容器 (PCCV)         | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 躯体 (基礎版・床・耐震壁) の損傷</li> <li>－ 内部機器の損傷を誘発</li> </ul>   | [21]     |
|             | 土木構築物 | 海水ポンプピット<br>海水管トレンチ                                       | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 躯体の損傷</li> <li>－ 内部機器の損傷を誘発</li> </ul>  | [22]     |
| 静的機器        | タンク   | 燃料取替用水タンク<br>体積制御タンク<br>蓄圧タンク<br>原子炉補機冷却水 (CCW)<br>サージタンク | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基礎の損傷</li> <li>・ 胴板座屈・曲げ</li> <li>・ 基礎ボルト</li> <li>－ すべりによるせん断</li> <li>－ モーメントによる引き抜き</li> </ul> | [23]     |
|             | 熱交換器  | CCW 熱交換器<br>余熱除去 (RHR) 熱交換器<br>格納容器スプレイ熱交換器               | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基礎の損傷</li> <li>・ 基礎ボルト</li> <li>－ すべりによるせん断</li> <li>－ モーメントによる引き抜き</li> </ul>                    | [24]     |

\* : 本表に示した構造イメージ図はすべて JNES 報告書・許認可関連資料等のインターネットにより入手可能な公開情報によるものであり、特定のプラントの設備情報を示すものではない[21]～[36]。

表 2.3.5-5 機器種別ごとの断層変位による損傷部位・要因の整理 (2/7)

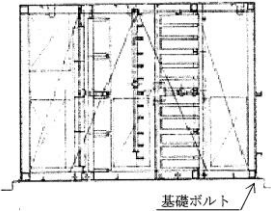
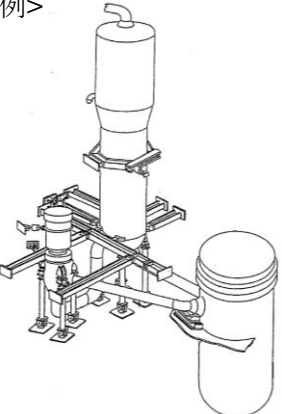
| 大区分  | 小区分               | 機器例  | 断層変位による主な損傷モード・部位   | 構造イメージ図*  |
|------|-------------------|--|---|---|
| 静的機器 | 空調ユニット            | 中央制御室空調ユニット<br>安全補機室空調ユニット                     | <ul style="list-style-type: none"> <li>・基礎の損傷</li> <li>・基礎ボルト                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- すべりによるせん断</li> <li>- モーメントによる引き抜き</li> </ul> </li> </ul> | [25]               |
|      | 主機（炉内構造物・燃料集合体含む） | 原子炉容器<br>炉内構造物・燃料集合体<br>蒸気発生器<br>一次冷却材管<br>加圧器 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・サポートの荷重増</li> </ul>   | [26]<br><PWR の例>  |

表 2.3.5-5 機器種別ごとの断層変位による損傷部位・要因の整理 (3/7)

| 大区分  | 小区分     | 断層変位による主な損傷モード・部位  | 構造イメージ図*  |
|------|---------|--|---|
| 静的機器 | 鋼製格納容器  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・胴板座屈・曲げ</li> <li>—貫通部配管の損傷を誘発</li> </ul> (2.3.5.4 項参照) | [27]<br><PWR の例><br> |
|      | 制御棒駆動装置 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒挿入機能の阻害</li> </ul>                                  | [27]<br>            |

表 2.3.5-5 機器種別ごとの断層変位による損傷部位・要因の整理 (4/7)

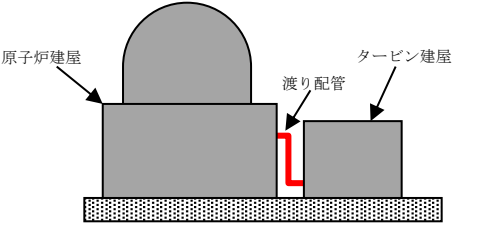
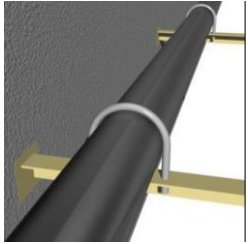
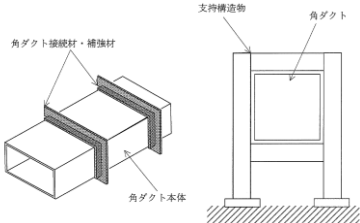
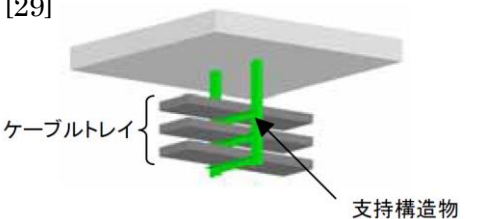
| 大区分  | 小区分         | 断層変位による主な損傷モード・部位  | 構造イメージ図*  |
|------|-------------|--|---|
| 静的機器 | 建屋間渡り配管     | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サポート                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 定着部の損傷</li> <li>- サポート部材の変形</li> </ul> </li> <li>・ 配管本体                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 強制変位による曲げ破壊</li> </ul> </li> </ul> |                |
|      | 配管 (弁含む)    | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サポート                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 定着部の損傷</li> <li>- サポート部材の変形</li> </ul> </li> <li>・ 本体                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 支持部の損傷に伴う損傷</li> </ul> </li> </ul>   | <p>[27]</p>    |
|      | ダクト (ダンパ含む) |  | <p>[28]</p>   |
|      | ケーブルトレイ     |  | <p>[29]</p>  |

表 2.3.5-5 機器種別ごとの断層変位による損傷部位・要因の整理 (5/7)

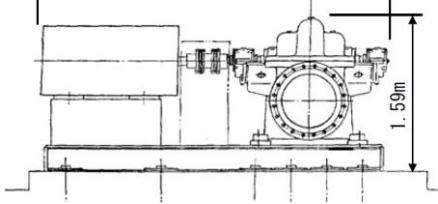
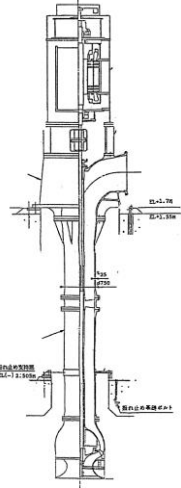
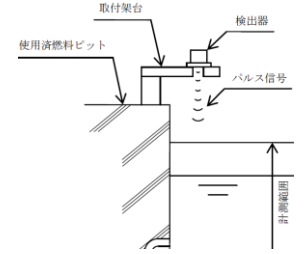


| 大区分  | 小区分                 | 機器例  | 断層変位による主な損傷モード・部位  | 構造イメージ図*   |
|------|---------------------|--|--|--|
| 動的機器 | 横型ポンプ               | CCW ポンプ<br>RHR ポンプ<br>電動補助給水ポンプ (AFWP)<br>タービン動 AFWP<br>空調用冷凍機 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・基礎の損傷</li> <li>・基礎ボルト                         <ul style="list-style-type: none"> <li>- すべりによるせん断</li> <li>- モーメントによる引き抜き</li> </ul> </li> <li>・機能損傷                         <ul style="list-style-type: none"> <li>- 軸受面圧</li> <li>- 潤滑油供給不良</li> </ul> </li> </ul>                        | [30]<br>  |
|      | たて型ポンプ (1次冷却材ポンプ含む) | 海水ポンプ<br>循環水ポンプ<br>一次冷却材ポンプ                                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>・基礎の損傷</li> <li>・基礎ボルト                         <ul style="list-style-type: none"> <li>- すべりによるせん断</li> <li>- モーメントによる引き抜き</li> </ul> </li> <li>・機能損傷                         <ul style="list-style-type: none"> <li>- 軸受面圧</li> <li>- 潤滑油供給不良</li> <li>- 電動機とのアライメント</li> </ul> </li> </ul> | [31]<br> |

表 2.3.5-5 機器種別ごとの断層変位による損傷部位・要因の整理 (6/7)

| 大区分  | 小区分                 | 機器例                      | 断層変位による主な損傷モード・部位  | 構造イメージ図* |
|------|---------------------|--------------------------|--|----------|
| 動的機器 | ファン<br>(遠心型・軸流型)    | 中制室空調ファン<br>安全補機室空調ファン   | <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎の損傷</li> <li>基礎ボルト                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- すべりによるせん断</li> <li>- モーメントによる引き抜き</li> </ul> </li> <li>機能損傷                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 潤滑油供給不良</li> <li>- 軸受面圧</li> <li>- ファンとケーシングの接触</li> </ul> </li> </ul> | [31]<br> |
|      | 非常用ディーゼル<br>(発電機含む) | ディーゼルエンジン<br>油ポンプ<br>発電機 | <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎の損傷</li> <li>基礎ボルト                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- すべりによるせん断</li> <li>- モーメントによる引き抜き</li> </ul> </li> <li>機能損傷                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 軸受面圧</li> <li>- 潤滑油供給不良</li> <li>- 発電機とのアライメント</li> </ul> </li> </ul>  | [32]<br> |
|      | 弁                   | 電動弁<br>空気作動弁<br>逆止弁      | <ul style="list-style-type: none"> <li>可動部の接触による動作不良</li> </ul>  | [33]<br> |

表 2.3.5-5 機器種別ごとの断層変位による損傷部位・要因の整理 (7/7)

| 大区分       | 小区分            | 機器例  | 断層変位による主な損傷モード・部位   | 構造イメージ図*   |
|-----------|----------------|--|---|--|
| 電氣的<br>機器 | 電気盤            | 中央制御盤<br>充電器盤<br>メタルクラッドスイッチギア<br>パワーセンタ<br>原子炉コントロールセンタ | <ul style="list-style-type: none"> <li>・基礎の損傷</li> <li>・基礎ボルト・溶接部                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- すべりによるせん断</li> <li>- モーメントによる引き抜き</li> </ul> </li> <li>・絶縁油の漏れ</li> <li>・可動部の機能不全</li> </ul> | [30]    |
|           | 計器類            | 水位計<br>油面計   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・液面の変動による誤信号</li> </ul>  | [34]    |
|           | バッテリー (直流電源装置) |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・基礎の損傷</li> <li>・サポート取り付けボルト                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- せん断</li> <li>- 引き抜き</li> </ul> </li> </ul>   | [35]   |
|           | 外電設備           | 開閉所<br>変圧器   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・碍子の構造損傷</li> <li>・絶縁油の漏れ</li> <li>・可動部の機能不全</li> </ul>  | [36]  |

### (3) フラジリティ評価方法

フラジリティの定量化のための評価手法の方針としては、主に現実的応答の扱いの観点から、詳細な解析により求めた機器の応答に関する情報を用いる方法（一般に応答解析による方法や詳細法と呼ばれる方法）と基準となる応答にある係数をかけることで現実的応答を表現する方法（係数法）の大きく二種類がある。以下では、それぞれの方針での評価手法について述べる。

#### 1) 応答解析による方法

応答解析による方法は、現実的耐力と応答解析により得た現実的応答を用いてフラジリティ曲線を算定する方法であり、地震フラジリティ評価における「現実的耐力と現実的応答による方法」[10]と本質的に同じ方法である。応答解析に関わる各種のパラメータに現実的な設定を行ったうえで、複数の入力ケースとして選定した断層変位量に対する応答解析を行い、その結果得られた現実的応答分布と耐力分布とを用いて、各入力ケースの断層変位量に対応する損傷確率を離散的に算定し、プロットすることでフラジリティ曲線を得るものである。応答解析に基づく方法によるフラジリティ評価の流れを図 2.3.5-7 に示す。

本方法による評価式は、地震フラジリティ評価における「現実的耐力と現実的応答による方法」で用いられている式を流用して、以下のように示すことができる。断層変位量がある値  $d$  のときの評価対象の損傷確率を  $F(d)$  とすると、 $F(d)$  は式 2.3.5-1 に示すように、断層変位量  $d$  に対する現実的応答の確率密度関数  $f_R(d, x)$  が現実的耐力の確率密度関数  $f_S(x)$  を超える条件付損傷確率として算定することができる。損傷確率  $F(d)$  の算定方法の概念を図 2.3.5-8 に示す。

$$F(d) = \int_0^{\infty} f_S(x_R) \left( \int_{x_R}^{\infty} f_R(d, x) dx \right) dx_R = \int_0^{\infty} f_R(d, x_R) \left( \int_0^{x_R} f_S(x) dx \right) dx_R \quad (\text{式 2.3.5-1})$$

現実的応答の確率密度関数  $f_R(d, x)$  は、中央値  $R_m(d)$ 、対数標準偏差  $\beta_R(d)$  の対数正規分布として次式で表される。

$$f_R(d, x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \beta_R(d) \cdot x} \exp \left\{ -\frac{1}{2} \left( \frac{\ln(x/R_m(d))}{\beta_R(d)} \right)^2 \right\} \quad (\text{式 2.3.5-2})$$

一方、現実的耐力の確率密度関数  $f_S(x)$  も中央値  $S_m$ 、対数標準偏差  $\beta_S$  の対数正規分布として次式で表される。

$$f_S(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \beta_S \cdot x} \exp \left\{ -\frac{1}{2} \left( \frac{\ln(x/S_m)}{\beta_S} \right)^2 \right\} \quad (\text{式 2.3.5-3})$$



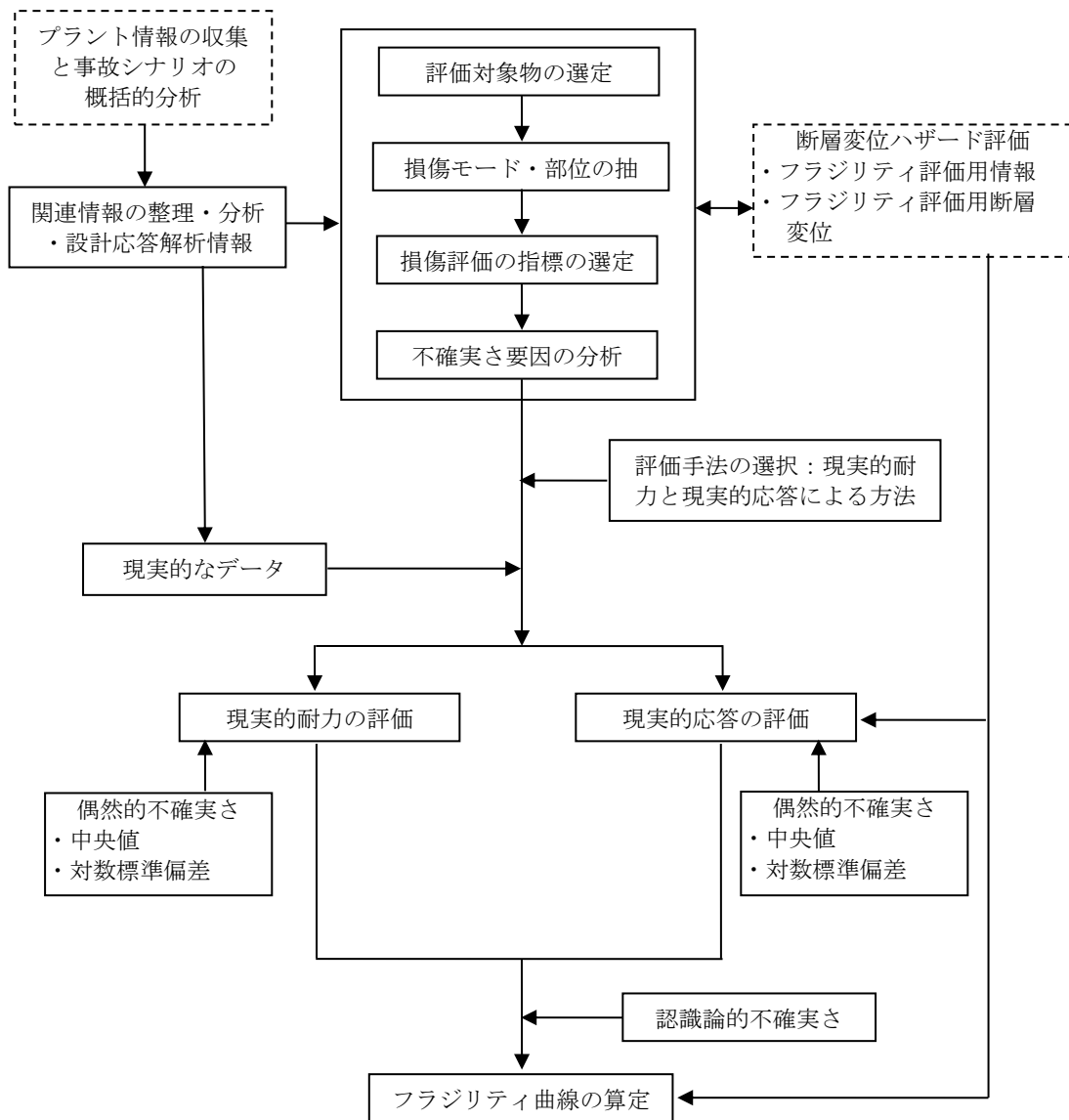


図 2.3.5-7 応答解析による方法でのフラジリティ評価の流れ

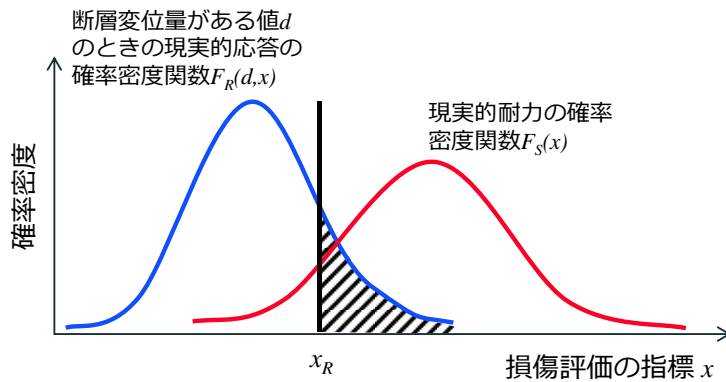


図 2.3.5-8 損傷確率  $F(d)$  の算定方法 (模式図)

ここで、断層変位量  $d$  を稠密にとると計算量が膨大になるので、図 2.3.5-9 に示すように離散化点を適切に選定し、内挿することでフラジリティ曲線を得ることができる。

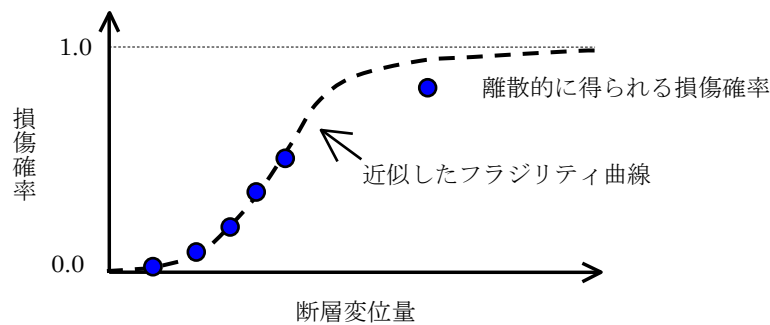


図 2.3.5-9 近似したフラジリティ曲線 (模式図)

## 2) 係数法

### (a) 係数法によるフラジリティ評価

係数法とは、基準とする応答評価がもつ保守性を係数として評価する応答係数と、現実的耐力に基づいて評価する耐力係数を用いてフラジリティを評価する方法である。図 2.3.5-10 に示すように、現実的な耐力と現実的な応答の隔たりを、基準応答が持つ保守性 (M1)、基準応答に対して設計耐力が持つ裕度 (M2) 及び設計耐力が持つ保守性 (M3) に分解し、応答係数と耐力係数の積で表される安全係数  $F$  とする。評価対象物ごとにこの安全係数  $F$  を評価し、これに基準応答解析の入力断層変位量を乗じてフラジリティ曲線を算定する。この評価方法は、地震フラジリティ評価における「耐力係数と応答係数による方法 (安全係数法、Zion 法ともいう)」[10] と本質的には同じ評価方法である。但し、とくに応答係数については、断層変位という現象の特徴を踏まえて、地震の場合とは異なる係数を構築しなければならない。

図 2.3.5-11 に、係数法によるフラジリティ評価の流れを示す。係数法によるフラジリティ評価では、評価の基準とする応答評価が必要となる。地震フラジリティの場合は、基準地震動による設計耐震評価がこの方法によるフラジリティ評価の基準として用いられるのが一般的であるが、断層変位の場合は、一般的に耐震設計に該当するような設計上の評価が行われていない。このため、フラジリティ評価用断層変位を定めたうえで、フラジリティ評価の基準となる応答評価を実施しなければならない。ただし、今後、断層変位に関する対応が規制として求められ、決定論的な評価が実施されることになれば、その評価を基準応答としてフラジリティ評価に用いることができるようになる。

また、係数法によるフラジリティ評価では、この基準応答が入力の変化に対して線形で対応するという前提に立っている。しかし、機器や建屋が非線形応答することによる応答の変化の効果は、多くの場合は応答が低減する効果であり、これを考慮しないことは過度に保守的なフラジリティを与える結果になるおそれがある。このため、応答係数に非線形応答に関する係数を導入することで、その保守性と不確かさを考慮する。

係数法を用いた場合、フラジリティ曲線は地震フラジリティの場合と同様に、以下の式で表すことができる。

$$F(d) = \Phi \left[ \frac{\ln \left( \frac{d}{Am} \right) + X\beta_U}{\beta_R} \right] \quad (\text{式 2.3.5-4})$$

ここで、

$F(d)$  : 断層変位量  $d$  のときの損傷確率

$\Phi$  : 標準正規累積分布関数

$Am$  : フラジリティ曲線の中央値（応答の中央値が耐力の中央値と一致するときの断層変位量）（フラジリティ変位中央値、と呼ぶ）

$X$  : 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 ( $X = \Phi^{-1}(p)$ )

例えば、 $p = 5\%$ 信頼度 のとき  $X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度 のとき  $X = 0$

$p = 95\%$ 信頼度 のとき  $X = 1.65$

$\beta_U$  : 耐力及び応答に関する認識論的不確かさ

$\beta_R$  : 耐力及び応答に関する偶然的な不確かさ

また、平均フラジリティ曲線（コンポジットフラジリティ曲線とも呼ばれる）は以下の式で表すことができる。

$$Fc(d) = \Phi \left[ \frac{\ln \left( \frac{d}{Am} \right)}{\sqrt{\beta_R^2 + \beta_U^2}} \right] \quad (\text{式 2.3.5-5})$$

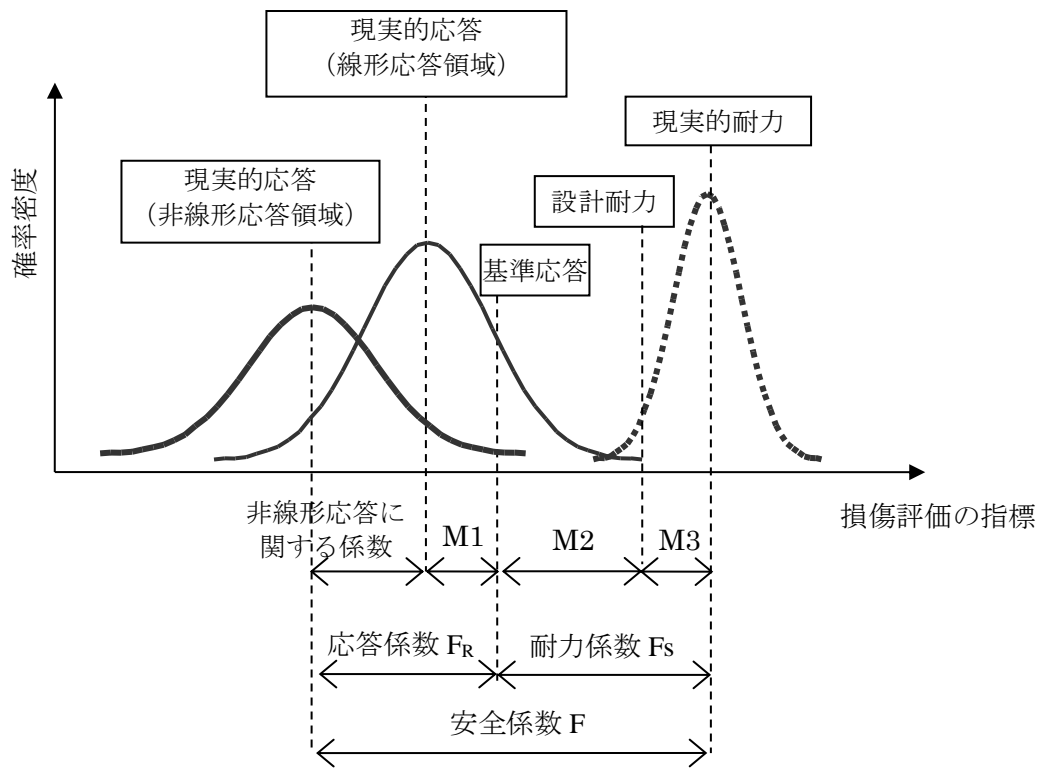


図 2.3.5-10 係数法の概念

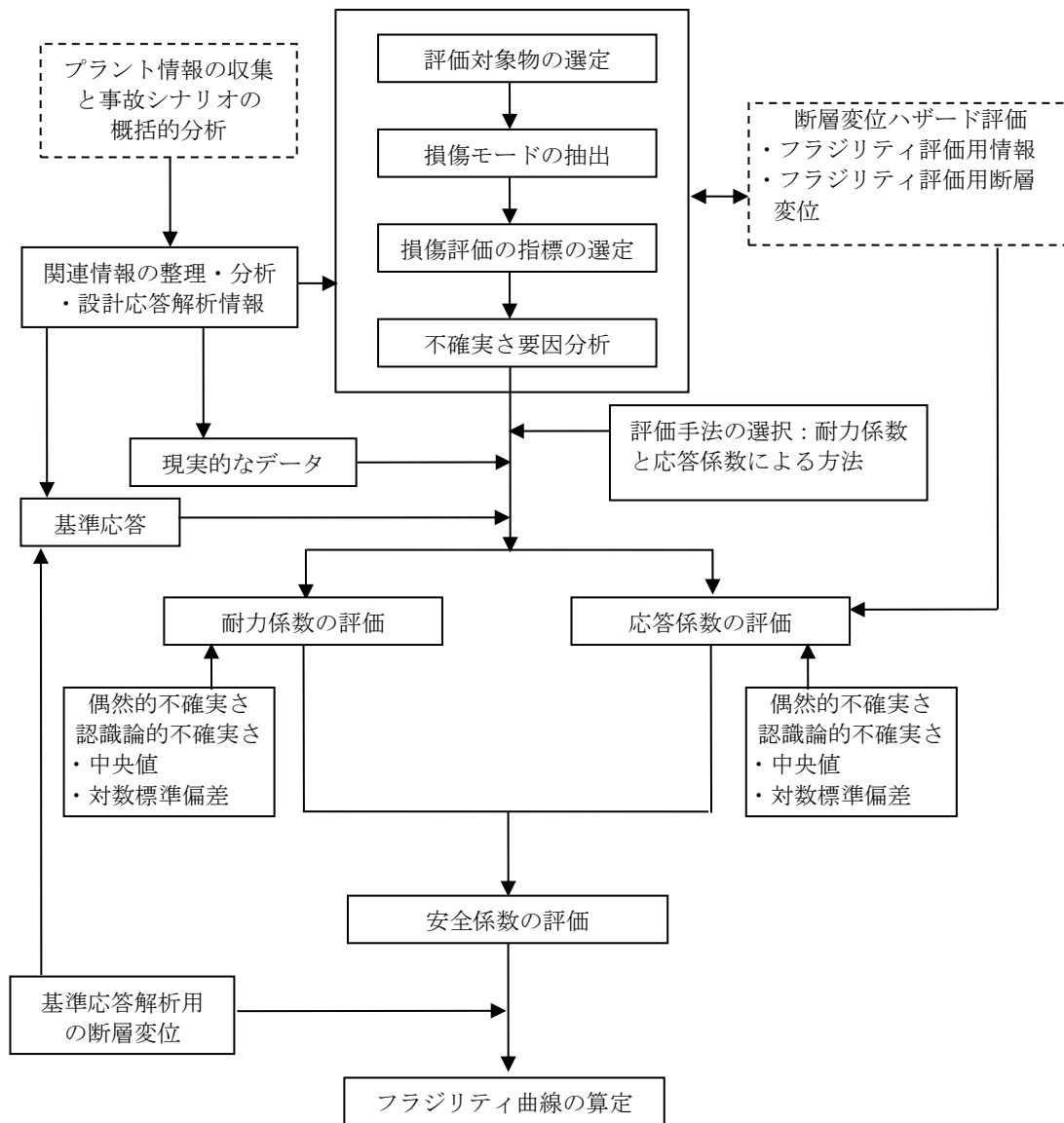


図 2.3.5-11 係数法でのフラジリティ評価の流れ

(b) 安全係数

前項に示した通り、係数法において考慮する安全係数は耐力係数と応答係数として評価するが、このうち応答係数は応答に関わる要素について更に分割して考慮する。

前出のフラジリティ変位中央値と関連して、安全係数は以下のように整理することができる。

$$Am = F_S \times F_R \times H \quad (\text{式 2.3.5-6})$$

$Am$  : フラジリティ変位中央値 (m)

$H$  : 基準応答評価の入力断層変位量 (m)

$F_S$  : 耐力係数

$F_R$  : 応答係数

この各係数の評価について、以下に示す。

### (c) 耐力係数 $F_S$

耐力については、部材の物性値（引張強さなど）や試験結果によって得られる耐力の限界値をもとに係数を作成し、その不確かさを考慮する。なお、耐力に関しては一般的な材料強度や耐力式、また試験結果などを用いるため、応答よりも不確かさ要因は少ないことに留意すべきである。

#### (i) 構造損傷の場合

耐力係数は以下のように計算することができる。

$$F_S = \sigma_c / \sigma \quad (\text{式 2.3.5-7})$$

$\sigma_c$  : 限界耐力

$\sigma$  : 断層変位量  $H(m)$  のときの発生応力

ここでの限界耐力  $\sigma_c$  については、地震フラジリティの場合と同様に、評価部位の物性値等に基づく値が使用できる。

本係数の不確かさについては、ここでも地震フラジリティの場合と同様に、限界耐力の不確かさのみを考慮する。

#### (ii) 機能損傷の場合

機能損傷の場合には、耐力係数は傾斜角度に着目して以下のように計算することができる。

$$F_S = \theta_c / \theta \quad (\text{式 2.3.5-8})$$

$\theta_c$  : 機能維持限界傾斜角度

$\theta$  : 断層変位量  $H(m)$  のときの床面傾斜角度

ここでの機能維持限界傾斜角度  $\theta_c$  については、地震フラジリティの場合と同様に、対象機器の試験結果や解析に基づく値を使用する。

本係数の不確かさについては、ここでも地震フラジリティの場合と同様に、限界耐力の不確かさのみを考慮する。

#### (d) 応答係数 $F_R$

応答係数は前述の通り、フラジリティ評価の基準となる入力断層変位による基準応答が現実的応答に対してもつ保守性を係数として表現するものである。ここで、断層変位による影響は断層変位が発生してから機器に至るまでに性質の異なる媒体を経由して伝達されることから、応答に関する保守性や不確かさについては、応答の段階として細分化し、各段階について分析することが合理的であるといえる。そこで、応答係数を以下に示す 4 つのサブ応答係数に分割して検討することとした。各応答係数が関連する箇所のイメージを図 2.3.5-12 に示す。

ハザード評価に関する係数：F1

断層変位ハザードに関する保守性と不確かさについて考慮する。

建屋・構築物への入力用の断層変位の評価に関する係数：F2

解放基盤面における断層変位が地盤を経由して建屋に伝わるまでの応答に関わる保守性と不確かさについて考慮する。

建物・構築物の応答評価に関する係数：F3

建屋基礎版への入力機器設置位置に伝わるまでの応答に関わる保守性と不確かさについて考慮する。

機器の応答評価に関する係数：F4

機器の設置位置に到達した断層変位応答が機器に発生させる荷重や応力を算出するのに介在する保守性と不確かさについて考慮する。

各応答係数の定量化に当たっては、各応答係数に該当する各段階の応答評価に関連する要因をさらに細分化して検討する。この応答の細分化に関する検討内容については次項に示す。

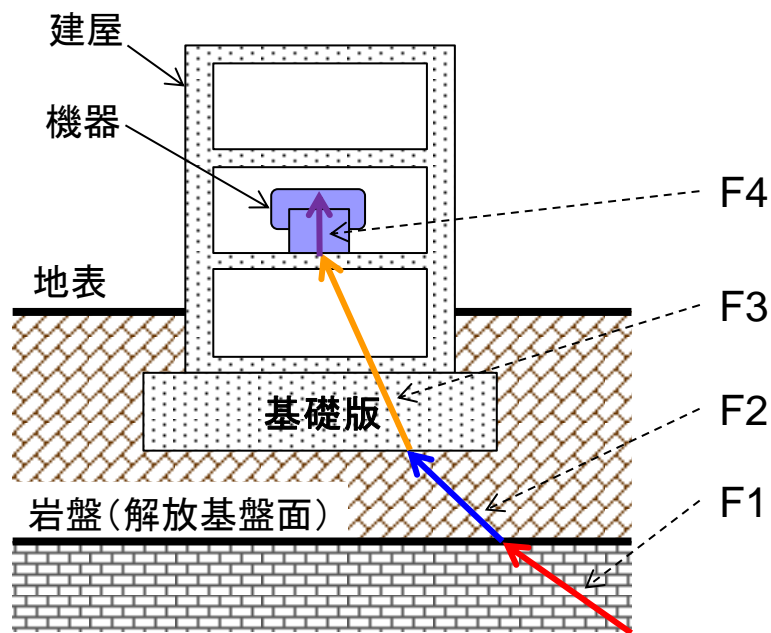


図 2.3.5-12 応答係数のイメージ

### 3) 応答の不確かさ要因

前項で 4 種類に分類した応答係数について、定量化のためにはさらに細分化して関連する応答の要因について分析する必要がある。そこで、各サブ応答係数をさらに細分化して、それぞれの係数が内包する不確かさの要因を分析した。[2][3]

なお、応答に関する不確かさの要因を細分化して分析するために、ここでは応答係数と対応させて示しているが、前項で示した応答解析による方法の場合でもここで示した応答の不確かさを考慮して現実的応答分布を作成することに留意が必要である。

また、フラジリティの定量化に当たっては、以下に示すような不確かさの定量化が必要であるが、ここまで述べてきたように断層変位の場合は利用できる解析・実現象のデータが少ないのが現状である。このため、不確かさの定量化に当たっては専門家による工学的判断を活用せざるを得ない。この工学的判断により不確かさを設定するプロセスについては 2.3.5.5 項において提案する。

#### (a) F1

ハザード評価に関する係数 F1 は、断層変位ハザード評価において断層変位が地表面において定義されているのを解放基盤面に変換して考慮する場合に伴う不確かさを考慮するものであり、本係数については細分化をする必要はない。この係数に関連する不確かさ要因は、断層変位定義位置の変換に関連するパラメータに関わるものであり、以下のものが考えられる。



- ・ 地盤物性  $V_s$
- ・ 断層面摩擦係数
- ・ 側方土圧係数
- ・ 上載圧
- ・ 埋め込み効果
- ・ 地盤-建屋間の付着・摩擦効果
- ・ 断層タイプ（正断層・逆断層・横ずれ断層）
- ・ 傾斜角等の断層形状諸元
- ・ ハザード解析におけるパラメータ（格子サイズなど）

#### (b) F2、F3、及びF4

F2 から F4 の各係数については、それぞれの評価に関わる要素について細分化し、各要素が持つ不確実さの要因について分析した。各係数の不確実さ要因について分析した結果は表 2.3.5-6～表 2.3.5-8 に示す。なお、各表において示した不確実さ要因は必ずしもこれですべてとは限らないし、また、実プラントの脆弱性の定量化において、ここに挙げたすべての不確実さ要因を定量化しなければならないとも限らないことに留意すべきである。実際の脆弱性評価では、評価しようとする SSC の特徴に応じて、評価に用いる不確実さ要因を適切に検討の上で評価することが必要といえる。

##### (i) F2

F2 では解放基盤面における断層変位が地盤を経由して建屋に伝わるまでの応答に関わる不確実さ要因を考慮する。したがって、ここでの不確実さの要因としては、地盤の中での断層変位の伝達とその評価にかかわるものになる。すなわち、断層そのものの諸元に加え、変位の伝達を考慮するためのモデル化にかかわる地上構造物・地盤・断層面の条件に関する事項が不確実さの要因として挙げられる。また、変位の伝達に関する解析方法自体が持つ不確実さもここで考慮する。

##### (ii) F3

F3 では建屋基礎版へ入力した断層変位が機器設置位置に伝わるまでに関わる不確実さ要因を考慮する。すなわち、断層変位による建屋応答解析でのモデル化（建屋・構築物モデル、建屋・構築物と地盤の連成モデル）に関わる事項が不確実さの要因となる。また、建屋・構築物及びその地盤との相互作用に関するモデル化・解析方法が持つ不確実さもここで考慮する。

(iii) F4

F4では機器の設置位置に到達した断層変位応答が機器に作用して発生させる荷重や応力を算出することに介在する不確かさ要因について考慮する。したがって、機器への入力を作成方法に加えて、解析モデルの作成にかかわる事項が不確かさの要因となる。また、建屋と同様に解析手法が持つ不確かさ、また、方向成分の組み合わせ方や機器応答の非線形性による不確かさもここで考慮する。ここで挙げたような不確かさの要因は、地震動の場合に考慮するものと類似しているが、断層変位による応答評価は静的な評価であることから、具体的に考慮する不確かさの要因は異なっていることに留意が必要である（例えば、地震動による動的解析で重要な機器の減衰定数に関する不確かさなどは、断層変位では考慮する必要がない）。

表 2.3.5-6 応答係数 F2 に関連する不確かさ要因

| 評価項目                   | 偶然的な不確かさ $\beta_R$  | 認識論的不確かさ $\beta_U$  |   |
|------------------------|---|---|---|
| 建物・構築物への入力用の断層変位の評価 F2 | 断層諸元（断層タイプ）   | <ul style="list-style-type: none"> <li>解放基盤位置</li> <li>断層形式</li> <li>断層位置</li> <li>断層形状（断層傾斜角を含む）</li> </ul>  |   |
|                        | 地盤モデル（埋込部を含む）の評価  | <ul style="list-style-type: none"> <li>地盤材料定数                             <ul style="list-style-type: none"> <li>地盤せん断波速度</li> <li>地盤強度定数</li> </ul> </li> <li>地盤初期応力                             <ul style="list-style-type: none"> <li>鉛直応力</li> <li>側方圧</li> </ul> </li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>成層仮定</li> <li>埋込部形状仮定</li> <li>解析モデル（要素分割及び境界条件等）</li> <li>地盤材料定数の評価法</li> </ul> |
|                        | 上部構造物の評価  | <ul style="list-style-type: none"> <li>上部構造物の重量（上載圧）</li> <li>上部構造物基礎の拘束条件</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>上載圧分布モデルの不確かさ</li> <li>拘束条件モデルの不確かさ</li> </ul>                                   |
|                        | 入力用断層変位の評価のための非線形解析 <ul style="list-style-type: none"> <li>材料非線形</li> <li>境界非線形</li> <li>幾何学的非線形</li> </ul> | 上記モデルに示すパラメータの不確かさに含まれる   | <ul style="list-style-type: none"> <li>解析手法の相違による誤差</li> </ul>  |
|                        | 断層面モデルの評価   | <ul style="list-style-type: none"> <li>断層面の付着・摩擦                             <ul style="list-style-type: none"> <li>地下水等による付着力</li> <li>断層面粗さによる摩擦係数</li> </ul> </li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>断層形状のモデル化に伴う誤差（断層形状の簡易化等）</li> </ul>   |
|                        | 入力断層変位の作用点  | <ul style="list-style-type: none"> <li>断層破壊進展領域のばらつき</li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>作用点のモデル化に伴う不確かさ</li> </ul>   |

表 2.3.5-7 応答係数 F3 に関連する不確かさ要因

| 評価項目                   |                        | 偶然的不確かさ $\beta_R$   | 認識論的不確かさ $\beta_U$   |   |
|------------------------|------------------------|---|--|---|
| 建物・構築物の断層変位に対する応答評価 F3 | 建物・構築物モデルの評価           | <ul style="list-style-type: none"> <li>全般                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 構造物剛性など</li> </ul> </li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 構造材料定数                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- (コンクリート)強度</li> <li>- (コンクリート)ヤング係数</li> <li>- (コンクリート)せん断剛性</li> </ul> </li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ モデル形態                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 詳細 (3D-FEM)</li> <li>- 簡易 (質点ばね)</li> </ul> </li> <li>・ 剛性評価の仮定                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 偏心の影響</li> </ul> </li> </ul> |
|                        |                        | 非線形特性の評価  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 構造材料強度</li> <li>・ 強度以降の軟化特性</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復元力特性のモデル化                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- スケルトン形状</li> </ul> </li> <li>・ 躯体モデルの評価範囲</li> </ul>   |
|                        | 地盤-建物・構築物連成系モデルの評価     | モデル全般   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地盤材料定数                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 地盤せん断波速度</li> </ul> </li> </ul>   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 解析モデル                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 詳細 (3D-FEM)</li> <li>- 簡易 (質点ばね)</li> </ul> </li> <li>・ 隣接建屋の影響</li> <li>・ 地盤境界のモデル化</li> </ul>   |
|                        |                        | 建物・構築物の支持地盤の評価  |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地盤-建物・構築物相互作用の評価法 (底面地盤のモデル化)</li> </ul>   |
|                        |                        | 埋込み効果の評価  |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地盤-建物・構築物相互作用の評価法 (側面地盤のモデル化)</li> <li>・ 埋込みモデル化の仮定</li> </ul>   |
|                        | 地盤-建物・構築物間の接触・剥離・滑りの評価 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 剥離 (付着力)</li> <li>・ 滑り (摩擦力)</li> <li>・ 初期応力</li> </ul>  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 境界非線形の評価法</li> <li>・ 地盤非線形性の取扱い</li> <li>・ 初期応力の仮定</li> </ul>   |   |

表 2.3.5-8 応答係数 F4 に関連する不確かさ要因

| 評価項目       |                | 偶然的不確かさ $\beta_R$  | 認識論的不確かさ $\beta_U$  |
|------------|----------------|--|---|
| 機器の応答評価 F4 | 応答評価用入力断層変位の作成 | —  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 入力作成に係る評価手法</li> </ul>   |
|            | 解析モデルの作成       | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ モデル化手法</li> <li>・ 評価範囲</li> <li>・ モデル化諸元の評価                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- せん断断面積</li> <li>- 断面二次モーメント</li> <li>- 重量</li> </ul> </li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 構造材料定数                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- ヤング率</li> <li>- せん断弾性係数</li> </ul> </li> </ul> |
|            | 応答解析手法         | —  | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 応力を算出するための解析・計算法</li> </ul>  |
|            | 方向成分の組合せ       | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水平・上下荷重組合せ方法</li> </ul>   |   |
|            | 機器応答の非線形性の考慮   | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 簡易的機器非線形応答評価方法                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- 機器応答の非線形性に関する仮定</li> <li>- 部材の塑性変形に関する仮定</li> </ul> </li> </ul>                               |   |

#### (4) フラジリティ評価方法について

前項までで、フラジリティ評価の手法について、主に現実的応答の扱いの違いによって、応答解析による方法と係数法の 2 種類の方法とその内容を示した。いずれの方法も、基本的な理論や計算式は地震フラジリティにおいて整備されたものでもあり、問題なくフラジリティが算出できるものである。一方で、実機に対して評価を行う際に必要となる作業の観点では、両手法で大きく異なるものになることから、評価対象や目的を検討のうえ、適切な手法を選択すべきである。

応答解析による方法では、ある入力に対する建屋の現実的な応答を解析によって直接算出して損傷確率の計算に用いる方法であり、定量的に精度の高い結果を得ることができる。しかしながら、フラジリティ曲線を作成するためには、入力レベルを変化させた何ケースもの応答解析を実施する必要があるため、実機で実施するには非常に大きなコストが必要になる。係数法では、線形応答を前提にしているため、建屋・機器応答の非線形性に関する補正を導入する必要があるため、精度の観点では応答解析による方法に及ばない方法といえる。しかし、多数の非線形応答解析を実施する必要もなく、一般に簡便かつ合理的にフラジリティを得ることができる手法と認識されており、原子力プラントの設置許可や安全性向上評価における地震・津波のフラジリティ評価でも活用されている。

断層変位については、地震・津波などの他の主要なハザードに比べて、炉心損傷などに影響が大きくなるようなハザードの発生頻度が比較的小さい事象であること、また、現時点でのリスクの程度を把握するという目的からすると、応答解析による方法でフラジリティの定量値を非常に詳細なレベルで算出することは必ずしも重要ではない。したがって、断層変位フラジリティ評価では、係数法による評価を基本とし、リスク上重要な SSC（原子炉建屋・海水系土木構築物など）について対象を絞ったうえで応答解析による方法の適用を検討するというアプローチが妥当と考えられる。

#### 2.3.5.4 原子炉格納容器のフラジリティ

フラジリティ評価の対象となる SSC は、2.3.3 項で示した事故シナリオの分析の結果で抽出されるが、損傷してもプラントの安全機能に影響を与えない機器は基本的に対象とならない。その中でも、原子炉格納容器は、それ自体の損傷は炉心損傷に影響しないため、その構造健全性についてはレベル 1PRA ではフラジリティ評価の対象外となる一方で、炉心損傷時の放射性物質閉じ込め機能として主要な役割を持つことから、レベル 2PRA では核心的な設備でありフラジリティを精緻に定量化する必要がある、という点で特殊な設備といえる。原子炉格納容器のフラジリティを評価する方法自体は、前項までで述べた建屋若しくは機器のフラジリティ評価手法から特段変わるところはない。但し、その損傷モードの考え方については、その構造や要求機能（気密性の維持）の観点で他の建屋・機器とは類似していないところがあるため、その内容に着目して本項で述べる。

## (1) 原子炉格納容器の損傷モード

現在稼働している原子力発電所の格納容器の形式を図 2.3.5-13 に示す。

原子炉格納容器は、いずれの形式の場合でも原子炉建屋と共通の基礎版上に設置されている。このため、原子炉格納容器が断層変位により受ける影響は、原子炉建屋の挙動に依存していると考えることができる。このとき、原子炉格納容器が受ける影響としては、以下のものが考えられる。

- ・断層変位により基礎版が傾斜することによる全体の傾斜
- ・基礎版の面外変形に伴う曲げ・せん断
- ・基礎版の面内変形に伴うせん断
- ・上記の組合せ

### 1) 傾斜

縦ずれの断層変位により、原子炉格納容器が傾斜した場合には、重力によって発生する荷重により、格納容器の躯体に座屈や曲げによる損傷が発生する可能性があるが、傾斜により構造的損傷が発生するには非現実的な断層変位量が必要となるため、ハザードの程度と合わせて考慮すると傾斜による影響は無視できるレベルと考えられる。但し、特に鋼製格納容器において、傾斜によって胴板に損傷（貫通に至る亀裂・破断の発生）には至らないまでも部分的に座屈などの塑性変形が生じる可能性が考えられる。このとき、格納容器貫通部と原子炉建屋との間に相対変位が発生し、格納容器内に接続されている配管や貫通部に損傷が発生することで閉じ込め機能に影響を与える可能性がある。

### 2) 面外変形

縦ずれの断層変位などにより、基礎版に面外方向の損傷が発生した場合には、基礎版の損傷ラインに沿った形で原子炉格納容器本体に基礎版と同様の面外曲げ又はせん断が作用し、躯体を貫通する損傷を与える可能性がある。但し、鋼製格納容器（SCV）あるいはプレストレストコンクリート製格納容器（PCCV）・鉄筋コンクリート製格納容器（RCCV）の鋼製ライナーには大きな延性があるため、コンクリート部が損傷に至った以降も、SCV や PCCV・RCCV のライナーが破断するまでは閉じ込め機能を維持することが可能である。

### 3) 面内変形

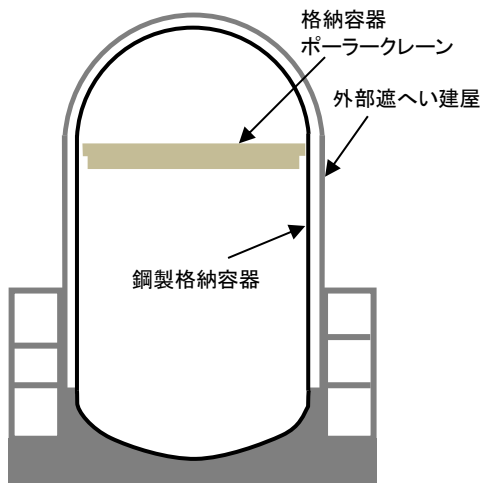
横ずれの断層変位などにより、基礎版に面内方向の損傷が発生した場合には、基礎版の損傷ラインに沿った形で原子炉格納容器本体に基礎版と同様の面内せん断が発生し、躯体を貫通する損傷を与える可能性がある。但し、SCV あるいは PCCV・RCCV ライナーには大きな延性があるため、コンクリート部が損傷に至った以降も、SCV や PCCV・RCCV のライナーが破断するまでは閉じ込め機能を維持することが可能である。

## (2) 原子炉格納容器のフラジリティの考え方

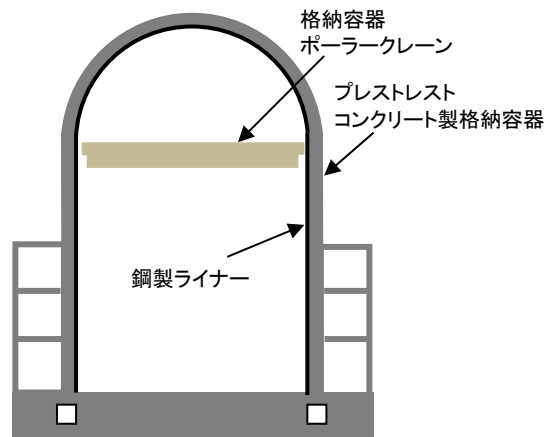
前項で示したように、傾斜については、貫通配管の損傷に留意が必要であるものの、現実的な断層変位量から考えると損傷の可能性は極めて小さいといえるため、評価対象とする損傷モードからは除外することも可能である。

次に、面外・面内方向の損傷については、原子炉建屋の基礎版（コンクリート）が損傷しない限り、閉じ込め機能の喪失につながる SCV あるいは PCCV・RCCV ライナーの損傷は発生しないといえる。したがって、原子炉建屋の損傷＝原子炉格納容器の損傷（原子炉建屋基礎版が損傷したら必ず格納容器は損傷する）として、原子炉格納容器に原子炉建屋と同じフラジリティを与える扱いとすることも可能であるが、やや保守的な評価になると予想される。一方で、コンクリート部分が損傷した後の、SCV あるいは PCCV・RCCV ライナーの損傷に着目した評価を行うことで、より現実的なフラジリティを得ることができる。この評価では、建屋基礎版を経由した断層変位応答によって評価対象の部位に発生する面外・面内方向の強制変位による影響について評価することになるが、その中で SCV あるいは PCCV・RCCV ライナーの塑性変形による効果を適切に考慮すべきである。また、このような損傷モードが発生するのは、格納容器の直下に断層が発現する場合のみであるので、断層変位の作用位置に関する不確かさなども評価において考慮に入れることが妥当である。

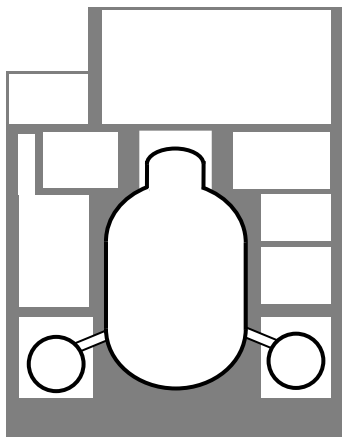
なお、SCV あるいは PCCV・RCCV ライナーの延性をもとに求めることができる限界の変位量と断層変位ハザードによる発生頻度を比較し、損傷を想定することが非現実的と判断される場合には、これも評価対象から除外することが可能といえる。



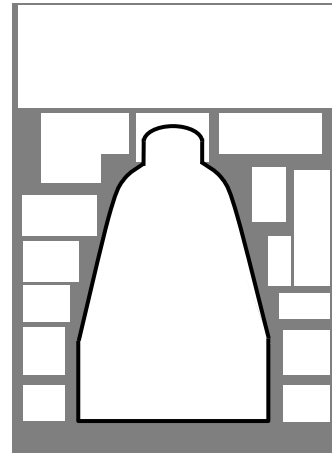
(a)PWR 鋼製格納容器(SCV)



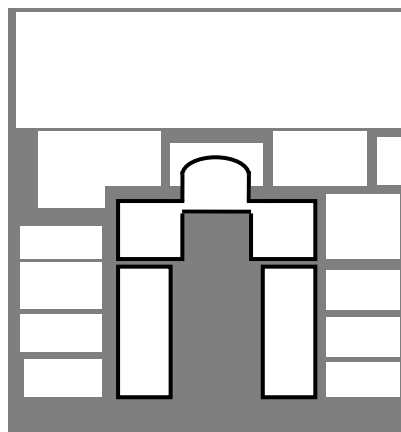
(b)PWR プレストレストコンクリート製格納容器 (PCCV)



(c) BWR MARK-I 改良型格納容器



(d) BWR MARK-II 改良型格納容器



(e) ABWR 型格納容器

図 2.3.5-13 原子炉格納容器の形式

### 2.3.5.5 断層変位フラジリティの妥当性検討方法の提案

断層変位フラジリティ評価のうち、特に応答に関する不確かさの設定においては、2.3.5.3項で述べたように現状では利用可能な解析や実現象のデータが少ないことから工学的判断を活用せざるを得ない。一方で、今後実プラントへの適用を視野に入れるにあたっては、断層変位のフラジリティ評価としての妥当性（現実の現象を適切に再現できているか）を示すとともに、対外的な説明に堪えるようにする必要がある。地震フラジリティの場合は原子力発電所の SSC に関する振動台試験データや震害事例等を用いてフラジリティの妥当性を示すことが可能であり実際に実施されているものであるが、断層変位の場合には、2.2 節において例示したような数少ない震害事例の他は、フラジリティ評価の妥当性を確認するために使用できるような情報が殆どないのが実情である。

このような背景から、ここでは地震動ハザードにおける認識論的不確かさ評価の手順 (Senior Seismic Hazard Assessment Committee: SSHAC[37]) の概念を取り込んだ断層変位フラジリティ評価の妥当性検討（以下、フラジリティ SSHAC という）に向けた枠組み・手順について提案するものである。

#### (1) 断層変位フラジリティ評価モデルの妥当性検討方法

フラジリティが妥当であることを示すためには、ある評価対象物のフラジリティを求めらるのに用いられる解析モデルとそのパラメータが、断層変位に対する応答挙動を適切に再現できていることを示す必要がある。すなわち、評価対象の耐力・応答に関するパラメータの取りうる幅（範囲）を適切に示すことで、結果として、現実的に妥当な耐力・応答の確率分布として設定することができるといえる。

##### 1) 断層変位フラジリティ評価におけるパラメータ

フラジリティ評価では、2.3.5.3 項で示したように、対象 SSC の耐力の分布  $f_S(x)$  及び応答の分布  $f_R(d, x)$  が共に対数正規分布に従うと仮定し、応答が耐力を上回った時の条件付き機能喪失確率  $F(d)$  として式 2.3.5-1 からフラジリティ曲線を求める。

$$F(d) = \int_0^{\infty} f_S(x_R) \left( \int_{x_R}^{\infty} f_R(d, x) dx \right) dx_R = \int_0^{\infty} f_R(d, x_R) \left( \int_0^{x_R} f_S(x) dx \right) dx_R \quad (\text{式 2.3.5-1})$$

$$f_R(d, x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \beta_R(d) \cdot x} \exp \left\{ -\frac{1}{2} \left( \frac{\ln(x/R_m(d))}{\beta_R(d)} \right)^2 \right\} \quad (\text{式 2.3.5-2})$$

$$f_S(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \beta_S \cdot x} \exp \left\{ -\frac{1}{2} \left( \frac{\ln(x/S_m)}{\beta_S} \right)^2 \right\} \quad (\text{式 2.3.5-3})$$



式 2.3.5-2 及び式 2.3.5-3 において、 $R_m(d)$ 及び $\beta_R(d)$ は応答の分布の中央値及び対数標準偏差、 $S_m$ 及び $\beta_S$ は耐力の分布の中央値及び対数標準偏差、 $d$ は任意の大きさの断層変位量を表す。

上式のように、フラジリティ評価では一般的に耐力・応答の確率分布に対数正規分布を仮定する。これは、対数正規分布を仮定すると、複数の対数正規分布の積事象を、それぞれの中央値の積と対数標準偏差の二乗和平方根として幾何的に演算できるという、確率演算上の利点があることが理由の一つである[10]。また、材料強度のような、変量の値が必ず正になることがわかっているような現象に対しては、対数正規分布が有効と考えられている[38]。応答についても同様であるが、松本ら(2007年)による兵庫県南部地震による地中建造物の応答に関する検討では、コンクリート建造物の損傷に関わるような非線形性の強い現象でも応答分布は概ね対数正規分布で近似できることが確認されている[39]。以上から、断層変位フラジリティ評価においても、確率分布に対数正規分布を仮定することは、実用上の面から問題はないと考えられる。

以上から、フラジリティ評価に用いる耐力・応答の確率分布については、以下に示す次の8つのパラメータを設定することが必要である。

- ・ 耐力に係る損傷部位
- ・ 耐力に係る損傷モード
- ・ 耐力の中央値
- ・ 耐力の偶然的不確実さを表す対数標準偏差
- ・ 耐力の認識論的不確実さを表す対数標準偏差
- ・ 応答の中央値
- ・ 応答の偶然的不確実さを表す対数標準偏差
- ・ 応答の認識論的不確実さを表す対数標準偏差

## 2) SSHAC について

断層変位フラジリティの妥当性検討に関する考え方・概念として整備されたものは世界的にも例がない。そこで、専門家の工学的判断に基づき高い説明性をもってフラジリティの妥当性を示すための方法として、確率論的地震ハザードにおいて認識論的不確実さを合理的かつ体系的に評価して分布を設定するために米国で開発された SSHAC に着目した。以下では、この SSHAC のプロセスを断層変位フラジリティに活用することを提案する。

### (a) SSHAC の概念

SSHAC とは、ある不確実さの大きい命題（確率論的地震ハザードなど）に対して専門家の多様な意見を合理的かつ体系的に集約して、説明性の高いモデルを提示するための仕組みといえる。SSHAC の手順は、2012年に米国において SSHAC ガイドラインとして定められ (NUREG-2117[37])、2018年に改訂版 (NUREG-2213[40]) が発行されている。この

ガイドラインにおいて、SSHAC のプロセスにおける不可欠な要素として以下の 5 点が挙げられている[40]。

- ① 参加者の役割・責任・資質に関する明確な定義づけ
- ② 使用するデータ・モデル・手法に関する客観的な評価
- ③ 分布の Center (中央値)・Body (分布形)・Range (範囲) (注) について技術的に十分防御可能な解釈による (Technically Defensible Interpretations) モデルの構築(CBR of TDI)
- ④ 検討の再現が可能な十分に詳細な文書化
- ⑤ プロジェクト全体に対するピアレビュー

(注) Center (中央値)・Body (分布形)・Range (範囲) とは、ある命題に関して、学会など技術的なコミュニティにおける意見の分布によって生じる分布形とその中央値と幅を表すものである。図 2.3.5-14 に CBR の概念を示す[41]。この図は最大地震規模 ( $M_{max}$ ) の評価に関する事例であり、 $M_{max}$  の値についてのコミュニティの意見分布が、ある分布形と中央値・幅を持っていることを示している。この評価に関して、少数 (5~10 人程度) の参加者によってこのコミュニティの意見分布を再現することが課題であり、その検討手順を示したのが SSHAC ガイドラインである。

SSHAC はその名称の通り確率論的ハザードを対象として整備されたものであるが、上記の 5 つの要素を考慮して構築される一連の検討プロセスは普遍的なものであり、問題なく脆弱性にも適用できるものといえる。

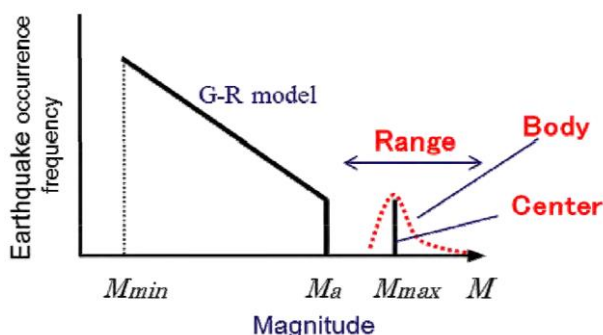


図 2.3.5-14 地震規模評価に関する CBR の例[41]

## (b) SSHAC の手順

SSHAC の手順は対象の重要度や不確実さの程度に応じてレベル分けされる。各 SSHAC レベルの概要を表 2.3.5-9 に示す。断層変位フラジリティ SSHAC では、フラジリティの妥当性検討という位置付けから、求められる詳細さ、説明性、必要なコスト・労力などを考慮すると表 2.3.5-9 に示すレベル 2 に準じることが妥当と考えられる。SSHAC レベル 2 の手順を図 2.3.5-15 に示す[40]。この手順をフラジリティに適用するに当たっては、基本的にハザードに関する要素をフラジリティに関わるものに読み替えることで実行することができるが、各検討作業においては、検討の参加者の役割・責任を明確にしたうえで進めることが必要である。以下では、フラジリティ SSHAC として必要と考えられる参加者の役割について概要を示す。なお、前述のとおり、このように参加者の分担を明確に定義づけることは、SSHAC を成立させるうえで必須のものである。

### ① TI (Technical Integrator) チーム

TI チームは、フラジリティ SSHAC における技術的議論を主導する。

### ② PPRP (Participatory Peer Review Panel)

技術的な観点から、十分なデータ・モデル・手法が正しく用いられているか、文書化が適切に行われているかの確認など検討の全体にわたってのピアレビューを実施する。

### ③ RE (Resource Expert)

TI チームの要請により、課題の検討に必要な手法やデータについて、中立的な立場で TI チームに提供する。

### ④ PE (Proponent Experts)

TI チームの要請により、課題の検討に使用できる特定のモデルや手法について主張・提示する。

### ⑤ FA (Fragility Analyst)

TI チームにより作成されたモデルに基づき、フラジリティ評価を実施する。

### ⑥ TI サポート

文献調査やレポート作成など、TI の活動の補助を行う。

### ⑦ PM (Project Manager)

フラジリティ SSHAC の事務局として進行状況の管理などを行う。

さらに、実際に断層変位フラジリティ SSHAC を実施する際には、上記の各役割に応じて適切な専門家を選定する必要がある。我が国の場合、参加の対象となる専門家としては、CBR(Center/Body/Range)及び TDI(Technical defensible Integration) 確保の観点から次の項目に該当する専門家から選定することが妥当と考えられる。

- (i) 断層変位フラジリティ妥当性検討専門家
- (ii) 地震フラジリティ専門家
- (iii) 国内サイト向け SSHAC 経験専門家

(iv) 原子力分野以外の鉄道/道路/電力の専門家

(v) 熊本地震やニュージーランド地震の断層変位に係る専門家

表 2.3.5-9 SSHAC の活用レベルの概要[40]

| Table 3-1 Attributes of SSHAC level studies from Level 1 to Level 3* |  |   |  |  |
|--|--|---|--|--|
|  | Level 1  | Level 2   | Level 2 Augmen-tation Options  | Level 3  |
| Peer Review  | At least two reviewers; Communication with PPRP during evaluation and integration    | Two or more reviewers; Feedback on preliminary models   | One or more PPRP representative(s) observes working meetings, TI Team interactions with external experts, and/or workshops | Ideally five reviewers; Engagement during evaluation and Integration process; PPRP briefing of final model |
| Technical Integration Team   | Small TI Team (depending on nature and complexity of issues)                         | Small TI Team; possibly multiple teams (e.g., seismic source Characterization and ground motion characterization) | Larger TI Team   | Five or more TI Team members   |
| Evaluation   | Sensitivity analysis to identify significant issues; Systematic review of literature | Outreach to proponents and resource experts (e.g., phone interviews)  | Add Workshop #1, #2, or hybrid that includes resource experts and/or proponents  | Two workshops with resource expert and proponents; Data summary tables                                     |
| Integration  | Develop models that capture the CBR of TDI   | TI Team interaction and hazard feedback during model-building   | Add Workshop #3 with feedback from PPRP  | One workshop to discuss Preliminary models; PPRP briefing  |

\*All attributes are additive, moving from left to right on the table; Level 4 is essentially the same as Level 3 with respect to these attributes.

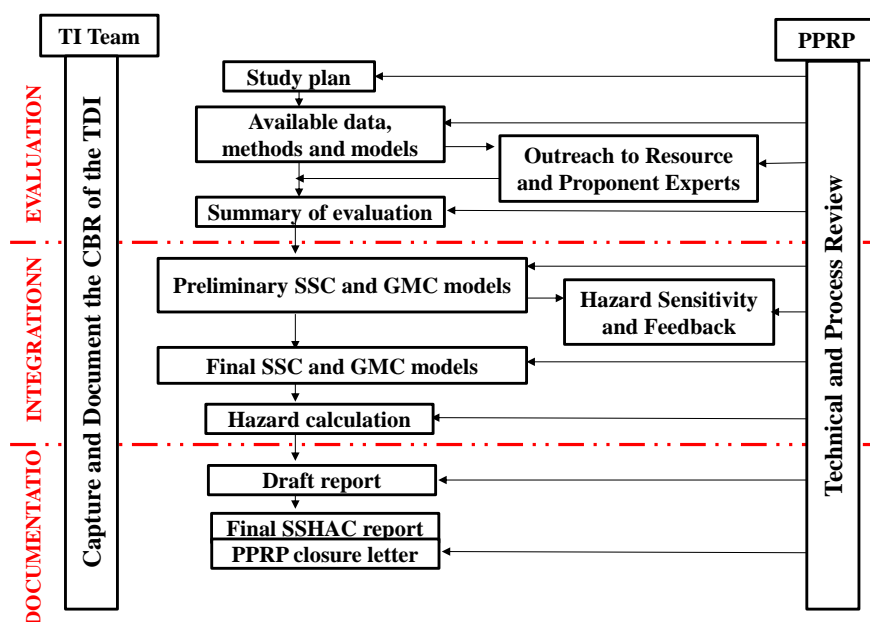


図 2.3.5-15 SSHAC レベル 2 の手順[40]

## (2) 原子力発電所の断層変位フラジリティ妥当性検討の枠組み

上記のように SSHAC のプロセスを活用したフラジリティ妥当性検討について示したが、原子力発電所の建屋・構築物を含めた SSC については断層変位に関する試験データや被害事例は知られていないため専門家による工学的判断を行うにもその判断材料に乏しく、これらを対象として直接的にフラジリティの妥当性検討を行うことは困難という課題がある。

そこで、原子力発電所を対象とした断層変位フラジリティ妥当性検討として、まず一般構造物とその被害事例を対象とした検討を行い、その結果から得られる情報を原子力発電所向けに活用するという方法を検討した。この方法の概要は以下のとおりである。

- ・ 構造や被害状況などに基づき原子力発電所の建屋・構築物のフラジリティ評価にかかわる応答挙動の検討に参照できる一般構造物（ダムなど）を選定する
- ・ 選定した被害事例をもとに、対象とした一般構造物の耐力・応答にかかわるパラメータを抽出する
- ・ フラジリティ SSHAC の実施による耐力・応答パラメータ検討を経て、対象とした一般構造物の被害を再現するモデルを設定する。
- ・ 上記で設定されたモデル・パラメータについて原子力発電所に適用するために必要な調整などを行ったうえで、フラジリティ SSHAC により原子力発電所での断層変位応答を評価するのに妥当なモデルを確定させる検討を行う。

本研究では、以上のように原子力発電所を対象とした断層変位フラジリティ SSHAC の枠組みを示した。ここで提案した方法は、実機適用に向けた具体的な手順としての確立とフラジリティ評価への実装に向けた研究が引き続き進められているものであり、その現時点での検討内容と課題の詳細について付録 2 に収録する。

### 2.3.5.6 まとめ：フラジリティ評価

フラジリティ評価については、その概念や評価の基礎式自体は既存のものと同様であるが、損傷モードの特定、耐力・応答の中央値の設定、不確実さ要因の分析、これらを踏まえた応答・耐力分布の定量化といった、フラジリティの算出に必要な事項が不明であり、断層変位フラジリティとしての評価はできない状況であったが、これらの事項について明らかにし、断層変位フラジリティ評価手法として体系化したことで、事故シーケンス評価に必要な SSC の損傷確率に関する情報を提供することが可能となった。また、格納容器に関するフラジリティの考え方も示したことで、レベル 2PRA を実施する場合にも適切なフラジリティ情報を示すことができる。

### 2.3.6 事故シーケンス評価

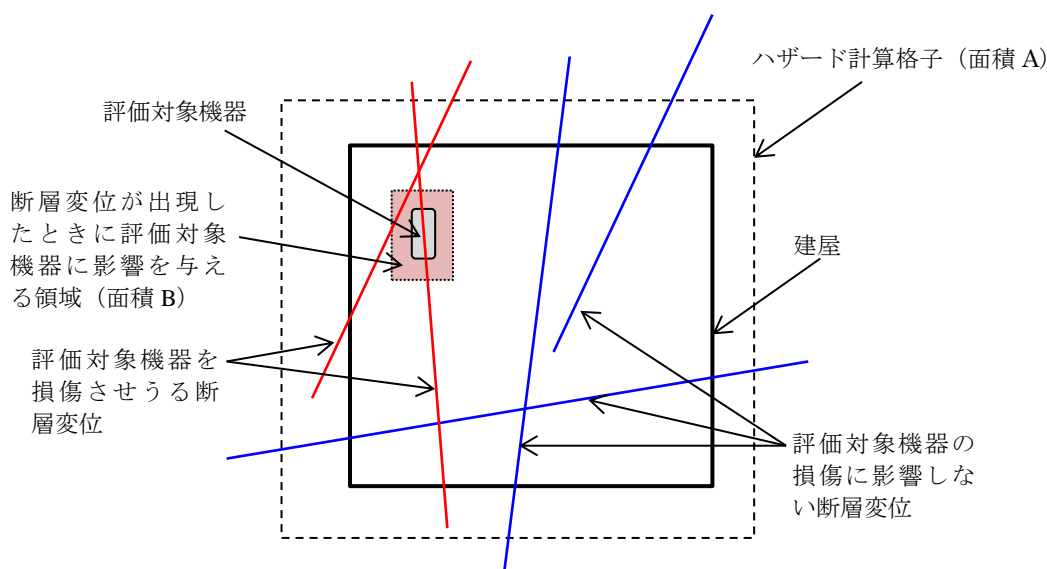
事故シーケンス評価は、2.3.3 項で示した事故シナリオの分析により得られた起因事象などの情報から構成した事故シーケンスのモデルに、2.3.4 項で示した断層変位ハザードに基づく断層変位発生頻度と 2.3.5 項で示したフラジリティ評価に基づく SSC の損傷確率を導入することで、プラントが持つ様々な安全機能が失敗する頻度を求め、最終的に炉心損傷などの終局状態に至る頻度を得るものである。この事故シーケンス評価では、システムのモデル化において断層変位では発生しないような事象を適切にスクリーンアウトすることに留意が必要であるが、それ以外の評価手法としては地震 PRA など他事象の PRA の場合と変わるところはない。したがって、事故シーケンス評価手法としては、原子力学会地震 PRA 実施基準などを参照することができる[10]。また、次章において仮想プラントに対する事故シーケンス評価の試評価を実施しており、評価手法の具体例として示している（事故シーケンス評価の具体的内容は付録 3 に収録）。

なお、事故シーケンス評価において算出される炉心損傷頻度などの値を現実的なものにするためには、2.1.8 項で述べたように断層変位作用位置に関する不確実さを適切に考慮する必要がある。ここで、断層変位作用位置に関する不確実さを事故シーケンス評価において取り扱う方法について提案する。[42] [43] [44] [45]

まず、既知の断層があった場合にそれが副断層として作用する場合について述べる。この場合は、当該の既知の断層の位置により、それが動いた場合に起こりうる事故シナリオを特定することができる。これが炉心損傷や格納容器機能喪失に影響する可能性が低いものであれば、当該の断層は評価対象からスクリーンアウトすることができる。一方、炉心損傷や格納容器機能喪失に影響を与えうる事故シナリオが発生する場合には、断層変位ハザード評価において当該の断層による断層変位の発生頻度を考慮したうえで、そのリスクを評価する必要がある。ある特定の断層が副断層となることに着目する場合には、2.3.4.1 項に示した変位アプローチ（評価地点固有のデータに基づく手法）によって確率論的断層変位ハザードを算定することになるが、同項で述べたとおり、この方法は具体化に向けた研究が各所で行われているところである。ただし、2.3.4.2 項に示した地震アプローチ（評価地点周辺の地震（活断層）の特徴に基づく手法）を用いた高尾らによる副断層の確率論的ハザード評価方法においては、ある大きさに設定された計算格子の中で副断層の断層変位が地表で発生する確率（ $P_{2d}$ ）を算定していることからすると（図 2.1.5-1 に例示した高尾らによるハザード評価[1]では  $100\text{m} \times 100\text{m}$  の格子寸法を設定している）、ある特定の断層が副断層として地表で変位を発生させる確率はこの  $P_{2d}$  よりもかなり小さくなることもできる。このように、既知の断層に関する断層変位ハザードの具体的な定量化は今後の課題であるが、以上のような考え方でリスクへの寄与の程度を考慮することができる。

次に、副断層となる断層が未知の場合について述べる。この場合は、確率論的断層変位ハザード評価において設定する計算格子について、断層変位がその計算格子内のランダムな位置に発生すると想定することができる。そこで、断層変位が出現したときに評価対象とす

る SSC に影響を与える領域の面積と計算格子の面積の比を、評価対象 SSC に断層変位が作用する確率として考慮する。例えば、断層変位が発生したときに原子炉建屋内のある SSC に影響を与える領域の面積とハザード計算格子の面積の比が  $x$  であったとすると、この  $x$  を当該 SSC に断層変位が作用する確率として考慮するというものである。(図 2.3.6-1 参照)



・ 評価対象機器に断層変位が作用する確率  $x = B/A$

図 2.3.6-1 断層変位が作用する確率の概念

この考え方では、断層変位の影響を受けることを前提に算出した条件付きフラジリティ若しくは条件付き炉心損傷確率と、この断層変位が作用する確率及びこれに伴う不確実さを事故シーケンス評価において考慮することになる。すなわち、断層変位ハザード評価から得られる断層変位の発生頻度を  $f$  (1/年)、ある事故シナリオについて断層変位が作用することを前提として炉心損傷に至る確率 (条件付き炉心損傷確率) を  $CCDP_x$ 、その事故シナリオに関わる SSC に断層変位が作用する確率を  $x$  とすると、その事故シナリオによる炉心損傷頻度  $CDF_x$  は以下のように計算される。

$$CDF_x = f \times x \times CCDP_x \quad \text{(式 2.3.6-1)}$$

なお、実際にこのような面積比に基づく断層変位が作用する確率の検討を行う際には、ハザード計算格子、建屋、機器への影響範囲のそれぞれの面積の大小関係について十分な留意が必要である。また、2.2.2 項で述べたように、断層変位による被害の影響範囲はある程度の幅を持つことが考えられるので、これも不確実さの要因として考慮する必要がある。

以上のように、断層変位の作用位置による影響を適切に考慮することは、断層変位による

リスクを低減する要因であることは明らかである（以上の考え方を試評価に適用した例を3.7.1項に示す）。また、上記の断層変位が作用する面積に基づく考え方は簡易的なものであるが、米国 **Diablo Canyon** プラントにおける断層出現確率の評価においても同様の考え方が適用されており[17]、実績がある方針であるともいえる。（なお、この米国の評価では、ハザード評価の段階で断層変位事象をスクリーンアウトするための検討として行われているが、本研究における上記の考え方は、現実的な現象をとらえてより合理的な炉心損傷等の評価を行うことを指向するものである。）

上記の考え方の課題としては、評価対象に影響を与える面積の評価方法や、上述の断層変位による被害影響範囲に関わる断層破壊メカニズムを踏まえた断層帯（幅）の評価方法などが必要になることが挙げられる。また、断層変位ハザード計算格子内での断層変位の発生について上記ではランダムと想定したが、実際には地盤の構造や構築物の存在などによって完全にランダムにはならないことが考えられるため、これを評価するための基礎版から上部構造の進行性破壊を模擬する解析方法の開発なども、より詳細な評価にむけた長期的な課題といえる。

### 2.3.7 ピアレビュー

断層変位 PRA の手法そのものではないが、PRA としての品質及び対外説明性を確保して完結させるためにはピアレビューを実施する必要がある。ピアレビューの手順自体は地震 PRA などの場合と同様であるといえるが、断層変位に関しては評価実績が少なく国内では限られた人物しか知見がないのが現状である。このため、実プラントでの評価を行う場合には、第三者としてのピアレビューの確保に困難が発生することが考えられ、評価の早い段階から海外を含めたレビューの選定を進めることが必要である。

## 2.4 まとめ

本章では、まず2.1節で、今まで明確にされていなかった断層変位 PRA の具体的な構成について、断層変位 PRA の基本方針として全体の流れとともに各評価要素についての概要を示すことで明らかにした。また、2.2節では、断層変位による被害事例を調査し、損傷モード・事故シナリオに関する検討において着目すべき要因を抽出した。これらの結果を踏まえ、2.3節で実プラントへの適用を意識した具体的な評価手法の構築を行った。

プラント情報の収集では、評価の情報源の例を示すとともに、断層変位の特徴を踏まえて確認すべき事項、主な着眼点について明らかにしたうえで、サイト・プラントウォークダウンの手法を新たに提案した。

事故シナリオの分析については、断層変位により SSC に損傷が生じた場合に発生する事故シナリオを断層変位の特徴を踏まえて検討するとともに代表的な起因事象を選定し、起因事象に必要な緩和手段を選定する一連のプロセスを明らかにし、手法として示した。



確率論的断層変位ハザードについては、既に各所で研究が行われているため、既存の手法を使用することができる。特に、日本国内の実プラントに向けた評価に当たっては高尾ら(2013, 2014, 2016)によって日本国内データを用いて整備された評価手法を用いることが適当と考えられる。

フラジリティ評価については、まず評価の前提となる損傷モードと損傷時のシナリオを建屋・構築物と機器・配管系について明らかにした。また、具体的な断層変位フラジリティの定量化方法を構築するとともに、フラジリティの不確実さ要因について分析し、断層変位フラジリティ評価手法として体系化した。

事故シーケンス評価については、評価手法としては他事象の PRA の場合と変わるころはないため、次章において断層変位の場合の評価の具体例を示す。また、断層変位 PRA を現実的な評価とするため、断層変位の作用位置による影響を考慮する方法について提案した。この方法を適用することによる効果は 3.7.1 項で示す。

以上のような、本章における検討から、2.1 節で示した PRA の各評価要素間での情報のやり取りが可能になったことで、断層変位 PRA の一連の手法としての体系化ができたといえるが、手法の有効性の確認と実際の評価において現れる課題を得るために、仮想プラントを対象として試評価を実施した内容について次章に示す。



## 第3章

# 断層変位 PRA 手法の適用例と 課題の抽出



### 3. 断層変位 PRA 手法の適用例と課題の抽出

本章では、2章で提案した断層変位 PRA としての一連の手法が、実際の評価において機能することを試評価によって示す。評価対象は公開情報等に基づいて構築した仮想 PWR プラントとし、炉心損傷頻度の算出（レベル 1 断層変位 PRA）を目標とした。また、評価対象とする断層は副断層とし、最初に縦ずれ断層に関する評価について検討し、その後縦ずれ断層の場合との相違について検討するために、横ずれ断層についての評価を行う。[1]

なお、本試評価はあくまで構築した手法を適用した評価プロセスで得られる課題などの情報に関心がある。したがって、最終的に出力される CDF の定量値は、一連の試評価によって計算された、評価上の課題がある前提での数値である以上の意味を持つものではなく、この試評価の結果のみをもって現実の原子力プラント等における何らかの検討や判断に用いることは適当ではないことに、十分に留意されたい。

また、本試評価で評価対象とした仮想プラントは、実在するいかなる原子力プラントとも一切の関係はない。

本章は、以下に示す文献において発表した内容に基づくものである。

- ・ R.Haraguchi, F.Tanaka, K.Ebisawa, T.Sakai, H.Tsutsumi, A.Yuyama, K.Sato, Y.Mihara, Y.Nikaido and S.Yoshida, “Development of Fault Displacement PRA Methodology and its Application to a Hypothetical NPP”, Nuclear Engineering and Design, Vol.361, 2020. (<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110433>) [1]

#### 3.1 プラント関連情報の収集・分析

本評価では、評価者によって新たに設定された仮想プラントを用いるため、2.1.2 項及び 2.3.1 項で示したフラジリティ評価・事故シーケンス評価に関連するプラント情報収集としての活動は省略するが、これに変えて、仮想プラントの内容について以下に示す[1]。また、ハザードについては既存の文献に記載のものを使用するため、同様にハザードに関連するプラント情報の収集も省略する。

本評価において使用する仮想プラントについて、建屋の配置と想定する断層の位置を平面図として図 3.1-1 に示す。建屋の配置としては、中心に原子炉建屋と原子炉格納容器があり、その西北側に廃棄物処理建屋、西南側に制御建屋がある。制御建屋と原子炉建屋の間には原子炉補機冷却水系統の渡り配管が渡されている。原子炉建屋の南側にはタービン建屋があり、渡り配管として主蒸気・主給水配管がある。また、原子炉建屋の南側から海水管トレンチが東方向にのびており、海水ポンプ室に至っている。海水管トレンチ内には海水系配管が存在する。原子炉建屋の東側に少し離れた位置には、シビアアクシデント発生時の緩和系として期待する重大事故等対処設備を配している。

想定する断層は縦ずれ断層として、いずれも南北方向に走るものとして 3 ケース考慮し、

それぞれのケースが海水管トレンチ、原子炉建屋、重大事故対処施設を横切るものとする。

仮想プラントの建屋内の機器配置を図 3.1-2 に示す。断層変位によって傾斜以外の影響を受けうるのは、建屋基礎版の損傷に伴うことになる建屋最下層に設置されている機器のみと考えられるので、具体的な機器の配置については最下層のみ設定している。

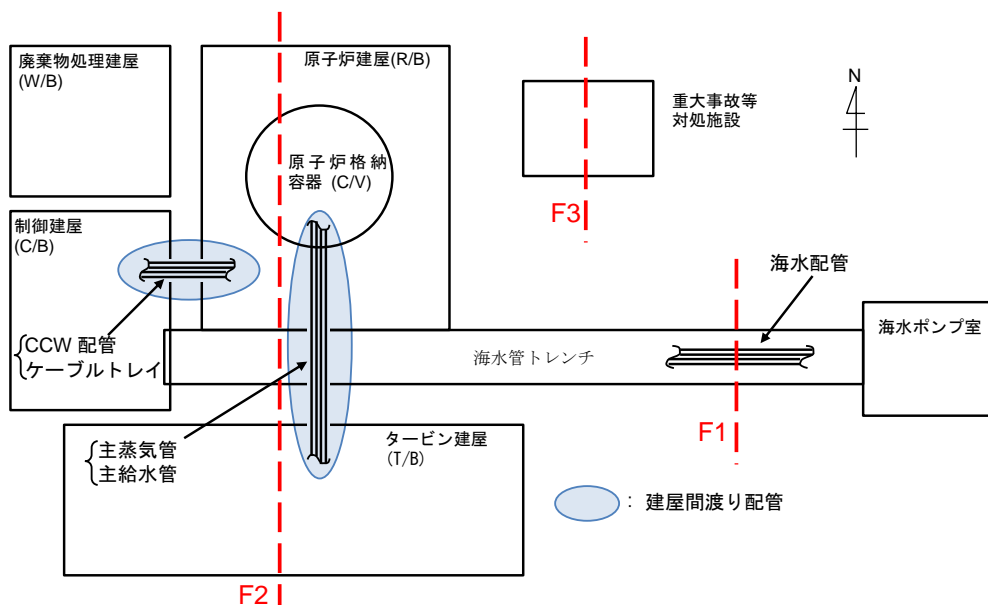


図 3.1-1 仮想プラントに対する断層変位の想定

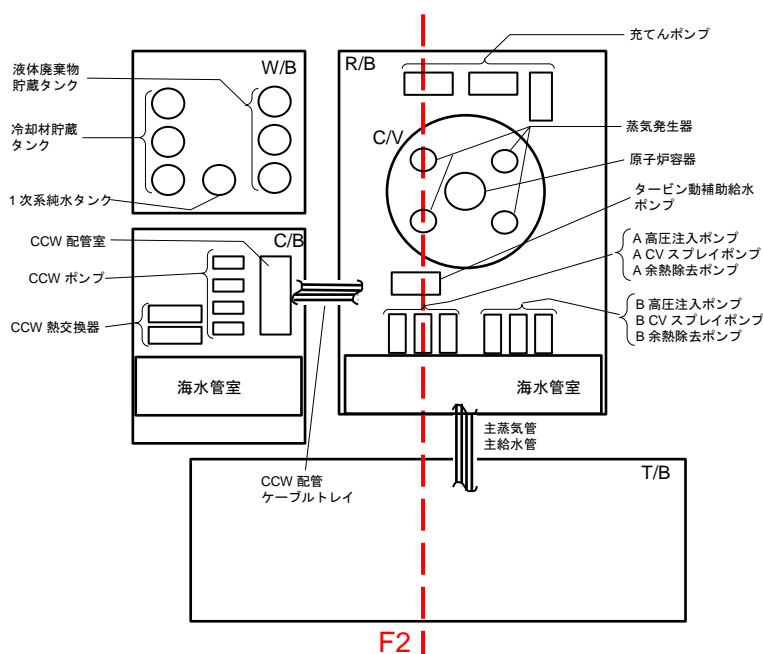


図 3.1-2 仮想プラント最下層での機器配置

## 3.2 評価対象機器の選定

本節では、フラジリティ評価の対象となる SSC (Structures, Systems, and Components: 建屋構築物、系統設備、機器類の総称) の抽出を行う [1]。これは、2.3.3 項で示した事故シナリオ同定のフローにおける①から③の項目に該当する。なお、④以降の項目については、後述の事故シーケンス評価に関する項で示す。

### 3.2.1 断層変位で影響を受ける機器の特定

建屋・機器の配置と断層変位の想定位置について、2.3.3 項における検討内容を踏まえ、仮想プラントにおいて想定した断層変位に対し、機能喪失が発生する可能性がある建屋・機器を抽出、事故シナリオを設定し、事故シーケンス評価の対象とする機器リストを作成した。作成した機器リストを表 3.2.1-1 に示す。

表 3.2.1-1 評価対象機器リスト

| 機器名称                | 損傷モード   | 起回事象/緩和系        |
|---------------------|---------|-----------------|
| A 余熱除去冷却器           | 支持機能喪失  | RHR 系喪失         |
| A 余熱除去ポンプ           | 支持機能喪失  | RHR 系喪失         |
| A 高圧注入ポンプ           | 支持機能喪失  | 安全注入、F&B 機能     |
| A 格納容器スプレイ冷却器       | 支持機能喪失  | CV スプレイ機能       |
| A 格納容器スプレイポンプ       | 支持機能喪失  | CV スプレイ機能       |
| A タービン動補助給水ポンプ      | 支持機能喪失  | 2 次系冷却、2 次系強制冷却 |
| 余熱除去ポンプ用電動機         | 支持機能喪失  | RHR 系喪失         |
| A 高圧注入ポンプ用電動機       | 支持機能喪失  | 安全注入、F&B 機能     |
| A 格納容器スプレイポンプ用電動機   | 支持機能喪失  | CV スプレイ機能       |
| A タービン動補助給水ポンプ用タービン | 支持機能喪失  | 2 次系冷却          |
| B タービン動補助給水ポンプ用タービン | 支持機能喪失  | 2 次系冷却          |
| 海水管室                | 支持機能喪失  | 海水系の喪失          |
| T/B 内設備             | 支持機能喪失  | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| A CCW 配管            | 建屋間相対変位 | 海水系の喪失          |
| B CCW 配管            | 建屋間相対変位 | 海水系の喪失          |
| B CCW 配管            | 建屋間相対変位 | 海水系の喪失          |
| A 主蒸気管              | 建屋間相対変位 | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| B 主蒸気管              | 建屋間相対変位 | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| C 主蒸気管              | 建屋間相対変位 | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| D 主蒸気管              | 建屋間相対変位 | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| A 主給水管              | 建屋間相対変位 | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| B 主給水管              | 建屋間相対変位 | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| C 主給水管              | 建屋間相対変位 | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| D 主給水管              | 建屋間相対変位 | 2 次系の破断/2 次系冷却  |
| ケーブルトレイ             | 建屋間相対変位 | プラント監視・制御機能     |
| 海水配管                | 建屋間相対変位 | 海水系の喪失          |
| A 空冷式非常用発電装置        | 支持機能喪失  | 空冷式非常用発電装置      |
| B 空冷式非常用発電装置        | 支持機能喪失  | 空冷式非常用発電装置      |
| A 可搬式代替低圧注水ポンプ      | 支持機能喪失  | 代替炉心注水          |
| B 可搬式代替低圧注水ポンプ      | 支持機能喪失  | 代替炉心注水          |
| C 可搬式代替低圧注水ポンプ      | 支持機能喪失  | 代替炉心注水          |
| A 大容量ポンプ            | 支持機能喪失  | 大容量ポンプの接続       |
| B 大容量ポンプ            | 支持機能喪失  | 大容量ポンプの接続       |
| C 大容量ポンプ            | 支持機能喪失  | 大容量ポンプの接続       |
| A 電源車               | 支持機能喪失  | 恒設/可搬式代替低圧注水    |
| B 電源車               | 支持機能喪失  | 恒設/可搬式代替低圧注水    |
| C 電源車               | 支持機能喪失  | 恒設/可搬式代替低圧注水    |
| 代表消防ポンプ             | 支持機能喪失  | 恒設/可搬式代替低圧注水    |
| 格納容器                | 構造損傷    | 炉心損傷直結          |
| 原子炉周辺建屋             | 構造損傷    | 建屋内（下層部）設備の損傷   |
| タービン建屋              | 構造損傷    | 建屋内設備の損傷        |
| 重大事故等対処施設 建屋        | 構造損傷    | 建屋内設備の損傷        |



### 3.2.2 評価対象のグルーピング及びスクリーニング

事故シナリオ評価においてフラジリティ評価対象として抽出された機器について、2.3.5.3(1)項で示した損傷モード・部位による機器の分類を踏まえて、その構造・機能の観点からフラジリティに関して同様の傾向を持つと考えられるものをグルーピングするとともに、断層変位による影響に対して大きな耐力を持ち、断層変位ハザードにおいて有意な発生頻度を持つ断層変位量の範囲で損傷確率が非常に小さいことが設計情報などから明らかである機器については、本評価からスクリーニングした。グルーピング及びスクリーニングの結果を表 3.2.2-1 に示す。

なお、表 3.2.2-1 に示した機器カテゴリ以外にも、主機（大型機器）・電気盤・建屋内配管・空調機器などのグルーピングカテゴリが考えられるが、本評価ではこれらに該当する機器は評価対象機器として抽出されていない。実プラントでの評価においては個別に検討することが必要と考えられるが、一般論的にはこれらのカテゴリの設備については十分な耐力を持っておりスクリーニングは可能と予想される。

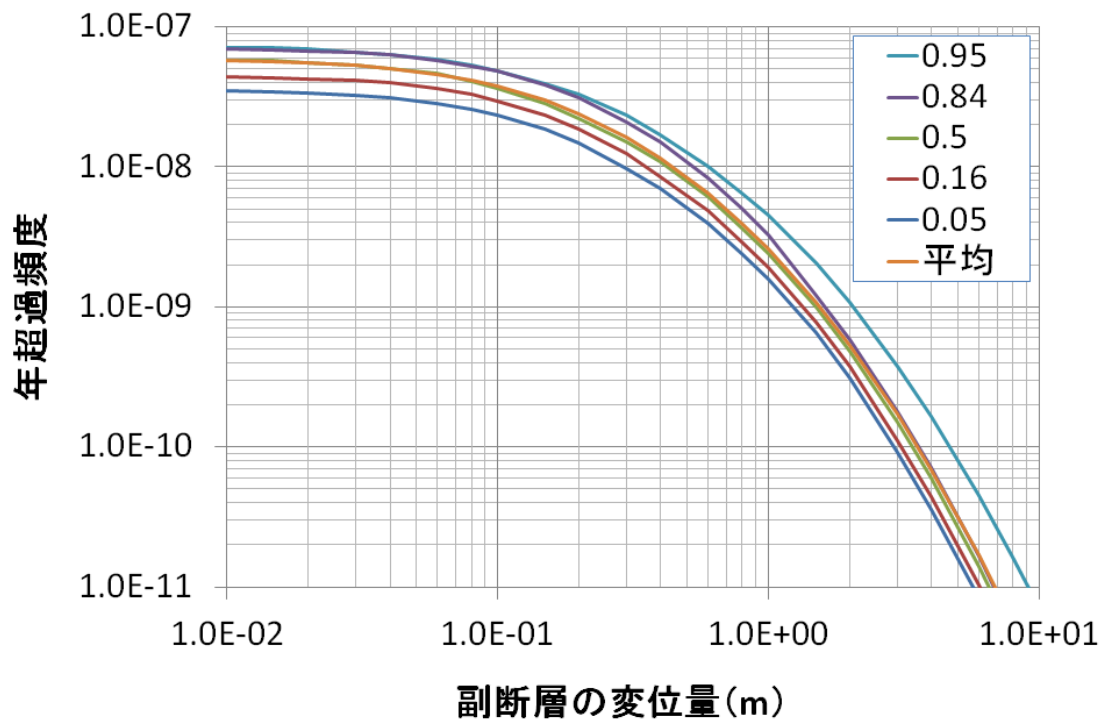
また、断層変位により建屋基礎版などが損傷した場合に、建屋内においてフロア間を貫通する配管に相対変位が発生して損傷に至るという事象が考えられる。これについては、建屋損傷のクライテリア（数 mm 程度の変形）と配管破損のクライテリア（破損に至るひずみを発生させる相対変位は数十 cm 以上と予想される）との差異を考慮すると、有意になる可能性は低いと考えられるが、定量的な評価の可否を含めて今後の検討課題である。

表 3.2.2-1 評価対象機器のグルーピング及びスクリーニング

| グルーピング<br>カテゴリ      | 対象機器例   | スクリーニング   |
|---------------------|---|---|
| 熱交換器                | 余熱除去冷却器<br>CV スプレー冷却器                                       | スクリーニング可<br>・建屋最下層に設置の機器は、基礎版の損傷による構造損傷に包絡されると想定。<br>・基礎ボルト・胴板の耐力は十分大きく断層変位による傾斜によって発生する荷重で損傷することは考えられない。 |
| 動的機器（ポンプ・DG など）構造損傷 | 余熱除去ポンプ<br>充てんポンプ<br>高圧注入ポンプ<br>タービン動補助給水ポンプ<br>格納容器スプレーポンプ | スクリーニング可<br>・建屋最下層に設置の機器は、基礎版の損傷による構造損傷に包絡されると想定。   |
| 建屋間渡り配管             | CCW 配管<br>主蒸気・主給水管<br>海水配管                                  | スクリーニング不可<br>・建屋間の相対変位による損傷が無視できない  |
| SA 対策設備             | 空冷式非常用発電装置<br>可搬式代替低圧注水ポンプ<br>大容量ポンプ<br>電源車<br>消防ポンプ        | スクリーニング不可<br>・設置地盤の傾斜により潤滑不良等が発生し機能損傷に至る可能性がある。   |

### 3.3 断層変位ハザード評価

本試評価では、評価対象とする仮想プラントは日本国内にあると想定する。したがって、断層変位ハザードについては、2.3.4 項で述べたように、日本国内の地震データに基づいて検討された高尾ら (2014) [2]において作成されたもの(図 3.3-1)を使用する。



(図中凡例の数値はフラクタルの値)

図 3.3-1 試評価用断層変位ハザード曲線[2]

### 3.4 フラジリティ評価

本節では、表 3.2.1-1 に示した機器リストについて 2.3.5 項に示した方法を用いてフラジリティ評価を行った内容について示す[1]。なお、このフラジリティ評価では、簡単のために 2.1.8 項で述べた断層変位の作用点に関する不確かさなどは考慮せず、評価対象 SSC 設置位置の直下に断層が存在するものと仮定した条件付きフラジリティとして算出している。したがって、本評価で得たフラジリティの定量値は現実的なものに対して相当保守的な結果となっている可能性が高いことに留意が必要である。

### 3.4.1 建屋フラジリティ評価

ここでは、2.3.5.2項で示した考え方にそって建屋フラジリティの試算を行う。フラジリティ評価にあたっては、一般社団法人 原子力安全推進協会が作成した「原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書（平成25年9月 一般社団法人 原子力安全推進協会 敷地内断層評価手法検討委員会）」[3]（以下「JANSI 報告書」という）に掲載されている「断層変位による建物・構築物の試解析（PWR 建屋）」を入力条件として利用した。

評価対象とする断層は縦ずれ断層を想定するので、建屋の損傷モードとしては基礎版の面外せん断破壊を代表として評価することとした。ここでは、以下に示す、JANSI 報告書に掲載されている基礎版の検討結果を用いて、フラジリティ評価を行う。解析の条件等については、JANSI 報告書より以下のとおりである[3]。

この解析では、原子炉建屋直下の副断層に変位が生じた場合を想定し、鉄筋コンクリート部材の弾塑性を考慮した3次元静的FEM解析により建屋構造健全性に与える影響を検討している。また、縦ずれ断層を考慮して上下方向の変位量をパラメータとし、基礎応答への影響の大きい（北側が低くなり、南側が高くなる）ケースを、想定断層変位量を30cmとして実施している。基礎版・耐震壁の構造健全性評価は表3.4.1-1に示す指標による。[3]

表 3.4.1-1 基礎版・耐震壁の構造健全性評価の指標[3]

| 部位  | 判断の指標 |  |
|-----|-------|--|
| 基礎版 | 曲げ    | 鉄筋の引張ひずみ：5000 $\mu$<br>コンクリートの圧縮ひずみ：3000 $\mu$ |
|     | 面外せん断 | 荒川(mean)式によるせん断耐力との比較                          |
| 耐震壁 | 面内せん断 | 耐震壁の面内せん断ひずみ：4000 $\mu$                        |

検討対象はNS方向80m×EW方向75m、基礎版厚8mのPWR型原子炉建屋であり、解析モデルは基礎版をソリッド要素、上部建屋（RE/B・PCCV・I/C）を積層シェル要素でモデル化し、地盤( $V_s=1600\text{m/s}$ )をウインクラーばね要素とした3次元FEMである。なお、基礎版と地盤の間には圧縮時のみに剛性を有するジョイント要素を設け、副断層に想定する上下変位量を地盤モデル下端に与えることで、副断層に変位が生じた場合の影響を考慮している。図3.4.1-1に原子炉建屋FEM解析モデルを示す。また、上記の想定断層変位量(30cm)を入力したときの、全体モデル変形図を図3.4.1-2に示す。[3]

また、JANSI 報告書に掲載されている基礎版の解析検討結果の例を図3.4.1-3に示す[3]。この解析検討結果は面外せん断耐力に対する検定比（面外せん断力／面外せん断耐力）のコンタ図として示されている。

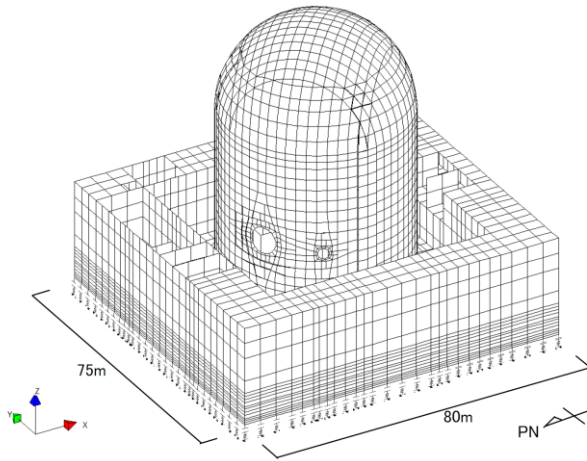


図 3.4.1-1 原子炉建屋 FEM 解析モデル[3]

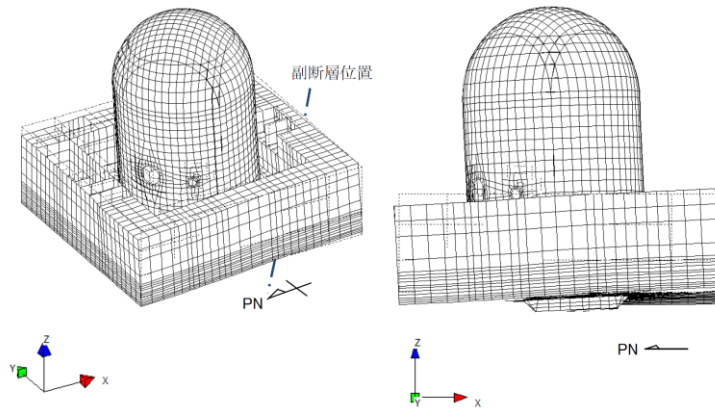
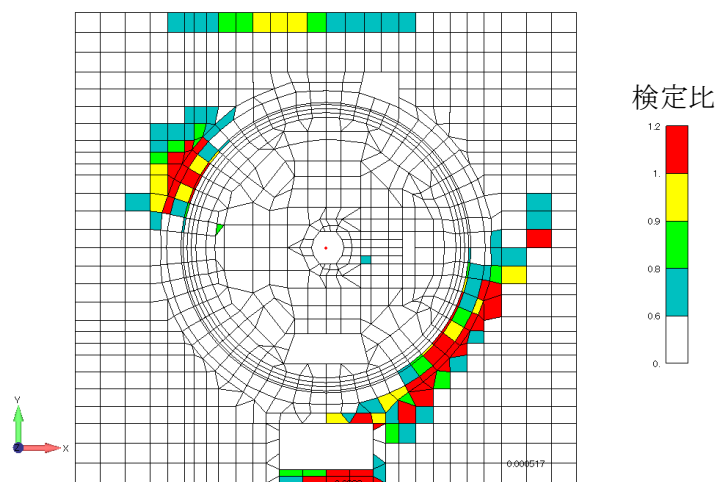


図 3.4.1-2 全体モデル変形図 (スケール : 10 倍) [3]



断層変位 30cm に対する面外せん断に対する検定比  
(JANSI 報告書[3]に加筆)

図 3.4.1-3 基礎版の解析検討結果例

### 3.4.1.1 検定比と損傷確率について

フラジリティの試評価のために、検定比と損傷確率の関係を設定する。図 3.4.1-4 に示すように「検定比=1.0」は、「設計と同等の応答評価により算出される応力（以下、設計応力という）」と「設計耐力」が等しい場合に相当する。設計応力や設計耐力は、現実的な値に対して保守性があることから、ここでは、「設計応力=現実的応力の中央値×1.1」「設計耐力=現実的耐力の中央値×0.9」と仮定して、検定比と損傷確率の関係を設定する。

また、現実的応力及び現実的耐力の分布形は対数正規分布とし、ばらつきは「現実的応力の分布のばらつき：対数標準偏差 0.2」及び「現実的耐力の分布のばらつき：対数標準偏差 0.1」を仮定した。図 3.4.1-5 にこの条件で求めた検定比と損傷確率の関係を示す。この図より、検定比 0.7 は損傷確率 0.06、検定比 1.0 は損傷確率 0.185、検定比 1.2 は損傷確率 0.469 となる。

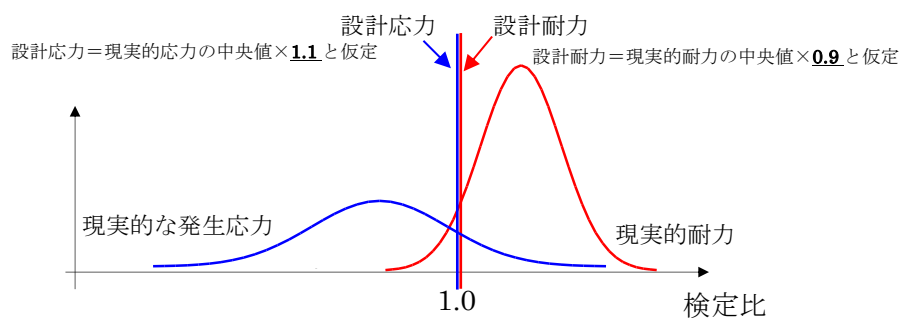


図 3.4.1-4 「検定比=1.0」の場合の発生応力と耐力の関係の仮定

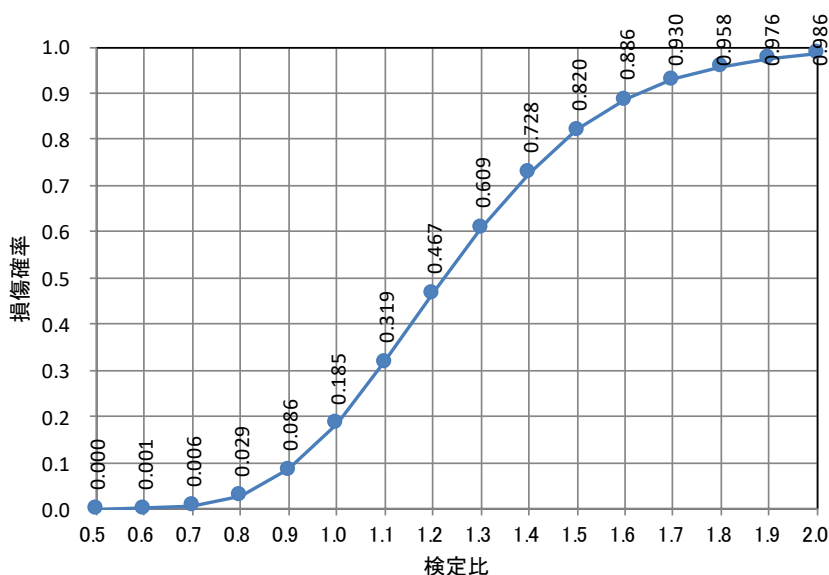
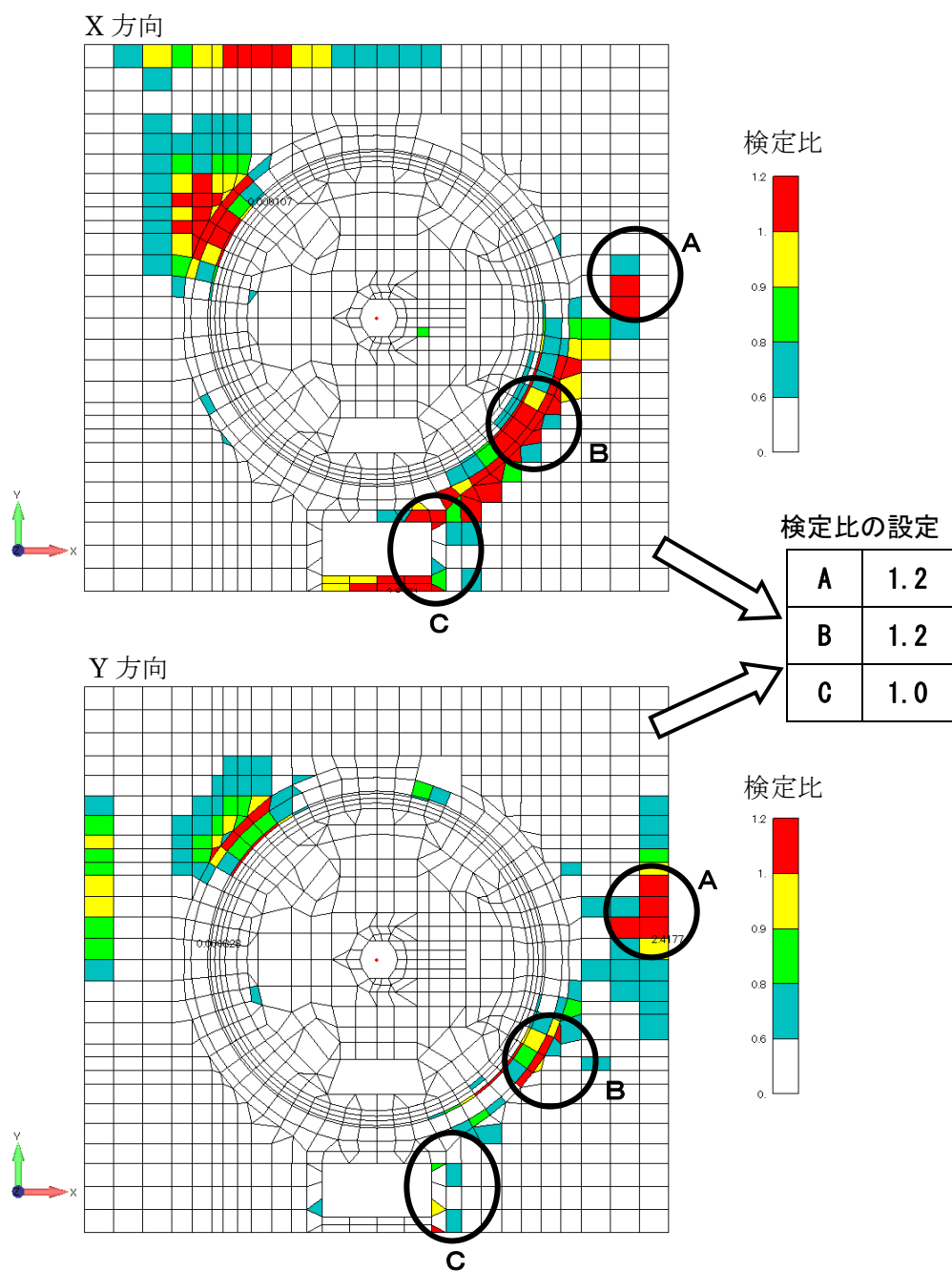


図 3.4.1-5 本評価での検定比と損傷確率の関係

### 3.4.1.2 検定比の整理

図 3.4.1-6 に JANSI 報告書[3]に掲載されている面外せん断に対するコンタ図に、想定破壊ラインの中央部と端部の 3 か所に領域 A、B、C を設定し、各範囲の検定値を設定したものを示す(2.3.5.2 項参照)。なお、各範囲の検定値は X 方向、Y 方向の両方のコンタ図から判断したものである。



(JANSI 報告書[3]に加筆)

図 3.4.1-6 破壊想定ラインの A,B,C 3 領域の検定比の設定 (断層変位量 : 30cm)

### 3.4.1.3 基礎版の面外せん断破壊に対するフラジリティ曲線の試算

図 3.4.1-6 から判断した領域 A、B、C の検定比と、2.3.5.2 項で示した考え方で算出した想定破壊ラインの損傷確率を表 3.4.1-2 に示す。

表 3.4.1-2 既往検討から設定した断層変位 30cm のときの基礎版の損傷確率

| 断層<br>変位量<br>(cm) | コンタ図より<br>設定した検定値 |     |     | 各範囲の損傷確率 |       |       | 想定破壊ライン<br>全体の損傷確率 |
|-------------------|-------------------|-----|-----|----------|-------|-------|--------------------|
|                   | A                 | B   | C   | A        | B     | C     |                    |
| 30                | 1.2               | 1.2 | 1.0 | 0.467    | 0.467 | 0.185 | 0.04               |

表 3.4.1-2 に示すように、断層変位量 30cm のときの基礎版の損傷確率は 0.04 と計算されたが、損傷確率が非常に小さく、このデータだけではフラジリティ曲線を推定するのが困難であることから、ここでは断層変位量 50cm と 100cm のときの検定比を想定して損傷確率を求め、フラジリティ曲線の試算を行うこととする。

断層変位量 50cm と 100cm のときの検定比の想定と損傷確率の算定結果を表 3.4.1-3 に示す。

表 3.4.1-3 フラジリティ曲線試算のための検定比想定と損傷確率

| 断層<br>変位量<br>(cm) | コンタ図より<br>設定した検定値 |     |     | 各範囲の損傷確率 |       |       | 想定破壊ライン<br>全体の損傷確率 | 検定比の設定                           |
|-------------------|-------------------|-----|-----|----------|-------|-------|--------------------|----------------------------------|
|                   | A                 | B   | C   | A        | B     | C     |                    |                                  |
| 30                | 1.2               | 1.2 | 1.0 | 0.467    | 0.467 | 0.185 | 0.04               | JANSI 報告書[3]<br>の検定比コンタ<br>図より設定 |
| 50                | 1.5               | 1.5 | 1.2 | 0.820    | 0.820 | 0.467 | 0.31               | 変位量 30cm の<br>検定比から想定            |
| 100               | 2.0               | 2.0 | 1.7 | 0.986    | 0.986 | 0.930 | 0.90               |                                  |

表 3.4.1-3 に示した損傷確率から、試算したフラジリティ曲線を図 3.4.1-7 に示す。このフラジリティ曲線は対数正規分布を仮定し、損傷確率のプロット点に対して最小二乗法を適用して算定したものである。



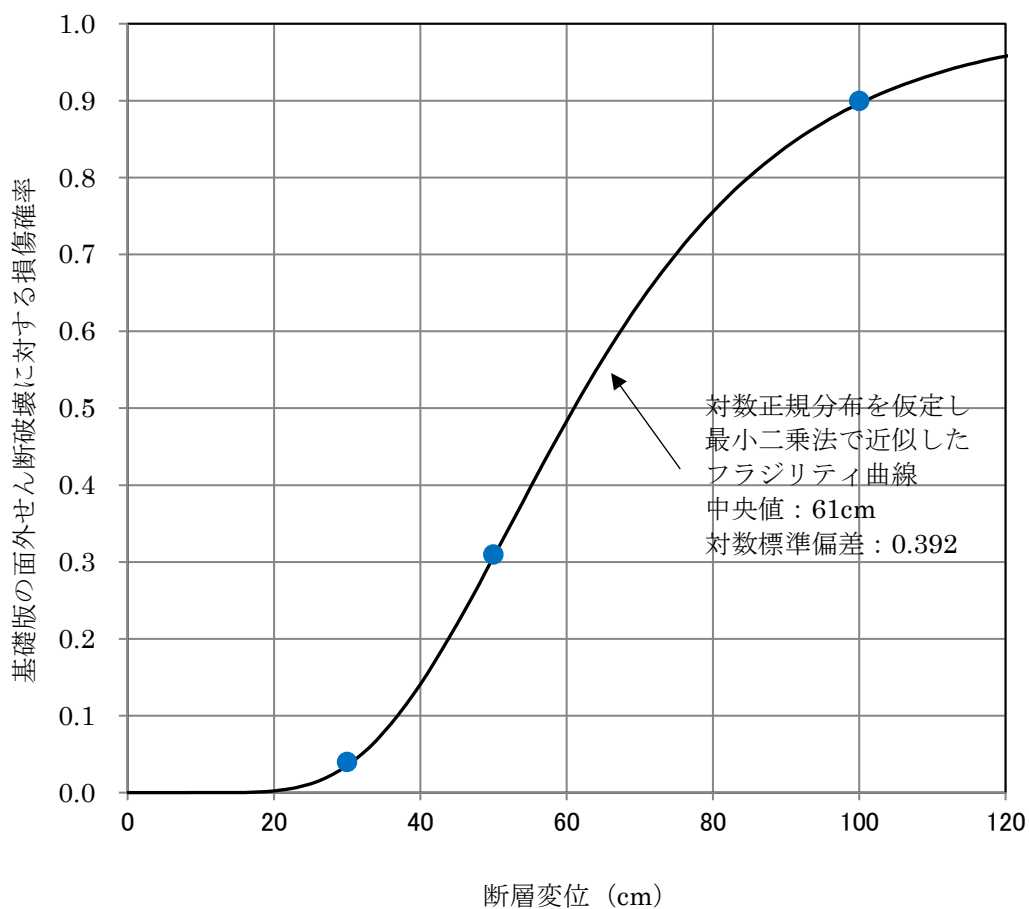


図 3.4.1-7 基礎版の面外せん断破壊に対するフラジリティ曲線の試評価結果

なお、ここまで示してきたように、このフラジリティ曲線は JANSI 報告書[3]の断層変位量 30cm の検定比コンタ図の色合いで判断した検定比をベースとしていること、並びに断層変位量 50cm と 100cm の損傷確率は想定した検定比によるものであることから、精度がある試算とはいえない。想定した検定値については建屋解析結果があれば改善可能であるが、破壊想定ラインの損傷確率の評価における従属性（相関性）の扱い方は損傷確率の値に大きく影響することから、今後はこの点が建屋フラジリティ評価の大きな課題のひとつであると考えられる。

### 3.4.2 機器フラジリティ評価

本項では、機器フラジリティ評価の内容について示す[1][4]。機器フラジリティ評価では、2.3.5.3(3)項に示した係数法を用いた評価を行う。なお、本試評価では、機器フラジリティ評価に共通的に必要となる応答係数については、評価の簡略化のために係数の細分化を行わず、応答係数を集約したものとして不確実さなどの値を与える方法をとった。

#### 3.4.2.1 建屋応答係数の考え方

前述の通り、本試評価では応答係数は集約したものとして、工学的判断によって数値を与える扱いとした。以下では、建屋応答係数の評価に関する検討内容を示す。

##### (1) 断層変位に対する建屋応答係数について

ここで算定する応答係数は一般に以下で定義されるものである。

$$\text{応答係数} = \frac{\text{設計応答}}{\text{現実的応答}} \quad \text{※応答係数は確定値ではなく確率値}$$

なお、現状では「断層変位に対する設計」は行われていなので、上式の分子の「設計応答」は、既往の検討で行われている「建屋 3 次元 FEM モデルを用いた断層変位による変位や応力の評価結果」と考える。

##### (2) 断層変位による建屋傾斜の評価

###### 1) 既往検討の確認

建屋直下で断層変位が生じた場合には、図 3.4.2-1 に示すように建屋が傾斜したり、建屋をねじるような力が働くことで、建屋に通常時とは異なる応力が発生することとなる。

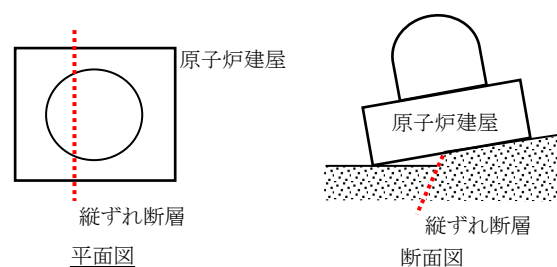


図 3.4.2-1 建屋直下で断層変位が生じた場合のイメージ

応答係数を設定するために、ここでは既往検討として、一般財団法人原子力安全推進協会 敷地内断層評価手法検討委員会 「原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書（平成 25 年 9 月）」 [3]（以下「JANSI 報告書」という）を参照する。

## 2) 断層変位による建屋傾斜に対する建屋応答係数

JANSI 報告書[3]における 3 次元 FEM 解析結果によれば、建屋直下の断層が変位した場合の建屋変形は、建屋自体の曲げ変形も若干は認められるものの、建屋全体がほぼ剛体として傾斜する状態となっている。したがって解析モデルの不確かさとして一般に考慮される材料物性の不確かさ（コンクリート強度の不確かさ）の影響は、3 次元 FEM 解析結果から得られる建屋傾斜にはほとんど影響しないと考えられる。

以上を踏まえて、本検討では「断層変位による建屋応答係数」について、以下のように設定する。

①「断層変位による建屋応答係数」は「地震動に対する建屋応答係数」を参考に設定する。

②既往の地震動 PRA における建屋応答係数は概略以下のとおりである。

地震動 PRA における建屋応答係数は、主として以下の 3 つの係数で構成される。

- ・入力地震動のスペクトル形状に関する係数
- ・建屋の減衰に関する係数
- ・建屋のモデル化に関する係数

各係数については、以下のように設定されている。

- ・入力地震動のスペクトル形状に関する係数。

中央値 1.0～1.2 程度

（不確かさは地震ハザード側で考慮すると想定している場合あり）

- ・建屋の減衰に関する係数

中央値 1.0

不確かさは  $\beta_R=0.1$  程度

- ・建屋のモデル化に関する係数

中央値 1.0

不確かさは  $\beta_U=0.15$  程度（米国の事例や既往検討などを参考に設定）

以上をまとめると、地震動 PRA における建屋応答係数は以下のように整理される。

中央値 : 入力地震動の保守性でほぼ決定

$\beta_R$  : 減衰定数の不確かさで決定

$\beta_U$  : 既往評価を参考に設定

これを踏まえ、本評価における断層変位に対する建屋応答係数は以下のように考える。

①断層変位の検討で設定している変位量（ずれの量）について

- ・地震動のスペクトル形状に関する係数に相当する。

- ・本評価では断層位置やずれ方向は、前提条件として与えられるため、保守性はないとして、「中央値 1.0 不確かさは考慮しない」とする。

## ②建屋の物性値やモデル化について

- ・減衰に関する係数などに相当する。
- ・断層変位による建屋応答は、大変形問題であり、動的な挙動ではなく静的な挙動が主である。したがって減衰定数は関係しない。
- ・建屋の傾斜量については、コンクリート強度（剛性）の不確かさが関係すると考えられるが、既往の 3 次元 FEM モデルによる解析検討によれば、傾斜量はほとんど断層変位量に依存するので、建屋自体の変形の寄与は少ないと考える。
- ・したがって、コンクリート強度（剛性）の不確かさが応答係数に与える影響は小さいと考える。
- ・検討モデルも 3 次元 FEM モデルであり、現実的な建屋形状をほぼ忠実にモデル化していると言えることから、モデルも現実的なモデルであると言える。

以上より、本評価においては断層変位に対する建屋応答係数は以下の値を用いることとした。

中央値：1.0 程度

$\beta_R$ ：地震動に対する建屋応答係数の  $\beta_R$  よりも小さいと考えられるが、工学的判断として、地震脆弱リティで一般的に用いられている「コンクリート強度の不確かさ 0.13」や「地盤の現実的なせん断波速度  $V_s$  の不確かさ 0.10」を踏まえて、0.10 程度とする。

$\beta_U$ ： $\beta_U$ については根拠づけて設定することが難しいことから、ここでは工学的判断として、地震動に対する検討に比べて、断層変位に関する検討の実績はまだ少なく認識論的不確かさは地震動 PRA の場合よりも大きいと考えられることから、「地震脆弱リティで用いられている応答係数の  $\beta_U$  の 2 倍の 0.30 程度」とする

### 3.4.2.2 機器フラジリティ評価

機器フラジリティ評価については、代表として静的機器（タンク）の構造損傷と動的機器（横型ポンプ）の機能損傷についてフラジリティ評価の内容を示す[1][4][5][6]。また、本項で代表として示した評価と同様に表 3.2.1-1 で示された機器にフラジリティ評価を行い、事故シーケンス評価への入力としている。なお、フラジリティ評価に用いた機器の設計情報はいずれも公開されているものを使用しており、実在のプラントに設置されている機器とは一切の関係はない。

断層変位フラジリティ評価では、ハザードとの整合性から断層変位量をパラメータとする。一方で、機器の応答評価では傾斜角度をパラメータとして発生する荷重などを評価することから、断層変位量と傾斜角度との関連付けが必要である。本評価では断層変位量については、図 3.4.2-2 に示すように、建屋及び地盤が剛体であると仮定したうえで、建屋の長辺端部が持ち上がった状況として、断層変位量と傾斜角度を関連付けることとした。

ここで、原子力発電所において現実的に起こりうる断層変位量は、図 3.3-1 に示した断層変位ハザードにおける発生頻度も併せて考えると数十 cm から数 m 程度であり、この範囲が断層変位 PRA において主に関心のある変位量であるということもできる。一方で、機器の耐力によっては上記の断層変位量の範囲での損傷確率が非常に小さくなり、そのフラジリティ評価結果を通常の線形軸のフラジリティ曲線で表現した場合に、横軸と一致してしまい損傷確率の状況を読み取ることができなくなる。そこで、フラジリティ評価結果には、上記の断層変位量の範囲で、両対数軸としたフラジリティ曲線を併せて示すこととした。

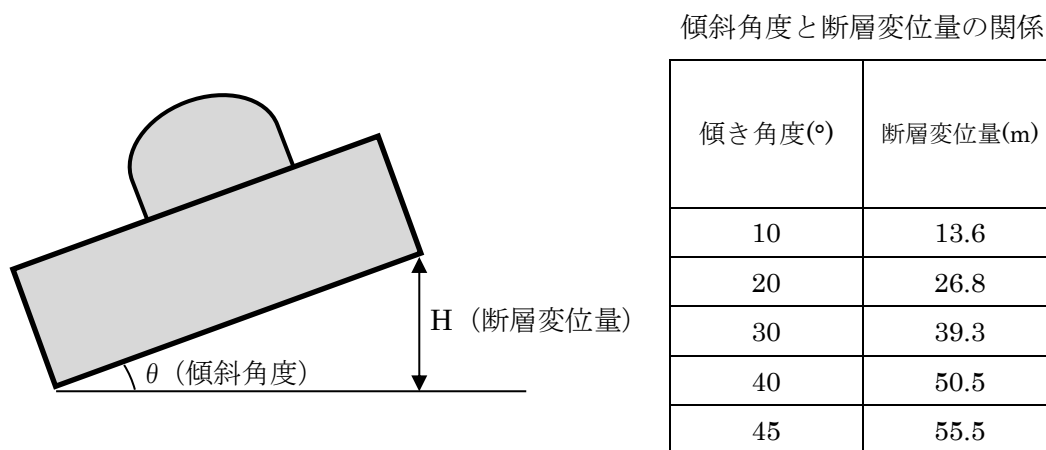
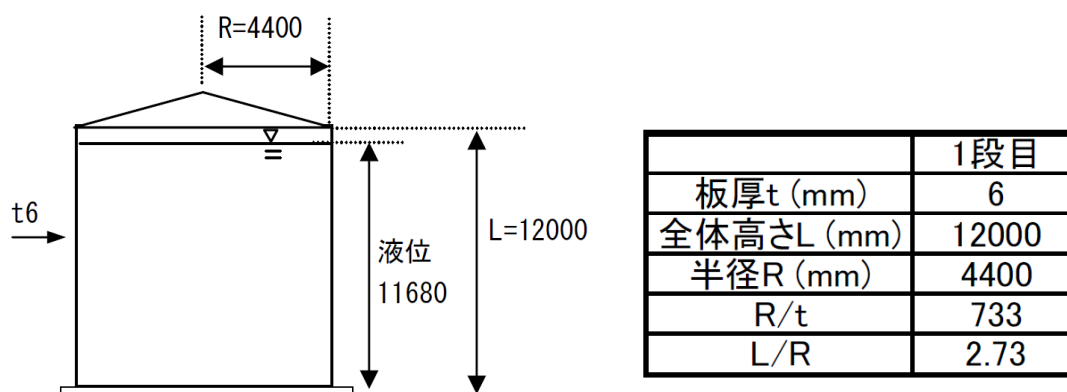


図 3.4.2-2 断層変位量と傾斜角度の考え方

### (1) 静的機器のフラジリティ評価

静的機器の代表として、円筒型タンクのフラジリティ評価について以下に示す。評価対象となるタンクの諸元等については、JNES 公開資料「平成 19 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 4 (タンク) に係る報告書 (平成 20 年 10 月)」[7]に記載の情報をを使用した。図 3.4.2-3 に評価対象となるタンク的设计情報の概要を示す。



- ・材質：胴板：SS400 ( $S_u=400\text{MPa}$ )  
基礎ボルト：SNCM630 ( $S_u=1080\text{MPa}$ )

図 3.4.2-3 評価対象機器 (タンク) の模式図及び諸元[7]

### 1) 損傷モード・損傷部位

評価対象のタンクは平底円筒型タンクであり、薄肉の円筒部胴板と底板を固定する基礎ボルトが主要な構成である。このことから、このタンクが断層変位による傾斜の影響を受けた場合には、傾斜によって発生する荷重により

- ・ 胴板に発生する座屈
- ・ 基礎ボルトに発生する引張・せん断応力

がタンクの損傷モードとして考えられる。

次に、 fragility 評価の入力とするために、上記の各損傷モードについて傾斜角度をパラメータとして応答評価を実施した。得られた評価結果を表 3.4.2-1 及び表 3.4.2-2 に示す。なお、各評価は図 3.4.2-3 に示した条件に基づき、計算は JEAG 規格式を用い、傾斜による内包水の移動は考慮しないものとした。

表 3.4.2-1 タンク胴板の応答評価結果

| 傾き角度(°) | 胴板   |     |
|---------|------|-----|
|         | 座屈   |     |
|         | 発生値  | 許容値 |
| 10      | 0.52 | 1   |
| 20      | 0.97 |     |
| 30      | 1.39 |     |
| 40      | 1.77 |     |
| 45      | 1.94 |     |

表 3.4.2-2 タンク基礎ボルトの応答評価結果

| 傾き角度(°) | 基礎ボルト     |     |            |     |
|---------|-----------|-----|------------|-----|
|         | 引張応力(MPa) |     | せん断応力(MPa) |     |
|         | 発生値       | 許容値 | 発生値        | 許容値 |
| 10      | 0         | 567 | 23         | 435 |
| 20      | 0         |     | 45         |     |
| 30      | 14        |     | 66         |     |
| 40      | 51        |     | 85         |     |
| 45      | 74        |     | 94         |     |

## 2) フラジリティ評価

### (a) 胴板

表 3.4.2-1 に示した胴板の座屈に関する応答評価を用いてフラジリティを算出した。なお、係数法における基準応答値としては断層変位量 13.6m（傾き角度 10°）の値を用いた。

#### (i) 耐力係数 $F_s$

耐力係数  $F_s$  は以下のように算出する。

$$F_s = \sigma_c / \sigma \quad (\text{式 3.4.2-1})$$

$\sigma$  : 発生応力

$\sigma_c$  : 限界耐力

ここで、座屈に着目しているため、限界耐力は評価基準値 1.0 を用いることとし、不確かさは考慮しない扱いとした。従って、 $F_s$  は以下ようになる。

$$F_s = 1/0.52 = 1.92$$

$$\beta_R = -$$

$$\beta_U = -$$

#### (ii) 建屋応答係数 $F_{SR}$

2.3.5.3(3)項で示した応答係数  $F_1$ 、 $F_2$  及び  $F_3$  を集約したものを建屋応答係数  $F_{SR}$  とし表す。3.4.2.1 項で示した工学的判断による建屋応答係数として以下の値を用いる。

$$F_{SR} = 1.0$$

$$\beta_R = 0.10$$

$$\beta_U = 0.30$$

#### (iii) 機器応答係数 $F_4$

本機器は基準応答評価では、1 質点系モデルにより評価されている。1 質点系モデルは簡易的な評価であり一般的に保守的な結果を与える傾向があるが、保守性の定量値に関する知見がないため、本係数は考慮しない扱いとした。

$$F_4 = 1.00$$

$$\beta_R = -$$

$$\beta_U = -$$

#### (iv) フラジリティ評価

以上の各係数から、フラジリティを以下の式により算出する。

$$A_m = F_s \times F_{SR} \times F_4 \times H \quad (\text{式 3.4.2-2})$$

$H$  : 断層変位量 (m)

$A_m$  : フラジリティ変位中央値 (m)



したがって、 $A_m$  及び HCLPF は以下のようになる。

$$A_m = 26.1 \text{ (m)}$$

$$\beta_R = 0.10$$

$$\beta_U = 0.30$$

$$\text{HCLPF} = 13.5 \text{ (m)}$$

HCLPF (High Confidence Low Probability of Failure) とは、機器に作用する変位量について、「安全側に見積もっても (信頼度 95%) 機器の損傷する確率が低い (損傷確率 5%) といえる変位量」を意味するもので、機器の損傷しやすさを図る目安となる値であり以下の式で求められる [8]。

$$\text{HCLPF} = A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \quad \text{(式 3.4.2-3)}$$

上記の数値から得られるフラジリティ曲線を図 3.4.2-4 に示す。また、各軸を対数とした場合のフラジリティ曲線を図 3.4.2-5 に示す。図において黒でハッチングしている領域は、床面の傾斜角度が計算上  $90^\circ$  になる変位量を超え、物理的に意味をなさない領域である。

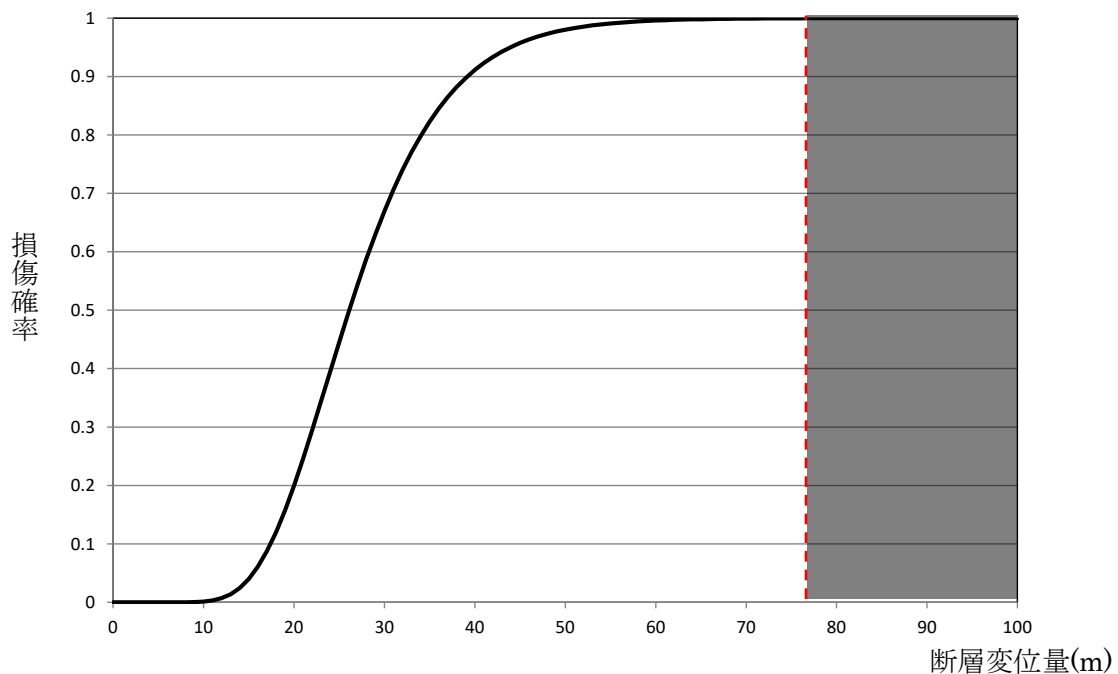


図 3.4.2-4 断層変位フラジリティ曲線 (静的機器 タンク胴板 座屈)

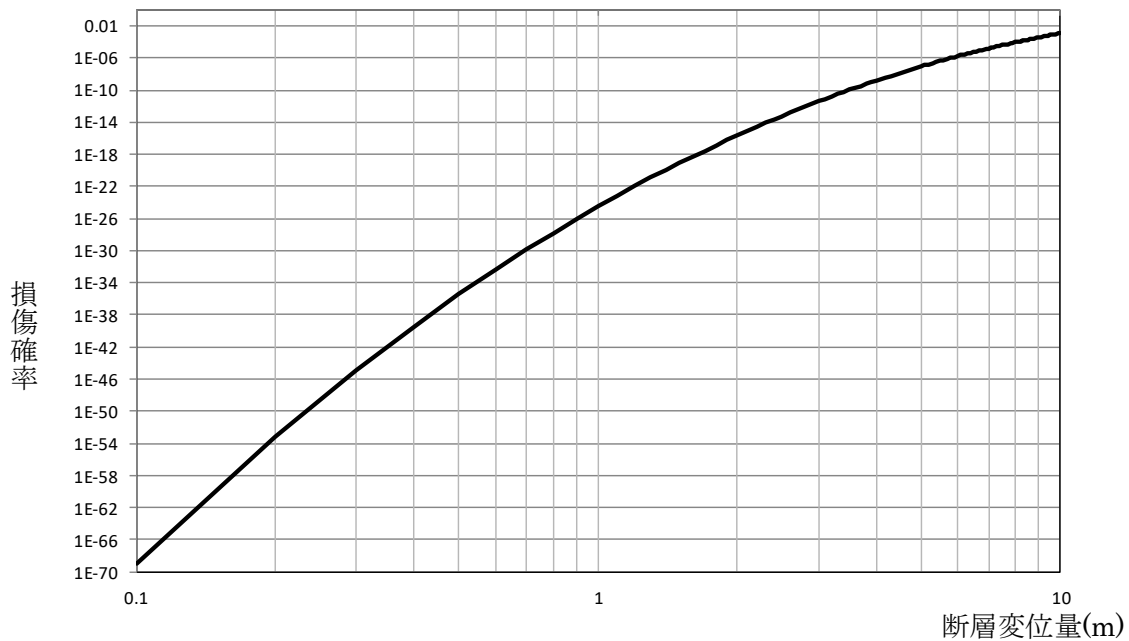


図 3.4.2-5 断層変位フラジリティ曲線：対数表示（静的機器 タンク胴板 座屈）

(b) 基礎ボルト

表 3.4.2-2 に示した基礎ボルトの発生応力に関する応答評価を用いてフラジリティを算出した。なお、係数法における基準応答値としては断層変位量 13.6m（傾き角度 10°）の値を用いた。

(i) 耐力係数  $F_s$

耐力係数  $F_s$  は以下のように算出する。

$$F_s = \sigma_c / \sigma \quad \text{(式 3.4.2-4)}$$

$\sigma$ ：発生応力

$\sigma_c$ ：限界耐力

ここで、限界耐力は地震 PRA と同様に基礎ボルトの物性値から算出する。従って、 $F_s$  は以下のようなになる。なお、発生値の観点から損傷において支配的になると考えられるせん断応力に着目した評価とする。

基礎ボルト材質：SNCM630 ( $S_u=1080\text{MPa}$ )

$\sigma_c = 514 \text{ MPa}$ (引張をせん断に換算)

$\sigma = 23 \text{ MPa}$  (表 3.4.2-2 より)

$F_s = 514/23 = 22.3$

$\beta_R = -$

$\beta_U = 0.06$

(ii) 建屋応答係数  $F_{SR}$

2.3.5.3(3)項で示した応答係数  $F1$ 、 $F2$  及び  $F3$  を集約したものを建屋応答係数  $F_{SR}$  として表す。3.4.2.1 項で示した工学的判断による建屋応答係数として以下の値を用いる。

$$F_{SR} = 1.0$$

$$\beta_R = 0.10$$

$$\beta_U = 0.30$$

(iii) 機器応答係数  $F4$

本機器は基準応答評価では、1 質点系モデルにより評価されている。1 質点系モデルは簡易的な評価であり一般的に保守的な結果を与える傾向があるが、保守性の定量値に関する知見がないため、本係数は考慮しない扱いとした

$$F4 = 1.00$$

$$\beta_R = -$$

$$\beta_U = -$$

(iv) フラジリティ評価

以上の各係数から、フラジリティを以下の式により算出する。

$$A_m = F_S \times F4 \times F_{SR} \times H \quad \text{(式 3.4.2-5)}$$

$H$  : 断層変位量 (m)

$A_m$  : フラジリティ変位中央値 (m)

したがって、 $A_m$  及び  $HCLPF$  は以下のようなになる。

$$A_m = 303.3 \text{ (m)}$$

$$\beta_R = 0.10$$

$$\beta_U = 0.31$$

$$HCLPF = 155.2 \text{ (m)}$$

上記の数値から得られるフラジリティ曲線を図 3.4.2-6 に示す。また、各軸を対数とした場合の曲線を図 3.4.2-7 に示す。図において黒でハッチングしている領域は、床面の傾斜角度が計算上  $90^\circ$  になる変位量を超え、物理的に意味をなさない領域である。

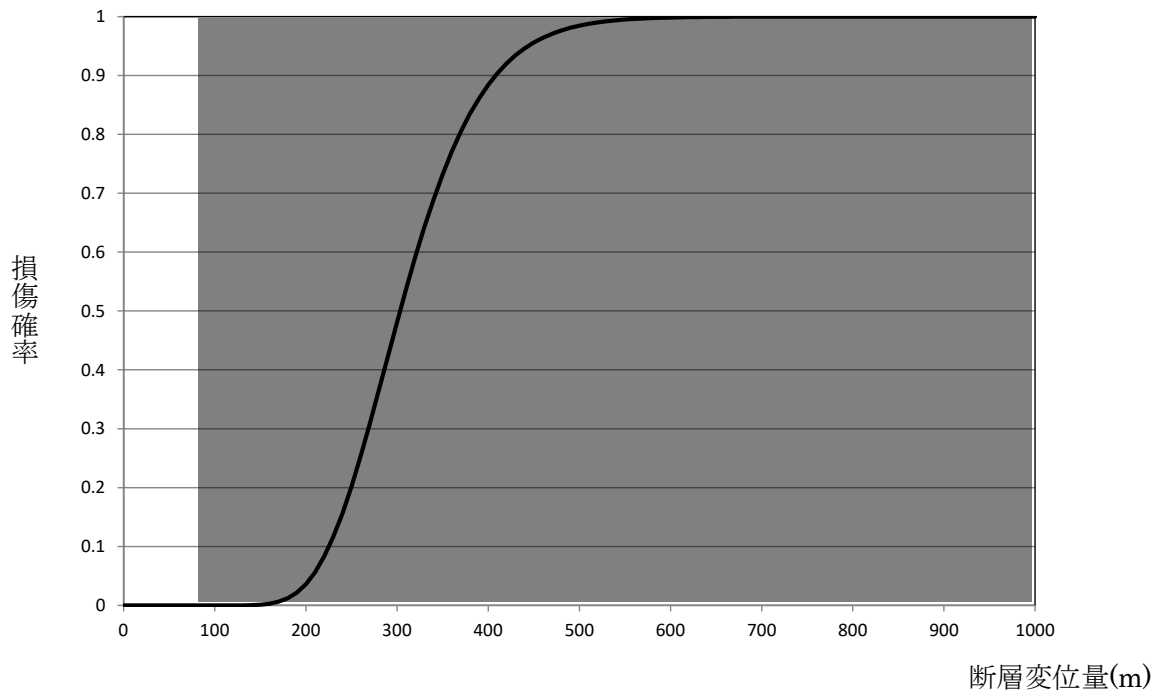


図 3.4.2-6 断層変位フラジリティ曲線 (静的機器 タンク基礎ボルト せん断)

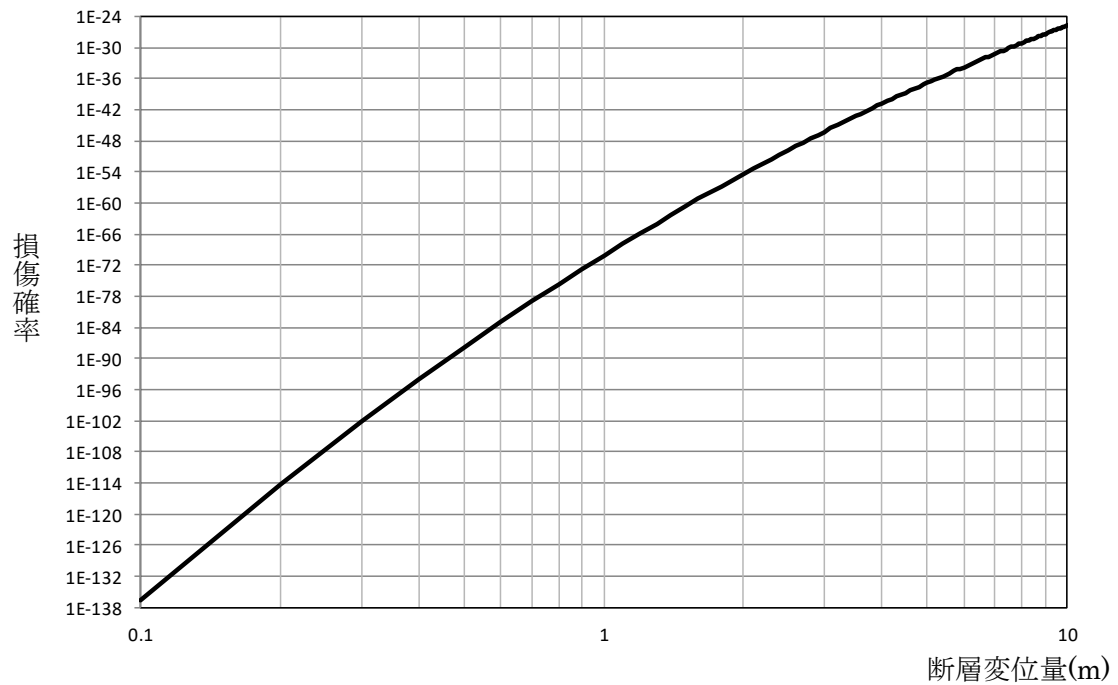


図 3.4.2-7 断層変位フラジリティ曲線：対数表示  
(静的機器 タンク基礎ボルト せん断)

## (2) 動的機器のフラジリティ評価

動的機器の代表として、横型ポンプのフラジリティ評価について以下に示す。断層変位による床面の傾斜によりポンプが傾くことを想定し、傾いたことによる機能維持への影響を確認するものである。

### 1) 損傷モード・損傷部位

横型ポンプが断層変位による傾斜を受けたときの影響を考慮するに当たり、以下のよう  
な評価上の前提条件を検討した。

- ・ポンプの運転は、炉心冷却に要する期間として、本事象発生後 1 週間程度の連続運転が可能であれば良いものとして評価する。
- ・シビアアクシデント中の運転として、運転継続が可能かどうかを机上検討するものであり、この間のポンプ振動・騒音・メカニカルシールからの漏洩量・軸受温度等は、通常運転時の管理値を越えても運転可能であれば良いものとして評価する。本事象終息後は、据付状態は正常に復旧され、機器の分解点検や軸受・メカニカルシール等の消耗品の交換が実施されて正常に戻ることを想定する。
- ・傾斜により軸受箱や潤滑油装置油タンク・油配管から油が一部漏洩する可能性があるが、漏出した油による影響は許容されるものとして評価する。
- ・ポンプに接続される配管類も同じ変位を受けるものとし、また配管自重は配管サポート側で受け持つものとして、建屋傾斜時にポンプが配管から受ける外荷重には変化はないものとする。

以上を踏まえて、横型ポンプにおいて考えるべき詳細な損傷モードと部位を整理すると表 3.4.2-3 のようになる。これらの部位のうち抽出した、基礎ボルト、主軸、スラスト軸受、ギア継手については、非常に耐力が大きく、45 度の傾斜を受けても機能上問題が無いと評価されている。一方、軸受箱オイルリングの場合は 7°、潤滑油装置の油タンクについては 5°程度の傾斜において、構造上給油不良となり運転継続が困難になる可能性がある（図 3.4.2-8 参照）。したがって、横型ポンプの機能維持に関しては、潤滑油装置油タンクの油吸い込み機能が支配的になるといえる。

表 3.4.2-3 横型ポンプの評価対象部位と設置面傾斜により想定される影響

| 部品名       | 想定される影響                                       |
|-----------|---|
| 基礎ボルト     | 傾斜によるポンプ全体自重の分力により、基礎ボルトに作用するせん断力が増える。        |
| 主軸        | 傾斜によるロータ自重の分力により、主軸に作用する引張荷重が増える              |
| スラスト軸受    | 傾斜によるロータ自重の分力により、スラスト軸受に作用する荷重が増える。           |
| 軸受箱オイルリング | 傾斜により、オイルリングに対して主軸が傾く状態となり、軸受箱内面にオイルリングが接触する。 |
| ギア継手      | 傾斜によるモータロータ自重の分力により、継手の結合ボルトに作用する引張荷重が増える。    |
| 潤滑油装置     | 傾斜により、油タンク内の油ポンプ吸込み部が油面から露出する。                |

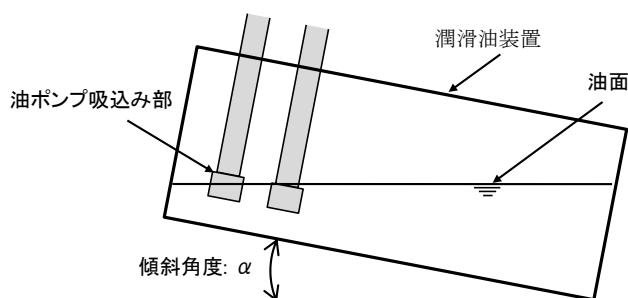


図 3.4.2-8 潤滑油装置の概念図

## 2) フラジリティ評価

前記の通り、評価部位のうち、機能維持の観点から支配的になると考えられる潤滑油装置油タンクの油吸い込み機能に着目してフラジリティを算出した。なお、係数法における基準値は断層変位量 5m として評価を行った。

### (i) 耐力係数 $F_s$

耐力係数  $F_s$  は以下のように算出する。

$$F_s = \theta_c / \theta \quad \text{(式 3.4.2-6)}$$

$\theta_c$ : 機能維持限界傾斜角度

$\theta$ : 床面傾斜角度

潤滑油タンクからの油吸込みができなくなると想定される角度である 5°を機能維持限界傾斜角度とし、不確実さは考慮しない。

機能維持限界傾斜角度  $\theta_c$ : 5°

建屋変位量 5 m に相当する傾斜角度 : 3.65°

$$F_s = 5/3.65 = 1.37$$

$$\beta_R = -$$

$$\beta_U = -$$

(ii) 機建屋応答係数  $F_{SR}$

2.3.5.3(3)項で示した応答係数  $F_1$ 、 $F_2$  及び  $F_3$  を集約したものを建屋応答係数  $F_{SR}$  として表す。3.4.2.1 項で示した工学的判断による建屋応答係数として以下の値を用いる。

$$F_{SR} = 1.0$$

$$\beta_R = 0.10$$

$$\beta_U = 0.30$$

(iii) 機器応答係数  $F_4$

本機器は直接的に傾斜角度を耐力評価の指標としているため、機器の応答に係る保守性や不確実さは発生しない。また、横型ポンプは剛性の高い構造であるので、機器の変形による影響も発生しないといえる。したがって、本係数は考慮しない扱いとした。

$$F_4 = 1.00$$

$$\beta_R = -$$

$$\beta_U = -$$

(iv) フラジリティ評価

以上の各係数から、フラジリティを以下の式により算出する。

$$A_m = F_s \times F_4 \times F_{SR} \times H \quad (\text{式 3.4.2-7})$$

H : 断層変位量 (m)

$A_m$  : フラジリティ変位中央値 (m)

したがって、 $A_m$  及び HCLPF は以下のようなになる。

$$A_m = 6.84 \text{ (m)}$$

$$\beta_R = 0.10$$

$$\beta_U = 0.30$$

$$\text{HCLPF} = 3.54 \text{ (m)}$$

上記の数値から得られるフラジリティ曲線を図 3.4.2-9 に示す。また、各軸を対数とした場合の曲線を図 3.4.2-10 にしめす。

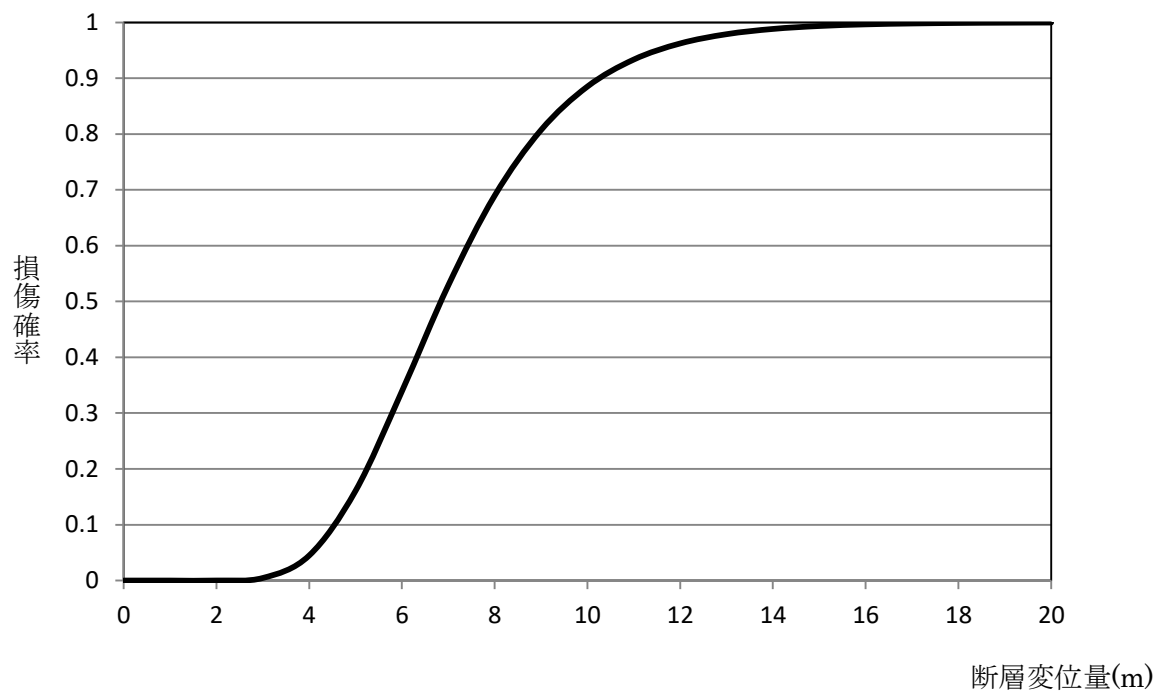


図 3.4.2-9 断層変位フラジリティ曲線 (動的機器 ポンプ 機能維持)



図 3.4.2-10 断層変位フラジリティ曲線：対数表示 (動的機器 ポンプ 機能維持)



### 3.5 事故シーケンス評価 CDF 定量化

本節では、確率論的断層変位ハザードと SSC のフラジリティを入力として、炉心損傷頻度を定量化する手順とその結果を併せて示す[1]。大まかな流れとしては、事故シナリオ・起因事象に関する検討から始まり、イベントツリー・フォールトツリーを用いた事故シーケンス・プラントシステムのモデル化を行い、ハザード・フラジリティを入力して CDF を定量化するというものである。

#### 3.5.1 事故シナリオの同定

2.3.3.2(2)項で示した事故シナリオの四つの区分の考え方に沿って、事故シナリオの分析を行い以下のように事故シナリオを抽出した。

①：高影響・有意な発生確率の事故シナリオ

➤ 海水系・補機冷却水系の機能喪失を伴う事象

海水、補機冷却水系は、複数の安全系設備のサポート機能を有しており、建屋内設備の損傷の他に、断層変位による建屋間渡り配管の損傷や、土木構造物として重要な海水取水ライン構造物が損傷することでも発生する可能性がある。

➤ 外部電源の喪失を伴う事象

外部電源系は、複数の安全系設備のサポート機能を有しており、設備の設置範囲が広く、耐震性も低いため、断層変位の影響を受ける可能性が高い。

➤ 制御棒の挿入性が阻害される事象

原子炉建屋の傾きにより発生する可能性がある。

②：低影響・有意な発生確率の事故シナリオ

➤ 主給水喪失事象などの過渡を伴う事象

③：高影響・低発生確率の事故シナリオ

➤ ECCS の性能を超える大規模 LOCA など

④：低影響・低発生確率の事故シナリオ

①～③以外の低影響かつ発生確率の低い領域に含まれるシナリオについては、断層変位のシステム評価結果において支配的なシナリオとはならないため、本評価では対象外とした。

### 3.5.2 起因事象の選定とグループ化

事故シーケンス評価の対象とする起因事象を選定する。断層変位による機器損傷により発生する起因事象を選定した後、保守的な仮定と事象の包絡関係を考慮し、起因事象を複数のグループに分け、システムモデルにて評価する起因事象を選定した。

#### ① 起因事象の選定

断層変位により機器が損傷した時の事故シナリオを検討し、発生する起因事象を抽出。

↓

#### ② 起因事象のグループ化

事象進展の包絡関係を考慮して、起因事象をグループ化し、定量化対象の起因事象を選定

#### 3.5.2.1 起因事象の選定

断層変位による機器損傷がプラントに及ぼす影響を分析し、前項で同定した事故シナリオに基づき評価対象として考慮すべき起因事象を選定した。選定した起因事象を表 3.5.2-1 に示す。

表 3.5.2-1 起因事象の選定

| 起因事象                | 関連機器 (例)              |
|---------------------|-----------------------|
| 建屋等損壊 (大規模損壊)       | 原子炉建屋                 |
| 原子炉停止機能喪失事象 (ATWS*) | 燃料集合体                 |
| 2次系破断               | 蒸気発生器 (2次系管台)、主蒸気配管   |
| 海水系喪失               | 海水管トレンチ               |
| 補機冷却水 (CCW**) 喪失    | 建屋間渡り配管損傷<br>CCW 熱交換器 |
| 外部電源喪失              | 外部電源                  |
| 主給水流量喪失・過渡事象        | 建屋間渡り配管損傷<br>主給水系統    |

\* : Anticipated Transient Without Scram

\*\* : Component Cooling Water

### 3.5.2.2 起因事象のグループ化

表 3.5.2-1 で選定した起因事象について、保守的な仮定と事象の包絡関係を考慮し起因事象をグループ化した。グループ化の結果を表 3.5.2-2 に示す。結果として、本評価において事故シーケンスモデル化の対象とする起因事象を以下の 4 事象に選定した。

①：緩和系による事象緩和が困難な起因事象

損傷の不確実さが大きく、事象緩和が困難な事象に発展する可能性のある事象及び原子炉トリップ失敗の事象を保守的に炉心損傷直結とする。

②：外部電源喪失事象

外部電源系はプラント施設の中で比較的広い範囲にあり断層変位による影響を受ける可能性が高い。また、耐震重要度分類において低い耐震クラスのものであるため耐震性が比較的低い（すなわち、耐力が小さい）こと、断層変位が発生するような事象は地震動も伴うことから考えると、変位そのものまたは地震動により外部電源系設備が損傷する可能性が高い。外部電源系設備の損傷によりその機能が喪失した場合、外部電源からの受電が不能になり、非常用所内電源によるプラントの安全停止を行う必要がある。本検討では断層変位事象の発生時には、外部電源喪失事象が必ず発生すると想定することとした。

③：2 次系の破断

2 次系配管の全系統破断は原子炉建屋－タービン建屋間の渡り配管の破断により生じ、破損位置としては主蒸気隔離弁下流である。すなわち、主蒸気隔離による事象の緩和に期待できる。

④：海水系機能喪失事象

海水取水路を含む海水系統は、原子炉補機冷却水系やチラー水系などの海水系による被冷却設備設置建屋から海水取水口までプラント施設の比較的広い範囲に設置されている。海水系配管/海水取水路が損傷した場合、海水系統による被冷却設備からの除熱機能が阻害され、広範囲の安全系設備の運転継続機能が脅かされる海水系喪失事象が発生する可能性がある。

表 3.5.2-2 起回事象のグループ化

| 起回事象                | グループ     | 根拠   |
|---------------------|----------|--|
| 建屋大規模損壊             | 炉心損傷直結事象 | 大規模な建屋損壊を引き起こすような断層変位事象は、損傷規模の予測が難しく、事象緩和が困難な事象に発展する可能性も考慮し、保守的に炉心損傷直結とする。   |
| ATWS                | 炉心損傷直結事象 | 断層変位による ATWS は原子炉容器及び燃料集合体の傾きによる制御棒の自重による落下の阻害を想定するが、このモデル化には制御棒落下の阻害を考慮した成功基準解析が必要となる。本評価では、簡易的な取り扱いとして原子炉停止失敗を炉心損傷として取り扱う。 |
| 2次系破断               | 2次系破断    | 建屋間渡り配管の破断により全系統における主蒸気管/主給水管破断の発生を想定する。破損位置は主蒸気隔離弁下流であるため、主蒸気隔離弁による事象の緩和に期待できる。   |
| 補機冷却水喪失、海水系喪失       | 海水系喪失    | 海水系喪失により補機冷却水喪失が発生するため、補機冷却水喪失事象は（より影響範囲が大きい）海水系喪失事象で代表させる。  |
| 主給水流量喪失、過渡事象、外部電源喪失 | 外部電源喪失   | 断層変位事象の発生時には、変位又は地震動により耐震性の低い主給水系統・外部電源系統が機能喪失することを想定し、過渡事象は外部電源喪失事象で代表させる。  |

### 3.5.3 事故シーケンス評価

本項では、事故シーケンス・プラントシステムのモデル化を行い、事故シーケンスを定量化し、炉心損傷頻度を算出する。なお、ここで得られた定量値の位置付けについては、3.7.1 項を参照のこと。

#### 3.5.3.1 事故シーケンスのモデル化及び定量化

事故シーケンスのモデル化としては、まず、前項で示した事故シーケンスモデル化の対象とする起因事象ごとに、安全機能、成功基準を検討する。また、これらの検討結果を反映し断層変位事象の場合のイベントツリーを展開する（イベントツリーの例を図 3.5.3-1 及び図 3.5.3-2 に示す）。次に、システムのモデル化として、イベントツリーのヘディングとして設定する起因事象の発生確率及び緩和系の損傷確率を評価するためのフォールトツリーを作成する（フォールトツリーの例を図 3.5.3-3 に示す）。

作成したモデルについて、断層変位ハザードデータから算出する変位量毎の断層変位発生頻度、フラジリティ評価結果から算出する SSC の損傷確率、及び SSC のランダム故障確率のデータを適用して、事故シーケンスの発生頻度を評価し、最終的な結果として断層変位による炉心損傷頻度を算出する。

以上の一連の評価の実施に当たっては、2.1.7 項及び 2.3.6 項で述べたように断層変位に特有の事項はあまりなく、地震 PRA などの他事象の PRA で一般的に用いられている方法と概ね同様の方法を用いることができる。このため、以下では事故シーケンス定量化の概要及び結果のみを示し、評価の具体的な内容については付録 3 に収録する。

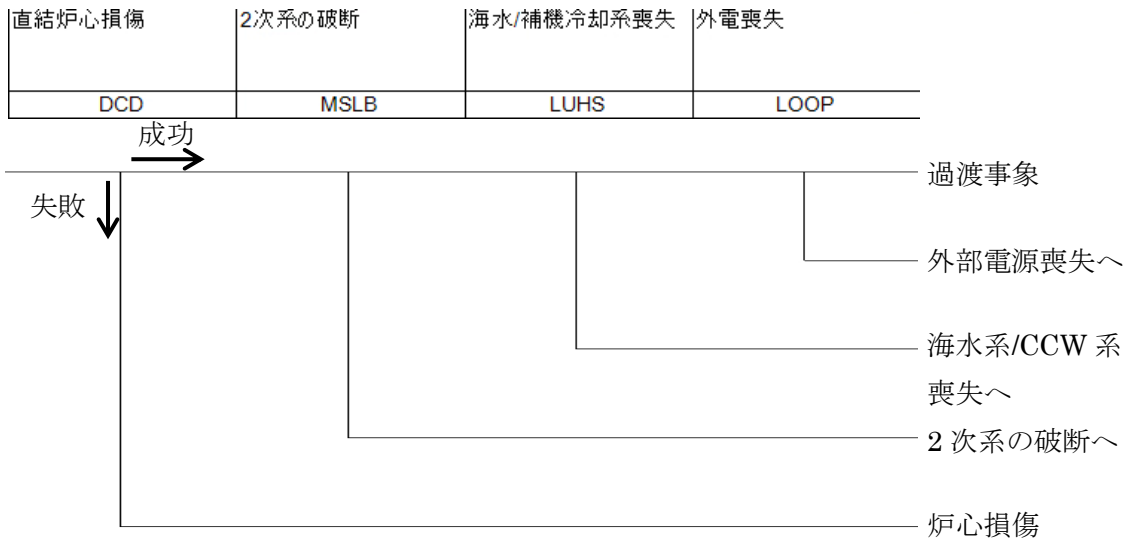


図 3.5.3-1 起因事象イベントツリー

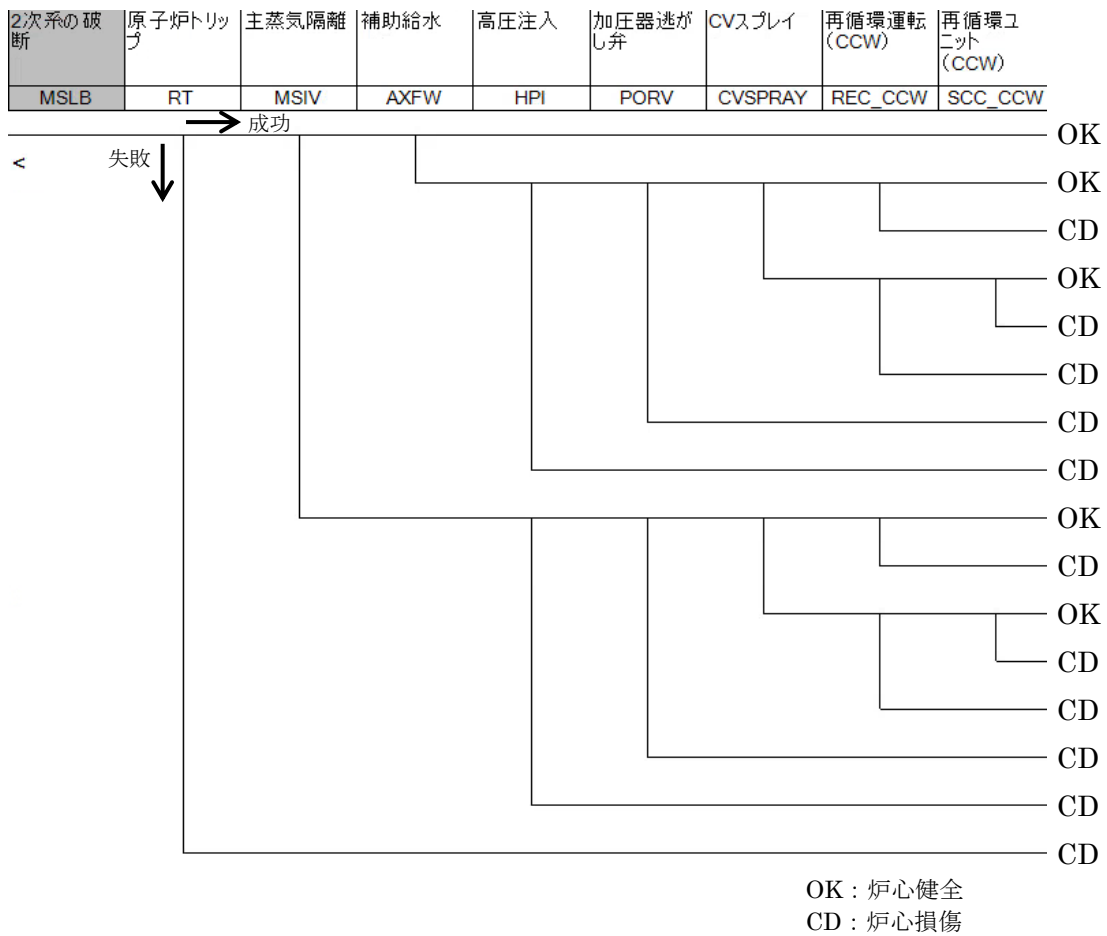


図 3.5.3-2 緩和系イベントツリーの例：2次系の破断

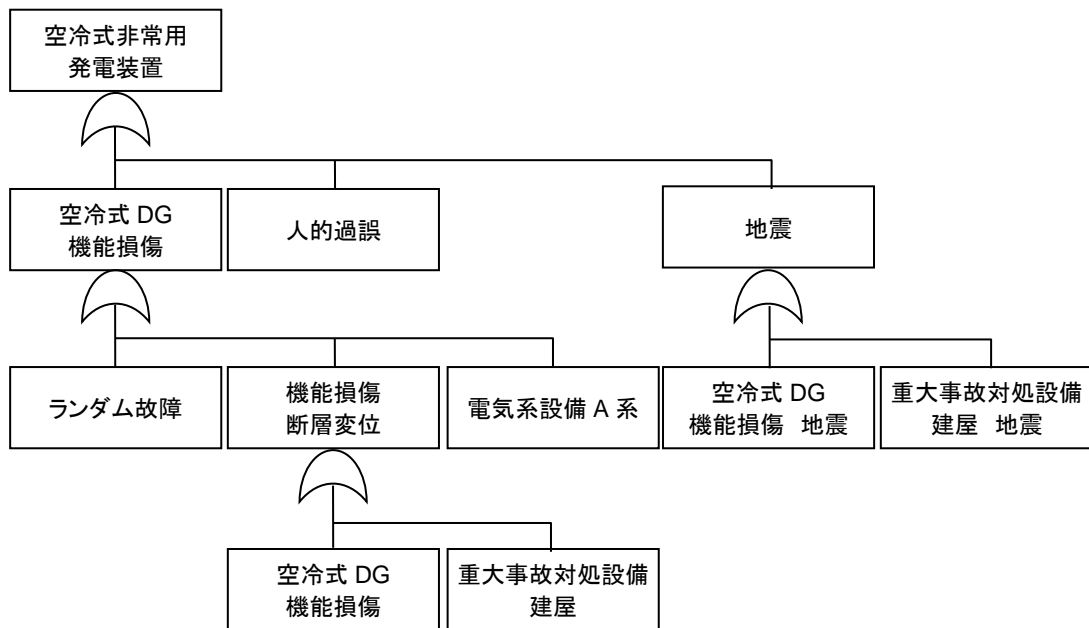


図 3.5.3-3 フォールトツリーの例：空冷式非常用発電装置

事故シーケンス定量化においては、想定する断層変位を以下のようにケース分けし、各ケースについて表 3.5.3-1 に示す変位量区分ごとの炉心損傷頻度を算出する。

- ケース 1： F1 断層を個別に考慮
- ケース 2： F2 断層を個別に考慮
- ケース 3： F3 断層を個別に考慮
- ケース 4： F1 断層、F2 断層、F3 断層の同時発生を考慮
- ※いずれのケースでも地震動との重畳は考慮しない

上記の各ケースについて得られた、全炉心損傷頻度、起因事象毎の炉心損傷頻度、支配的な事故シーケンスの炉心損傷頻度を、表 3.5.3-2～表 3.5.3-4 にそれぞれ示す。

断層変位量区分ごとの炉心損傷頻度からは、F1 断層においては区分 6 (70～100cm)、F2 断層では区分 3 (10～20cm)、F3 断層では区分 1 (1～5cm) から炉心損傷頻度が有意に上昇していることが分かる。これは、断層位置と機器配置の関係を表しており、例として、F1 断層ならば海水配管、F2 断層ならば原子炉建屋及びその内部の機器が断層上に配置されており、その脆弱性 (損傷確率) が有意となる変位量区分が決まる。F3 断層では起因事象を引き起こす機器が配置されていないことから、ランダム故障や人的過誤が起因事象となるため、変位量区分 1 からある程度の炉心損傷頻度がある。CDF の絶対値としては、F1, F2, F3 断層同時発生の場合でも  $3.9 \times 10^{-8}$  炉年となり、これは F2 断層単体

での値とほぼ同じである。仮想プラント評価においては、複数の建屋・機器の損傷を起こしやすい特徴のある、原子炉建屋を通る F2 断層の影響が支配的な結果となった。

起回事象別の炉心損傷頻度は、F1 断層及び F2 断層では海水系/CCW 喪失が、F3 断層では外部電源喪失が支配的となっている。F3 断層においては、断層変位により直接的には起回事象は発生しないので、外部電源喪失のみが起回事象となっている。同様に、F1 断層は直接的には海水配管のみに影響するため、海水系/CCW 喪失が起回事象として支配的である。F2 断層については、多数の建屋・機器に影響することから、海水系/CCW 喪失の確率が比較的高いものの、全ての起回事象が  $1 \times 10^{-9}$  以上の発生確率を持っている。

各起回事象について、主要な事故シーケンスごとの CDF を見ると、2 次系の破断では主蒸気隔離失敗+高圧注入が支配的であり、他のシーケンスは数桁少ない値となっている。海水系/CCW 喪失では、補助給水失敗により炉心損傷に至るシーケンスが最も発生頻度が高く、これは全 CDF の約 4 割程度を占める。外部電源喪失では、DG の起動失敗+補助給水失敗の発生頻度が最も高い。

表 3.5.3-1 断層変位量区分ごとの平均発生頻度

| 変位量区分             | 断層変位平均発生頻度 (／年) |
|-------------------|-----------------|
| 区分1 : 1cm～5cm     | 1.1E-08         |
| 区分2 : 5cm～10cm    | 1.1E-08         |
| 区分3 : 10cm～20cm   | 1.2E-08         |
| 区分4 : 20cm～40cm   | 1.6E-08         |
| 区分5 : 40cm～70cm   | 8.1E-09         |
| 区分6 : 70cm～100cm  | 3.4E-09         |
| 区分7 : 100cm～150cm | 1.8E-09         |
| 区分8 : 150cm～300cm | 1.8E-09         |
| 区分9 : 300cm～500cm | 3.3E-10         |
| 区分10 : 500cm～     | 1.0E-10         |



表 3.5.3-2 炉心損傷頻度評価結果（縦ずれ断層の場合）

| 断層<br>変位区分      | F1      |        | F2      |        | F3      |        | F1, F2, F3同時 |        |
|-----------------|---------|--------|---------|--------|---------|--------|--------------|--------|
|                 | 炉心損傷頻度  | 割合     | 炉心損傷頻度  | 割合     | 炉心損傷頻度  | 割合     | 炉心損傷頻度       | 割合     |
| 区分1：1cm～5cm     | 1.6E-11 | 0.4%   | 1.8E-11 | < 0.1% | 1.6E-11 | 9.7%   | 1.8E-11      | < 0.1% |
| 区分2：5cm～10cm    | 2.6E-11 | 0.6%   | 6.5E-10 | 1.7%   | 2.6E-11 | 15.8%  | 6.5E-10      | 1.7%   |
| 区分3：10cm～20cm   | 2.4E-11 | 0.6%   | 6.8E-09 | 17.5%  | 2.4E-11 | 14.5%  | 6.8E-09      | 17.5%  |
| 区分4：20cm～40cm   | 3.6E-11 | 0.8%   | 1.6E-08 | 41.1%  | 3.3E-11 | 20.0%  | 1.6E-08      | 41.1%  |
| 区分5：40cm～70cm   | 2.2E-10 | 5.1%   | 8.1E-09 | 20.8%  | 2.6E-11 | 15.8%  | 8.1E-09      | 20.8%  |
| 区分6：70cm～100cm  | 7.7E-10 | 17.8%  | 3.4E-09 | 8.7%   | 1.7E-11 | 10.3%  | 3.4E-09      | 8.7%   |
| 区分7：100cm～150cm | 1.1E-09 | 25.5%  | 1.7E-09 | 4.4%   | 9.8E-12 | 5.9%   | 1.7E-09      | 4.4%   |
| 区分8：150cm～300cm | 1.7E-09 | 39.3%  | 1.8E-09 | 4.6%   | 1.1E-11 | 6.7%   | 1.8E-09      | 4.6%   |
| 区分9：300cm～500cm | 3.3E-10 | 7.6%   | 3.3E-10 | 0.8%   | 1.7E-12 | 1.0%   | 3.3E-10      | 0.8%   |
| 区分10：500cm～     | 1.0E-10 | 2.3%   | 1.0E-10 | 0.3%   | 5.4E-13 | 0.3%   | 1.0E-10      | 0.3%   |
| 合計              | 4.3E-09 | 100.0% | 3.9E-08 | 100.0% | 1.6E-10 | 100.0% | 3.9E-08      | 100.0% |

(単位：/年)

表 3.5.3-3 起因事象別炉心損傷頻度評価結果(1)

| 起因事象      | 炉心損傷頻度(断層変位ごと) |         |         |              |
|-----------|----------------|---------|---------|--------------|
|           | F1             | F2      | F3      | F1, F2, F3同時 |
| 直接炉心損傷    | 0.0E+00        | 9.9E-09 | 0.0E+00 | 9.9E-09      |
| 2次系の破断    | 0.0E+00        | 5.8E-09 | 0.0E+00 | 5.8E-09      |
| 海水系/CCW喪失 | 4.2E-09        | 1.8E-08 | 0.0E+00 | 1.9E-08      |
| 外部電源喪失    | 1.2E-10        | 4.3E-09 | 1.6E-10 | 4.3E-09      |
| 合計        | 4.3E-09        | 3.9E-08 | 1.6E-10 | 3.9E-08      |

(単位：/年)

表 3.5.3-4 起因事象別炉心損傷頻度評価結果(2) 主要事故シナリオの例

| 起因事象      | 断層位置 | 主要シーケンス                      | CDF     |
|-----------|------|------------------------------|---------|
| 2次系の破断    | F2   | 2次系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 高圧注入失敗    | 7.6E-09 |
| 海水系/CCW喪失 | F2   | 海水系/CCW喪失 + 補助給水失敗           | 1.8E-08 |
|           | F1   | 海水系/CCW喪失 + 再循環失敗            | 2.7E-09 |
|           | F2   | 海水系/CCW喪失 + 大容量ポンプ失敗         | 1.4E-09 |
| 外部電源喪失    | F2   | 外部電源喪失 + DG失敗 + 補助給水失敗       | 4.3E-09 |
|           | F3   | 外部電源喪失 + DG失敗 + 空冷式非常用発電装置失敗 | 8.3E-11 |
|           | F1   | 外部電源喪失 + DG失敗 + 大容量ポンプ失敗     | 6.4E-11 |

(単位：/年)

### 3.5.3.2 重要度評価

#### (1) 重要度評価手法

重要度評価では、炉心損傷頻度に対する Fussell-Vesely (FV) 重要度を評価し、炉心損傷頻度への寄与の大きい要因を分析した。FV 重要度は、炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標であり、特定の機器の故障又は人的過誤の発生確率を低減することによって、どれほどの安全性の向上が望めるかを示す指標でもある[8]。

なお、定義式は以下に示す通りである[8]。

$$\text{Fussell-Vesely 重要度} = \frac{F_A(CD)}{F(CD)} = \frac{F(CD) - F(CD/A=0)}{F(CD)} \quad (\text{式 3.5.3-1})$$

ここで、

$F_A(CD)$ : 事象 A の発生が寄与して発生する炉心損傷頻度

$F(CD)$ : 炉心損傷頻度

$F(CD/A=0)$ : 事象 A の発生確率が 0 の場合の炉心損傷頻度

本評価では、F1 断層、F2 断層、F3 断層の各ケースに対して、全断層変位量区分の炉心損傷頻度の積分値に対する FV 重要度を算出した。

#### (2) 重要度評価結果

FV 重要度評価結果を、表 3.5.3-5～表 3.5.3-7 に示す。

F1 断層については、海水管が最も FV 重要度が高い値となった。これは、海水配管の HCLPF が比較的低いことや、断層の位置から考えて妥当である。F2 断層については、こちらも HCLPF が比較的低いことから、ケーブルトレイ、CCW 配管、タービン建屋が挙げられている。F3 断層については、いずれもランダム故障であるが、DG が最も FV 重要度が高くなっている。CDF への影響という観点からは、F2 断層の CDF が高いことからケーブルトレイや CCW 配管が、ランダム故障の観点では影響範囲及び程度の大きさから DG が、CDF への影響が大きいといえる。

また、地震 PRA の場合、FV 重要度の上位となる傾向が強い SSC としては、メタルクラッドスイッチギアやパワーセンタのような電源系の電気盤、補機冷却水の維持にかかわる機器（タンク・熱交換器など）、各種の弁類が挙げられる。これと比較すると、断層変位の場合は建屋間渡り配管（ケーブルトレイ）や海水管のように原子炉建屋・原子炉補助建屋の外に設定されている SSC の損傷による寄与が大きいことがわかる。これは、2.3.3 項で述べたように断層変位による影響はその断層に沿った領域に限定されることから、原子炉建屋・原子炉補助建屋内の直下に断層変位が発生して SSC を損傷させても、安全系設備は多重性を持ちある程度分散配置されているために直ちに系統機能の喪失には至らない

という特徴がある一方で、地震動の場合はある機器が損傷するときは全系列（トレン）が同時に損傷する（完全従属）を基本的に想定しているために、このような傾向の違いが発生しているものと考えられる。また、渡り配管や海水管は地震動に対する耐力に対して、強制変位による耐力が比較的小さいことも、この傾向の要因の一つである。

**表 3.5.3-5 FV 重要度評価結果 (F1 断層)**

| 順位 | 機器名称               | HCLPF | FV 重要度 |
|----|--------------------|-------|--------|
| 1  | 海水配管 (断層)          | 0.54  | 0.37   |
| 2  | DG (ランダム故障)        | —     | 0.017  |
| 3  | 可搬式代替低圧注水 (ランダム故障) | —     | 0.025  |

**表 3.5.3-6 FV 重要度評価結果 (F2 断層)**

| 順位 | 機器名称                 | HCLPF | FV 重要度 |
|----|----------------------|-------|--------|
| 1  | ケーブルトレイ (建屋間渡り) (断層) | 0.07  | 0.38   |
| 2  | CCW 配管 (建屋間渡り) (断層)  | 0.07  | 0.11   |
| 3  | タービン建屋 (断層)          | 0.24  | 0.11   |

**表 3.5.3-7 FV 重要度評価結果 (F3 断層)**

| 順位 | 機器名称                | HCLPF | FV 重要度 |
|----|---------------------|-------|--------|
| 1  | DG (ランダム故障)         | —     | 0.55   |
| 2  | 大容量ポンプ (ランダム故障)     | —     | 0.29   |
| 3  | 空冷式非常用発電装置 (ランダム故障) | —     | 0.11   |

### 3.6 横ずれ断層を対象とした PWR プラントの CDF 評価

前節まででは、仮想プラントに縦ずれ断層による断層変位が作用することを想定した検討について示した。これに対して、作用する断層が横ずれ断層であった場合を想定して同様の評価を行い、縦ずれの場合との相違の分析について以下で述べる。[1]

#### 3.6.1 横ずれ断層を対象とした事故シナリオの整理

原子力発電プラントに横ずれ断層変位が作用した場合には、前節までで検討した縦ずれ断層の場合と機器・建屋に及ぼす影響が異なり、結果として事故シナリオが縦ずれの場合と変化することが考えられるため、横ずれ断層を想定した場合の事故シナリオの整理を行う必要がある。この整理の結果については、フラジリティに関連する機器・建屋の損傷シナリオを考慮の上、3.6.3 項に示す。

#### 3.6.2 フラジリティ評価手法の検討

本項では、前節までに検討した縦ずれ断層を考慮したフラジリティ評価手法を基本とし、横ずれ断層を対象とした場合に変更すべき内容や考慮すべき事項について示す。

##### 3.6.2.1 建屋フラジリティ評価

###### (1) 検討方針

一般社団法人 日本原子力学会が作成した「断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策（2017年3月 一般社団法人 日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会）[9]（以下「専門委員会報告書」という）に掲載されている「適用例②加圧水型軽水炉（PWR）の建屋直下の断層変位（横ずれ）」を利用して、横ずれ断層変位に対する原子炉建屋のフラジリティ評価に関する検討を行った。

###### (2) 公開されている既往検討の概要

専門委員会報告書[9]で示されている PWR 型原子炉建屋の横ずれ断層変位に対する検討概要を以下に引用して示す。

###### 1) 解析モデル

図 3.6.2-1 に専門委員会報告書献[9]で示されている解析モデルを引用して示す。

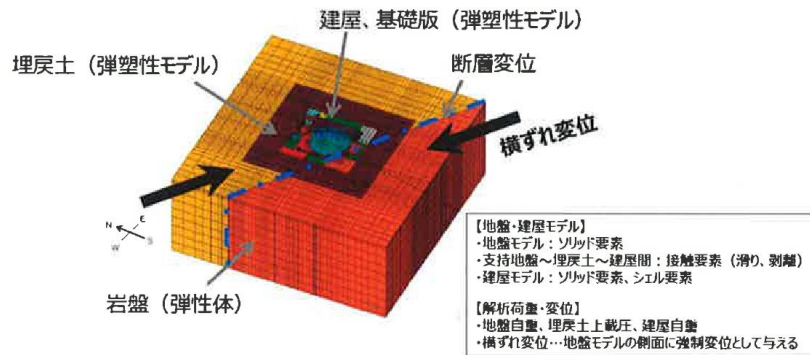


図 II.7.2.3②-1 原子炉建屋の解析モデルの例（適用例②）

図 3.6.2-1 横ずれ断層解析モデル[9]

## 2) 解析結果

専門委員会報告書[9]に示されている解析結果について、以下に引用して示す。なお、以下の結果はいずれも変位量横ずれ 30cm に対する結果である。

図 3.6.2-2：基礎版の鉄筋ひずみ

図 3.6.2-3：基礎版の面内せん断ひずみ

図 3.6.2-4：基礎版の面外せん断（検定比）

図 3.6.2-5：地下外壁の面内せん断ひずみ

図 3.6.2-6：地下外壁の面外せん断（検定比）

また、上記の解析結果に基づき、断層変位が建屋に与える影響を建屋区分ごとに評価した結果として以下の図が示されている。

図 3.6.2-7：断層変位が原子炉建屋・補助建屋へ与える影響の評価例

図 3.6.2-2～図 3.6.2-6 に示された横ずれ断層変位 30cm の解析検討結果より、以下のことが分かる。

- ・基礎版の鉄筋ひずみは 5000 $\mu$  以下であり、終局状態にはなっていない
- ・基礎版の面内せん断ひずみは 4000 $\mu$  以下であり、終局状態にはなっていない
- ・基礎版の面外せん断に対する検定比は外縁で 1.0 を超えている部分があるが、外壁が立上っている部分であることから、現実的な建屋機能維持の観点では問題ないと考えられる
- ・地下外壁については、面内せん断ひずみは 2000 $\mu$  程度であり終局状態に対して余裕があるが、面外せん断については検定比 1.0 以上の部分が比較的広い範囲に認められる

以上より、横ずれ断層変位 30cm に対しては、基礎版は終局状態に対して十分余裕があるが、地下外壁は面外せん断に対する余裕が小さくなるものと考えられる。

したがって、横ずれ断層変位に対する建屋の主要な損傷モードは、「地下外壁の面外せん断に対する損傷」であるといえる。

また、図 3.6.2-7 より、原子炉建屋については横ずれ断層変位 30cm 以上で損傷によって機器の支持機能の維持が困難な状態 (×印) が発生すると評価されていることが分かる。

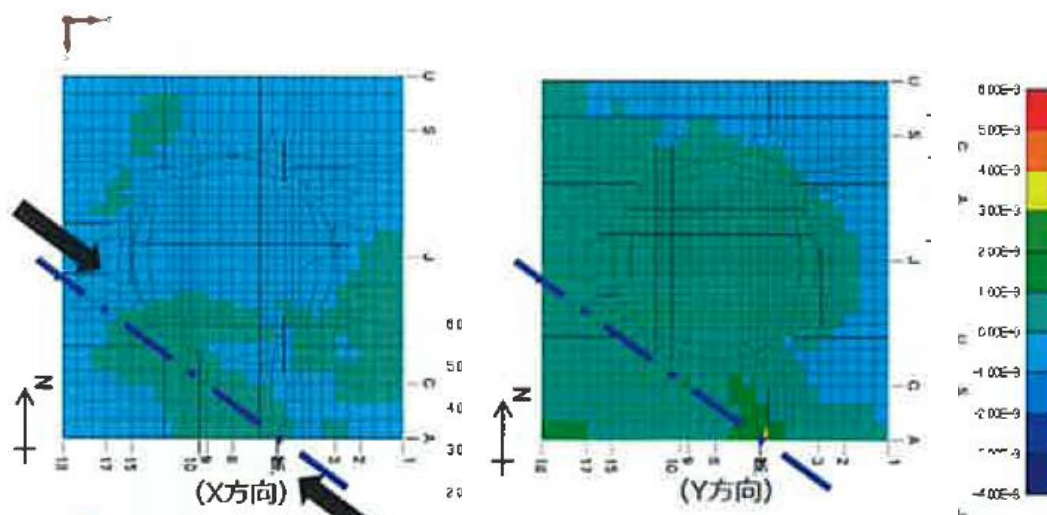


図 3.6.2-2 基礎版の鉄筋ひずみ (変位量 横ずれ 30cm) [9]

### 基礎版の面内せん断ひずみ

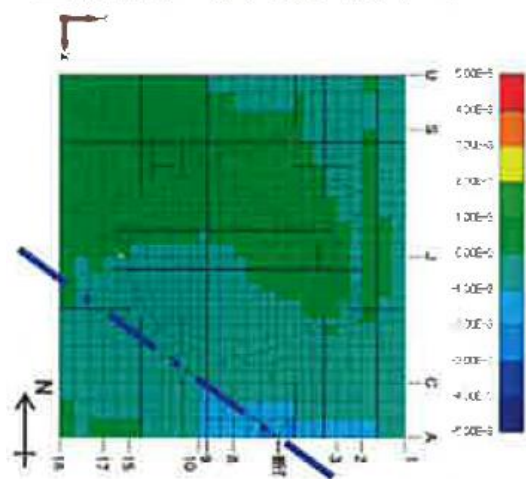


図 3.6.2-3 基礎版の面内せん断ひずみ (変位量 横ずれ 30cm) [9]

基礎版の面外せん断（検定比）

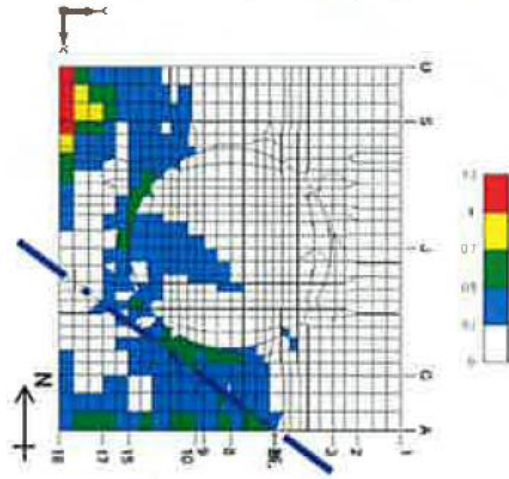


図 3.6.2-4 基礎版の面外せん断（検定比）（変位量 横ずれ 30cm） [9]

地下外壁の面内せん断ひずみ

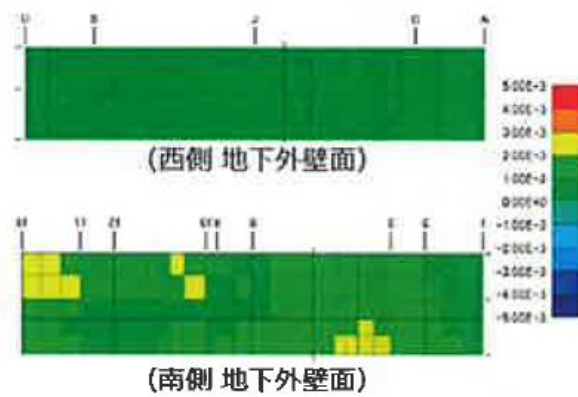


図 3.6.2-5 地下外壁の面内せん断ひずみ（変位量 横ずれ 30cm） [9]



### 地下外壁の面外せん断（検定比）

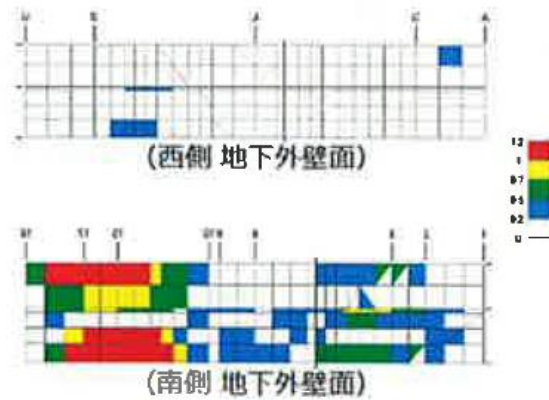


図 3.6.2-6 地下外壁の面外せん断（検定比）（変位量 横ずれ 30cm）[9]

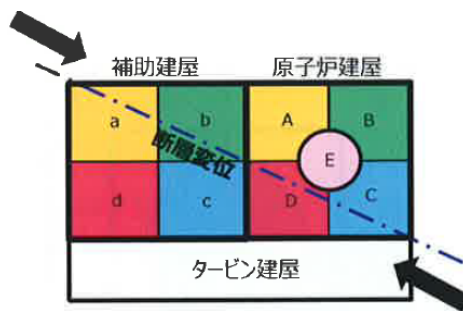


図 II.7.2.3②-3 断層変位の位置と建屋内区分（適用例②）

表 II.7.2.3②-1 建物・構築物の影響評価適用例（適用例②）

| 断層変位<br>(横ずれ) | 評価エリア | 原子炉建屋 |   |   |   |   | 補助建屋 |   |   |   |
|---------------|-------|-------|---|---|---|---|------|---|---|---|
|               |       | A     | B | C | D | E | a    | b | c | d |
| 10cm          | 地下1階  | ○     | ○ | △ | ○ | ○ | △    | △ | ○ | ○ |
|               | 地下2階  | ○     | ○ | △ | ○ | ○ | △    | △ | ○ | ○ |
| 20cm          | 地下1階  | ○     | ○ | △ | ○ | ○ | △    | △ | ○ | ○ |
|               | 地下2階  | ○     | ○ | △ | ○ | ○ | △    | △ | ○ | ○ |
| 30cm          | 地下1階  | △     | △ | × | ○ | ○ | ×    | × | ○ | △ |
|               | 地下2階  | △     | △ | × | ○ | ○ | ×    | × | ○ | △ |
| 50cm          | 地下1階  | ×     | × | × | △ | ○ | ×    | × | ○ | × |
|               | 地下2階  | ×     | × | × | △ | ○ | ×    | × | ○ | × |

〔凡例〕 ○：有意な損傷無し

△：基礎・壁・床に局部損傷があるが、機器の支持性能の維持が可能と判断できる状態

×：基礎・壁・床の損傷によって機器の支持性能の維持が困難な状態

図 3.6.2-7 断層変位が原子炉建屋・補助建屋へ与える影響の評価例[9]

### (3) 横ずれ断層変位による原子炉建屋のフラジリティ

前項で示したように、横ずれ断層変位に対する建屋の主要な損傷モードは地下外壁の面外せん断に対する損傷であると想定できる。また、前項に示した専門委員会報告書[9]における検討結果のほかに横ずれ断層に対する建屋解析結果に関する情報が利用可能でないため、本検討では前項の結果を用いて建屋フラジリティを概略的に求めることとした。

フラジリティ評価に当たって、横ずれ断層によって発生する建屋損傷の影響を以下のよう考える。

- ・ 横ずれ断層変位 30cm で南面地下外壁に検定比 1.0 を超える要素が多く発生
- ・ 西面の地下外壁は損傷していないので、損傷する外壁は南面のみと考える
- ・ 南面のみ損傷であれば建屋全体の崩壊とはならない
- ・ ただし、機器の支持機能維持の観点で問題となる

以上より、本評価では建屋地下外壁の損傷によって「機器の支持機能喪失」が発生すると想定し、機器の支持機能喪失に着目した損傷確率としてフラジリティを算出する。

次に、図 3.6.2-6 で示された地下外壁の面外せん断による損傷について、以下の要因を考慮すると、横ずれ断層変位 30cm で現実的な面外せん断強度を超える範囲は図 3.6.2-6 の結果よりもかなり小さい範囲になると考えることができる。

- ・ 損傷は面外せん断に対するものなので、塑性化による靱性は期待できない
- ・ 検定比の算定に用いられているせん断強度値は、設計物性値による強度式で算定されている
- ・ したがって、現実的なコンクリート強度を用いれば強度値が上がり検定比は小さくなる
- ・ また、せん断強度式自体にも保守性がある

以上を前提として、横ずれ断層による建屋地下外壁の損傷確率を以下のように検討した。

- ・ 前項の図 3.6.2-7 では、原子炉建屋について横ずれ断層変位 30cm 以上で損傷によって機器の支持機能の維持が困難な状態（×印）が発生すると評価されている
- ・ しかしながら、上述の保守性を考慮すれば、現実的には横ずれ断層変位 30cm の際に機器の支持機能喪失が発生する確率は小さくなると考えられる
- ・ これを踏まえて、ここでは以下のように想定する
  - 図 3.6.2-7 の表の×印（損傷によって機器の支持機能の維持が困難な状態）は、現実的には横ずれ断層変位 50cm 以上で発生する
  - 決定論的評価で“損傷によって機器の支持機能の維持が困難な状態”に対応する損傷確率は 0.5 とする
  - すなわち、横ずれ断層変位 50cm のときの損傷確率（機器の支持機能喪失確率）=0.5 と仮定する
  - 図 3.6.2-7 の表で横ずれ断層変位 10cm のときは有意な損傷なし（○印）となっていることを踏まえて、横ずれ断層変位 10cm のときの損傷確率（機

器の支持機能喪失確率) はほぼ 0 であると仮定する

→ 以上から、下記の 2 点について対数正規分布を仮定した近似曲線を算定し、それを横ずれ断層変位を受けた際の建屋地下外壁の機器の支持機能のフラジリティ曲線とする

横ずれ断層変位 10cm : 損傷確率 (支持機能喪失確率)  $\approx 0$

横ずれ断層変位 50cm : 損傷確率 (支持機能喪失確率) = 0.5

以上に基づいて、横ずれ断層変位に対する地下外壁のフラジリティ曲線を算定した結果を図 3.6.2-8 に示す。

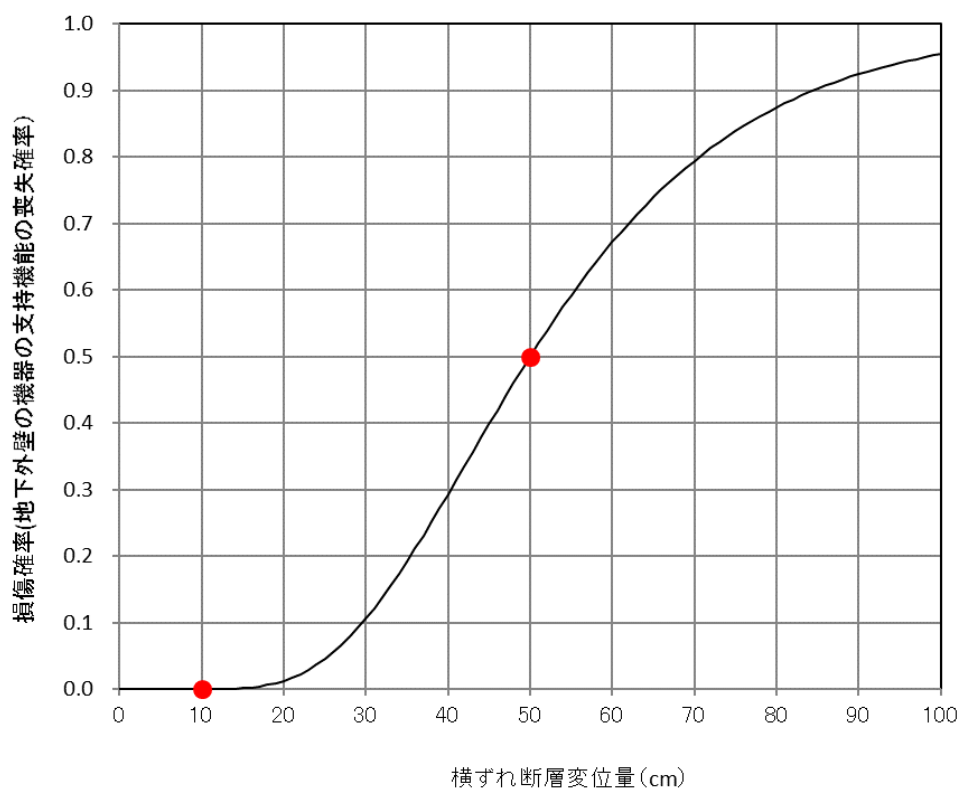


図 3.6.2-8 横ずれ断層変位に対する地下外壁のフラジリティ曲線の推定結果

### 3.6.2.2 機器フラジリティ評価

横ずれ断層発生時の機器の損傷シナリオ・フラジリティの考え方について、機器の設置場所・機器カテゴリに着目し、縦ずれ断層の場合と比較する形で示す。前提として、横ずれ断層の発生時には、縦ずれとの重畳はないものとし、面内での水平方向変位のみが作用するものとする。

#### (1) 建屋内機器

建屋内設置機器の損傷について表 3.6.2-1 に示す。

縦ずれ断層の場合は、断層が建屋直下でない場合や建屋基礎が損傷しない場合でも、建屋内機器が傾斜の影響を受ける可能性があるが、横ずれの場合は断層が建屋直下にあつて建屋の外壁や基礎版が損傷しない限り断層の影響は建屋内機器に及ばない。

表 3.6.2-1 建屋内設置機器の損傷シナリオ

| 機器カテゴリ | 損傷シナリオ   |  |
|--------|--|--|
|        | 縦ずれ断層  | 横ずれ断層  |
| 主機類    | 断層変位の影響により生じる基礎版の破壊ライン上の設備が損傷（支持機能の喪失による構造損傷）する可能性がある。<br><br>傾斜による動的機器の機能喪失または容器類の構造損傷がありうるが、現実的な断層変位量では可能性は低い。 | 断層変位の影響により変形が生じる地下外壁に支持されている設備が損傷（支持機能の喪失による構造損傷）する可能性がある。 |
| 熱交     |  |  |
| タンク    |  |  |
| ポンプ    |  |  |
| 盤      |  |  |
| 建屋内配管  |  |  |
| 渡り配管   | 建屋間の相対変位による影響で損傷する。  |  |

## (2) 建屋外機器

建屋外設置機器について、断層が機器直下以外の場所で発生した場合の損傷シナリオを表 3.6.2-2、断層が機器直下で発生した場合の損傷シナリオを表 3.6.2-3 に示す。

タンクの場合は、設置基礎の損傷を想定する場合には、その変形に伴って本体（底板）の損傷により機能喪失に至ると考えられる。また、それ以外の場合でも接続配管が建屋に至るまでの間で断層による影響で損傷し、タンクの機能を喪失させる可能性がある。但し、PRA 上は屋外大型タンク（2次系純水タンクなど）に期待しない場合があるので、その際には評価上の影響はないといえる。

ポンプについても同様であるが、重大事故（SA）対策関連以外の屋外設置ポンプとしては海水ポンプが該当する程度であり、海水ポンプが影響を受けるような位置で断層変位が発生した場合には離れた位置に設置されている SA 対策設備は影響を受けていないと考えられるので、PRA 上の影響は小さいと考えられる。

屋外配管については、渡り配管を含めて縦ずれ断層の場合と同様に強制変位による影響を受けることになる。

表 3.6.2-2 断層が機器直下以外の場所で発生の場合の建屋外機器損傷シナリオ

| 機器カテゴリ  | 損傷シナリオ                               |               |
|---------|--------------------------------------|---------------|
|         | 縦ずれ断層                                | 横ずれ断層         |
| タンク     | 傾斜による構造損傷がありうるが、現実的な断層変位量ではその可能性は低い。 | 機器本体は影響を受けない。 |
| ポンプ     | 傾斜による機能損傷の可能性はある。                    |               |
| SA 対策設備 | 使用場所の傾斜による機能損傷の可能性はある。               | 影響なし          |
| 配管      | 影響なし                                 |               |

表 3.6.2-3 断層が機器直下で発生の場合の建屋外機器損傷シナリオ (1/2)

| 機器カテゴリ            | 損傷シナリオ   |   |
|-------------------|--|---|
|                   | 縦ずれ断層  | 横ずれ断層   |
| タンク               |  |   |
| ①基礎に固定ではないタイプ     | <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎版が損傷する場合<br/>基礎版の変形に伴う胴板・底板の変形により損傷すると考えられる。</li> <li>基礎版が損傷しない場合<br/>傾斜による構造損傷がありうるが、現実的な断層変位量ではその可能性は低い。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎版が損傷する場合<br/>基礎地面の移動に伴って（摩擦などの影響で）底板が損傷すると考えられる。</li> <li>基礎版が損傷しない場合<br/>タンク本体には影響なし</li> </ul>   |
| ②基礎が溶接やボルトで固定のタイプ |  | <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎版が損傷する場合<br/>胴板と底板に着目。胴板は塑性変形する前提でひずみ量に着目した評価ができる。一方で、底板については、面内で強制変位を受けた場合に塑性変形することで基礎の変位に追随できるとは考えにくく、変位を受けた時点で底板や胴板との接合部に亀裂が発生すると考えられる。</li> <li>基礎版が損傷しない場合<br/>タンク本体には影響なし</li> </ul> |
| ポンプ               | <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎版が損傷する場合<br/>回転軸のアライメントにずれが発生して機能損傷に至ると考えられる。</li> <li>基礎版が損傷しない場合<br/>傾斜による潤滑油供給不良等により機能損傷の可能性はある。</li> </ul>        | <ul style="list-style-type: none"> <li>基礎版が損傷する場合<br/>機器の内部で水平方向の変位の変位をわずかでも受けると回転軸のアライメントにずれが発生して機能損傷に至ると考えられる。</li> <li>基礎版が損傷しない場合<br/>ポンプの機能には影響なし</li> </ul>   |

表 3.6.2-3 断層が機器直下で発生の場合の建屋外機器損傷シナリオ (2/2)

| 機器カテゴリ                    | 損傷シナリオ  |  |
|---------------------------|---|--|
|                           | 縦ずれ断層   | 横ずれ断層  |
| SA 対策設備<br>(車両設備)         |   |  |
| ①固縛がないか余長のあるチェーン等による固縛の場合 | 現実的な断層変位量では転倒の可能性は低い。<br>使用場所の傾斜による機能損傷の可能性はある。   | タイヤで接地しており固定されているわけではないので、地面の移動に伴って車体が回転する程度の影響と考えられる。したがって、SA 対策機器そのものは影響を受けない。 |
| ②余長がない方法で固縛されている場合        | 搭載されている SA 対策機器そのものは損傷しなくても、固縛部分から作用する荷重により車体が破損する可能性がある。このため SA 対策としての機能を達成できないことが考えられる。 |  |
| 配管                        |   |  |
| ①海水管等の長手の配管               | 強制変位を受けることにより損傷する。  |  |
| ②建屋間渡り配管                  | 強制変位によりエルボやサポート位置で荷重が集中して損傷する。  |  |

### 3.6.3 CDF の試評価

#### 3.6.3.1 横ずれ断層による事故シナリオの定性的分析

前項までの建屋及び機器のフラジリティ検討から特定された、縦ずれ断層と比較した横ずれ断層による損傷の特徴は下記のように整理される。

- ・ 建屋

縦ずれ断層では基礎版の面外せん断力による損傷が主要な損傷モードであるのに対し、横ずれ断層では、地下外壁の面外せん断力による破損が主要な損傷モードであり、壁面に設置されている機器の支持機能喪失による損傷につながる。

- ・ 建屋内設備

建屋の耐力を上回る断層変位が建屋直下で発生した場合、縦ずれ断層では建屋基礎の破壊ライン上の設備が支持を失い損傷するが、横ずれ断層では地下外壁に支持される設備が断層変位の影響を強く受け支持機能の喪失により損傷する。

- ・屋外設備、SA 対策設備（車両設備）、渡り配管  
縦ずれ断層と横ずれ断層ともに断層変位による主要な損傷モードに顕著な差異はない。

以上から、縦ずれ断層と横ずれ断層とでは建屋内設備への影響が大きく異なるといえる。原子炉建屋を例にそれぞれの断層タイプにより影響を受ける可能性のある設備の代表例を表 3.6.3-1 に示す。

表 3.6.3-1 縦ずれ断層及び横ずれ断層が建屋内設備に与える影響の特徴

| 断層タイプ | 建屋内設備に与える影響  |
|-------|--|
| 縦ずれ断層 | 縦ずれ断層では建屋基礎の破壊ライン上の設備が支持を失い損傷する可能性がある（PWR プラントでは、ポンプや熱交換器など）               |
| 横ずれ断層 | 地下外壁にアンカー支持される設備が断層変位の影響を強く受け損傷する可能性がある（PWR プラントでは、補機冷却水配管、海水配管、ケーブルトレイなど） |

横ずれ断層による損傷設備の特徴を踏まえた、横ずれ断層による事故シナリオで想定される定性的な特徴を下記に示す。

- ・原子炉建屋の直下で発生する横ずれ断層事象  
サポート系の系統の配管及びケーブルなどの壁面に支持される設備の損傷の可能性が高い。そのため、縦ずれ断層と比較し、サポート系喪失（補機冷却水喪失事象など）を伴う事故シナリオが相対的に重要となる。
- ・原子炉建屋の直下以外で発生する横ずれ断層事象  
断層変位により損傷する機器及び損傷モードは縦ずれ断層と類似しており、縦ずれ断層と同様の事故シナリオの発生が想定される。

### 3.6.3.2 横ずれ断層による CDF の評価

#### (1) 事故シナリオの同定

横ずれ断層を対象としたフラジリティ評価の検討結果にもとづき、仮想 PWR プラントを対象とした事故シナリオの同定を実施した。事故シナリオの同定手順は縦ずれ断層の評価の場合（3.5.1 項参照）と同様である。

##### ① 断層の特定

評価する原子力プラントに対し、断層の発生位置、変位量を特定する。本評価で



は、前述の縦ずれ断層を対象とした評価と同様に、海水管ダクト（供給側）を横断する断層（F1断層）、原子炉建屋及びタービン建屋直下を通る断層（F2断層）、及び重大事故等対処設備の直下を通る断層（F3断層）の3種類の断層を想定した。本評価で想定した断層の発生位置を図 3.6.3-1に示す。

## ② 断層の影響を受ける機器の特定

断層の発生位置から、断層変位によって損傷する可能性のある機器を特定する。横ずれ断層の特徴として、前述の通りその直下で断層が発生した建屋の地下外壁の損傷による設備の支持機能喪失がある。このような断層及び建屋の損傷モードの特徴についても留意し、断層の影響を受ける機器を特定する。建屋の直下で断層が発生した場合での損傷機器の特定概念を図 3.6.3-2に示す。

以上を踏まえた機器リストの作成、起因事象の分析などは縦ずれ断層の場合と同様である。

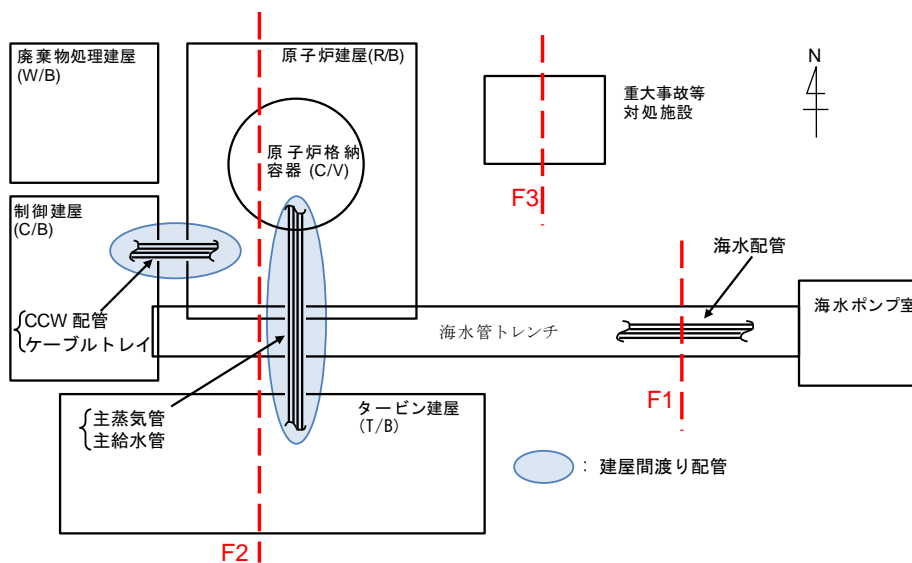


図 3.6.3-1 本評価で想定した断層の発生位置

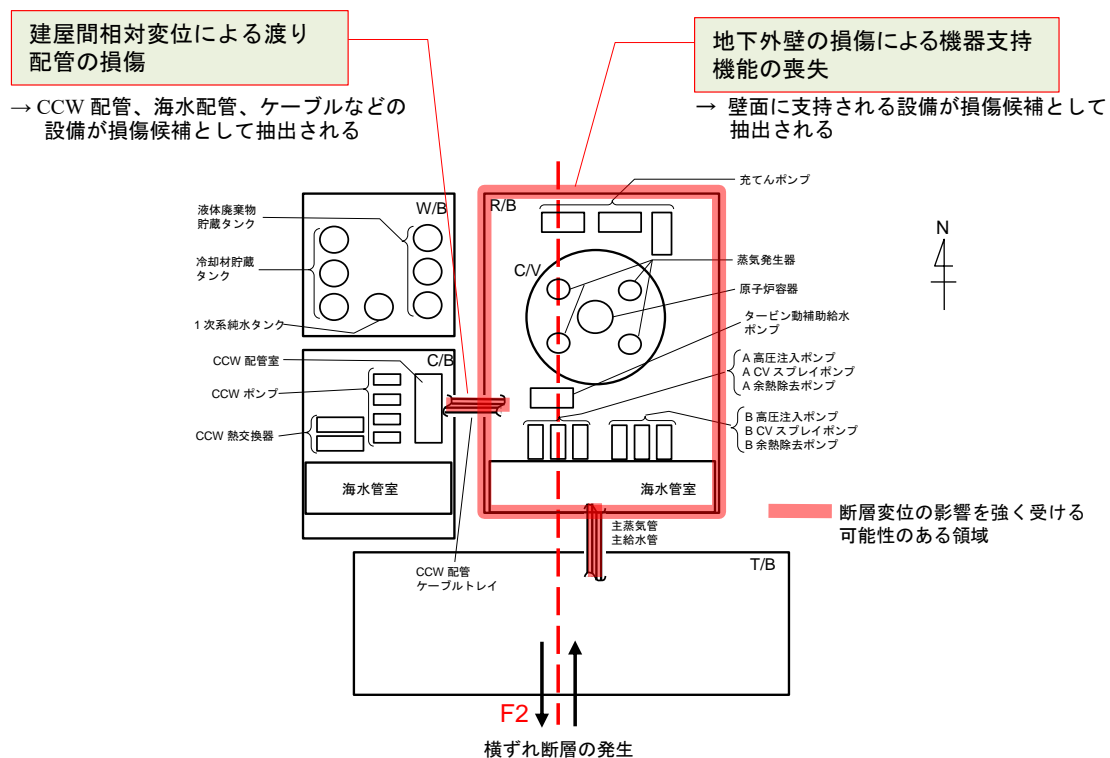


図 3.6.3-2 損傷機器の特定の考え方

## (2) 事故シーケンス評価

### 1) 起回事象

事故シナリオの同定の結果、横ずれ断層により発生する可能性のある起回事象として、下記の起回事象が抽出された。

- 2次系破断事象
- 補機冷却水系・海水系の喪失事象
- 外部電源喪失

外部電源喪失は、断層変位事象の結果としてプラント内設備に対して過渡事象相当の影響しか発生しないが、随伴する地震動の結果として外部電源の喪失する可能性を想定した起回事象である。炉心損傷直結事象については、建屋の大規模損壊を想定した場合に発生する可能性のある起回事象ではあるが、本検討では、横ずれ断層に対して建屋基礎版は、その損傷により結果的に炉心損傷に至る設備（ケーブルや補機冷却水系配管）と比較して十分高い耐力を有しているとの判断から、定量評価対象の起回事象として抽出しない。

事故シーケンス評価に用いた起回事象イベントツリーを図 3.6.3-3 に示す。炉心損傷直結事象は、事故シーケンス定量化の対象として抽出していないが、感度解析用にモデル化した。

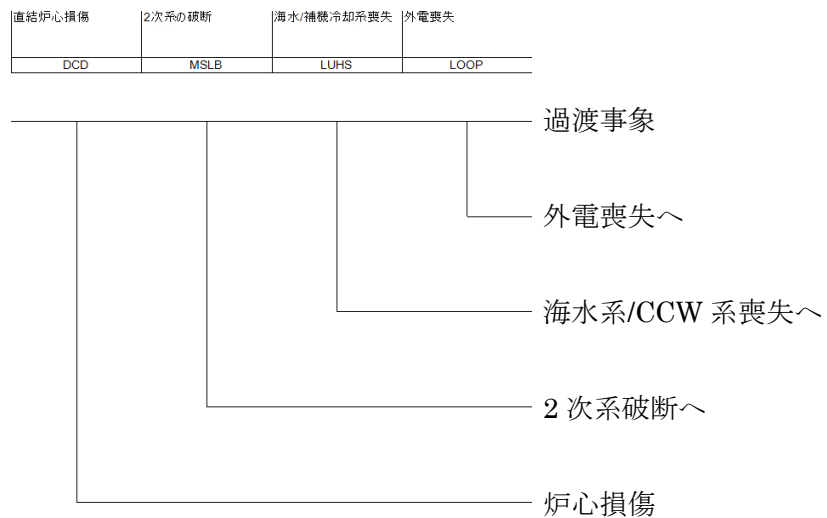


図 3.6.3-3 起因事象イベントツリー

## 2) イベントツリーの作成

1)で抽出した起因事象に対し、緩和機能イベントツリーを用いて起因事象発生後の事故進展をモデル化した。事故シナリオの定量化対象として抽出された起因事象は、縦ずれ断層を対象とした事故シナリオ評価に全て含まれ、そのイベントツリーに横ずれ断層を対象とした事故シナリオ評価で扱う事故シーケンスが表現されている。したがって、縦ずれ断層を対象とした事故シナリオ評価に用いたイベントツリーを横ずれ断層の評価にも同様に使用した。

## 3) フォールトツリーの作成

緩和系イベントツリーで使用するフォールトツリーの構造は、縦ずれ断層を対象とした事故シナリオ評価で作成したフォールトツリーと同一構造である。縦ずれ断層と横ずれ断層で発生する機器損傷モード毎の発生確率（損傷確率）は、SSC の fragility の違いにより異なるため、損傷確率の違いをフォールトツリー上の基事象の入力値に反映した。

フォールトツリーには下記の故障モードがモデル化されている。

- 断層変位による損傷  
断層変位による SSC の損傷。
- ランダム故障  
ランダム故障、共通原因故障、試験／保守による待機除外及び人的過誤等。
- 地震動による損傷  
地震による SSC の損傷。ただし、本故障モードは感度解析でのみ評価対象とする。

#### 4) 事故シーケンスの定量化結果及び縦ずれ断層の場合との比較

事故シーケンスの定量化には下記の解析コードを使用した。なお、なお、ここで得られた定量化値の位置付けについては、3.7.1 項を参照のこと。

- ・断層変位平均発生頻度、SSC の損傷確率の算出

解析コード：HazardLite ver. 1.2

- ・事故シーケンスの定量化

解析コード：RiskSpectrum ver. 1.3

本評価においては、3.3 節で示した縦ずれ断層の場合と同じものを横ずれ断層の確率論的ハザードとして使用した。高尾ら(2014)[2]によると縦ずれと横ずれで副断層の発生確率に有意な差がないということに加えて、縦ずれ断層の場合と同じハザードを使うことによって、縦ずれ断層の場合と横ずれ断層の場合の影響の相違が比較しやすくなるという効果もある。

断層毎の評価結果を表 3.6.3-2 に示す。F1 断層及び F2 断層では海水系/CCW 喪失が、F3 断層では外部電源喪失が支配的となっている。F3 断層においては、断層変位により直接的には起因事象は発生しないため、外部電源喪失のみが起因事象となっている。同様に、F1 断層は直接的には海水配管のみに影響するため、海水系/CCW 喪失と外部電源喪失だけが発生しうる。

断層別に炉心損傷頻度を比較すると、F2 断層が最も高い値を示す。F2 断層では、建屋間相対変位による海水系配管、CCW 系配管、またはケーブルの破損が発生する可能性があり、それらの脆弱性が比較的弱い ( $A_m=0.15m$ ) ため、海水系/CCW 系喪失を起因とした炉心損傷シナリオの発生頻度が支配的である。海水トレンチを横切る F1 断層では、F2 断層と同様に相対変位による海水系配管破損が発生する可能性があるが、その脆弱性は F1 断層で想定される同種故障モードよりも強いため、炉心損傷頻度は F2 断層と比較して低い。

表 3.6.3-2 炉心損傷頻度評価結果 (横ずれ断層の場合)

| 起因事象       | 炉心損傷頻度 (／年) |         |         |                 |
|------------|-------------|---------|---------|-----------------|
|            | F1 断層       | F2 断層   | F3 断層   | F1, F2, F3 断層同時 |
| 2 次系の破断    | 0.0E+00     | 3.3E-10 | 0.0E+00 | 3.3E-10         |
| 海水系/CCW 喪失 | 1.3E-08     | 4.0E-08 | 0.0E+00 | 4.0E-08         |
| 外部電源喪失     | 1.0E-10     | 2.1E-09 | 1.3E-10 | 2.1E-09         |
| 合計         | 1.3E-08     | 4.3E-08 | 1.3E-10 | 4.3E-08         |

断層変位量区分毎の炉心損傷頻度を表 3.6.3-3 に示す。F1 断層では 40cm から 70cm の変位量区分から CDF への寄与割合が増大する。これは、海水管トレンチ ( $A_m=0.5m$ ) の損傷確率がこの変位量領域から増大するためである。F2 断層では 10cm から 20cm の変位量区分から CDF への寄与割合が増大する。これは、建屋間相対変位による海水系配管、CCW 系配管及びケーブル (ともに  $A_m=0.15m$ ) の損傷確率がこの変位量領域から増大するためである。F3 断層では、横ずれ断層による起因事象は外部電源喪失以外に発生せず、緩和系設備への影響が無視できるほど小さいと考えられるため、CDF は全領域に渡り小さい。

横ずれ断層の影響の特徴は、建屋直下で断層変位が発生した場合、地下外壁の支持機能喪失により建屋内の海水配管及び CCW 配管が損傷する可能性があることである。原子炉建屋直下で発生する F2 断層に対する、断層タイプの違いによる炉心損傷頻度の比較を図 3.6.3-4 に示す。横ずれ断層の場合は、原子炉建屋の直下で断層変位が発生した場合、建屋地下外壁の損傷によって、建屋地下外壁から支持をとっている建屋内配管が損傷し、結果として海水系及び CCW 喪失が発生すると想定する。したがって、海水系及び CCW 系の建屋内配管の脆弱性は建屋の脆弱性に依存することになる。前述の通り、横ずれ断層での建屋脆弱性は建屋外壁の面外せん断に着目しており、基礎版に着目する縦ずれ断層の場合よりも弱い脆弱性となっている。このため、変位量が同程度の縦ずれ断層と比較して建屋内の海水系及び CCW 系配管の脆弱性は悪化することになる。結果、縦ずれ断層の場合と比較して、海水系及び CCW 系の喪失を起因とした炉心損傷シナリオの寄与が増大している。

表 3.6.3-3 断層変位量区分毎の炉心損傷頻度 (横ずれ断層の場合)

| 変位量区分               | 発生頻度<br>(/年) | F1 断層    |        | F2 断層    |        | F3 断層    |        | F1,F2,F3 断層同時 |        |
|---------------------|--------------|----------|--------|----------|--------|----------|--------|---------------|--------|
|                     |              | CDF(/年)  | 割合     | CDF(/年)  | 割合     | CDF(/年)  | 割合     | CDF(/年)       | 割合     |
| 区分 1<br>1cm-5cm     | 8.30E-09     | 1.60E-11 | 0.10%  | 2.00E-11 | 0.00%  | 1.60E-11 | 12.30% | 2.00E-11      | 0.00%  |
| 区分 2<br>5cm-10cm    | 1.30E-08     | 2.60E-11 | 0.20%  | 1.10E-09 | 2.60%  | 2.60E-11 | 20.00% | 1.10E-09      | 2.60%  |
| 区分 3<br>10cm-20cm   | 1.20E-08     | 6.10E-11 | 0.50%  | 1.00E-08 | 23.30% | 2.40E-11 | 18.50% | 1.00E-08      | 23.30% |
| 区分 4<br>20cm-40cm   | 1.60E-08     | 1.70E-09 | 13.10% | 1.60E-08 | 37.20% | 3.10E-11 | 23.80% | 1.60E-08      | 37.20% |
| 区分 5<br>40cm-70cm   | 8.10E-09     | 4.40E-09 | 33.80% | 8.10E-09 | 18.80% | 1.60E-11 | 12.30% | 8.10E-09      | 18.80% |
| 区分 6<br>70cm-100cm  | 3.40E-09     | 3.20E-09 | 24.60% | 3.40E-09 | 7.90%  | 6.80E-12 | 5.20%  | 3.40E-09      | 7.90%  |
| 区分 7<br>100cm-150cm | 1.80E-09     | 1.70E-09 | 13.10% | 1.70E-09 | 4.00%  | 3.40E-12 | 2.60%  | 1.70E-09      | 4.00%  |
| 区分 8<br>150cm-300cm | 1.80E-09     | 1.80E-09 | 13.80% | 1.80E-09 | 4.20%  | 3.60E-12 | 2.80%  | 1.80E-09      | 4.20%  |
| 区分 9<br>300cm-500cm | 3.30E-10     | 3.30E-10 | 2.50%  | 3.30E-10 | 0.80%  | 6.50E-13 | 0.50%  | 3.30E-10      | 0.80%  |
| 区分 10<br>500cm-     | 1.00E-10     | 1.00E-10 | 0.80%  | 1.00E-10 | 0.20%  | 2.00E-13 | 0.20%  | 1.00E-10      | 0.20%  |
| 合計                  |              | 1.30E-08 | 100%   | 4.30E-08 | 100%   | 1.30E-10 | 100%   | 4.30E-08      | 100%   |

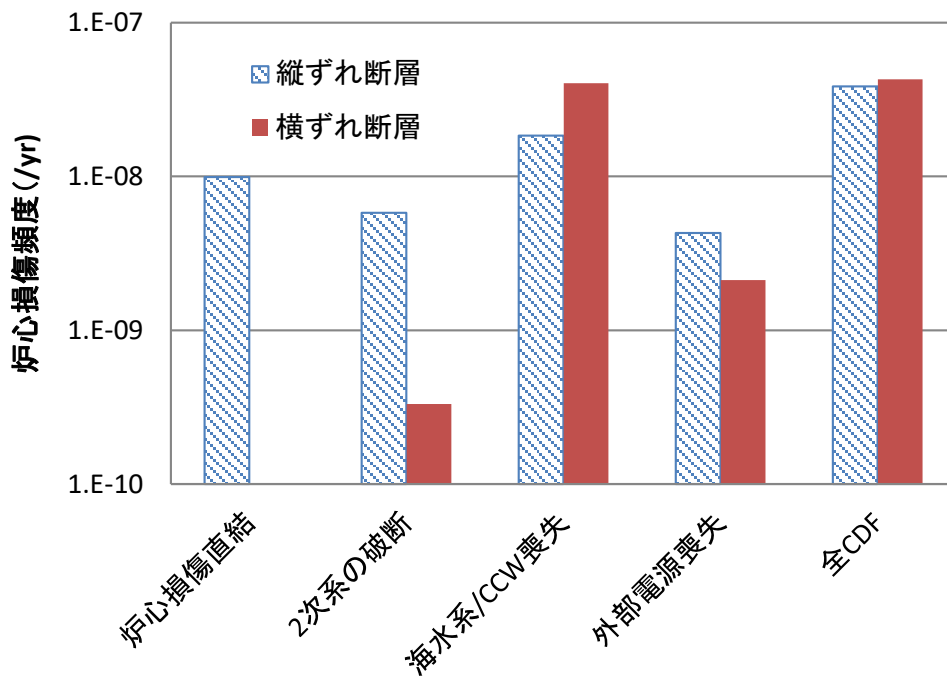


図 3.6.3-4 断層タイプによる炉心損傷頻度の比較 (F2 断層)

### 3.7 試評価結果の解釈・考察

本節では、仮想プラントに対する試評価の内容を踏まえ、その評価結果の解釈と一連の評価を通じて得られた今後の課題についての考察を示す。

#### 3.7.1 試評価の結果について

本評価は本研究で構築した評価手法の適用性を示すことと課題の抽出が主な目的であり、すでに述べたように仮想プラントを対象とし、文献による断層変位ハザードを適用し、概略的に算出したフラジリティを入力としていることから、得られた CDF の定量値自体はあまり意味を持つものではなく、上記のような各評価要素における本試評価向けの前提条件と、後に述べる様々な課題がある前提での結果である。したがって、この結果のみをもって、現実の原子力プラント等における何らかの検討や判断に用いることは適当ではないことに、十分に留意されたい。

但し、全体的に保守的な想定により評価していることから考えると、原子力プラント一般における断層変位による CDF の上限値のような位置付けの相場観として参考にすることはできるかもしれない。すなわち、国内のどの原子力プラントでも概ね本評価の結果よりも小さい（少なくとも同程度の）CDF が得られるという予想をすることができる。また、地震動ハザードの状況を考えて、現状では地震動による CDF が  $1 \times 10^{-8}$  / 炉年のオーダーより小さくなることは困難と考えられるから、一般的に断層変位によるリスクが地震動によるリスクを上回るような可能性は非常に低いといえることができる。

ここで、本評価の保守性を低減してより現実的なものとするために、2.3.6 項で検討した断層変位の作用位置を考慮した場合について考察する。本評価で使用した高尾ら(2014)[2]による断層変位ハザード曲線は、計算格子が  $100\text{m} \times 100\text{m}$  でありその中でランダムに副断層による断層変位が出現することを想定して発生確率が評価されている。そこで、2.3.6 項に示したように、炉心損傷に至る事故シナリオに関連する SSC が断層変位により影響を受ける領域の面積とハザード計算格子の比から、対象 SSC に断層変位が作用する確率を求め、炉心損傷頻度がどの程度変化するかを、縦ずれ断層に対する評価をベースとして検討した。

まず、直接炉心損傷について、現状の評価では建屋の基礎版が損傷すると、その場所にかかわらず建屋大規模損壊が発生し炉心損傷に至ると想定している。しかしながら、現実的には、発生した断層に沿って建屋基礎版が損傷しただけで建屋の大規模な崩壊や炉心損傷事故が発生するとは考えにくい。そこで、直接炉心損傷に至る条件を、原子炉容器の直下で基礎版の損傷が発生する（結果として原子炉容器の構造損傷が発生する）こと、として考える。すなわち、原子炉容器の位置に断層変位が発生する確率（言い換えると、原子炉容器の位置を通過する断層が出現する確率）を考慮することで、直接炉心損傷に至る断層変位の発生確率を評価に取り込むこととした（図 3.7.1-1 参照）。ここで、原子炉容器の直径は原子炉の出力や構成にもよるが概ね 4~5m 前後であるので、設置位置の面積を  $25\text{m}^2$  とする。断層

変位ハザード計算格子は  $100\text{m} \times 100\text{m}$  であるので、面積は  $10000\text{m}^2$  である。したがって、このときの原子炉容器設置位置に断層変位が作用する確率は  $25/10000=0.0025$  となる。表 3.5.3-3 に示したように、現状の評価では直接炉心損傷に関する炉心損傷頻度は  $9.9 \times 10^{-9}$  (/年) であることから、この作用確率を考慮すると、 $2.5 \times 10^{-11}$  (/年) となり、炉心損傷頻度は 2 桁以上低減されることになる。

また、さらに炉心損傷頻度を低減することが望まれる場合には、原子炉容器位置を通る断層を想定した建屋解析に基づくフラジリティ評価を実施してその結果を適用することが考えられる。原子炉建屋の面積や基礎版の厚さを考慮すると、この時の損傷確率は相当小さくなることが予想され、炉心損傷頻度の低減につながるものと考えられる。

但し、ここでの検討は、簡易的なものとして、2.3.6 項で述べたような直接炉心損傷に影響を与える領域の面積と断層の影響範囲に関する不確かさを考慮していないものである。すなわち、ここでは、断層を線として考え、その影響範囲(幅)を考慮していないが、それを不確かさとして考慮すると、原子炉容器への影響範囲以外の場所を通る断層(図 3.7.1-1 における青線)でも直接炉心損傷に影響を及ぼす可能性がある。また、直接炉心損傷に影響する範囲を原子炉容器の直下の面積としているが、この形状、面積や建屋の応答の仕方(建屋損傷の範囲など)にも不確かさがある。したがって、これらの不確かさを考慮して評価すると上記とはまた違った結果となり、不確かさの値が大きい場合には、最終的に期待したような炉心損傷頻度の低減の効果が得られない可能性もあることにも留意が必要である。

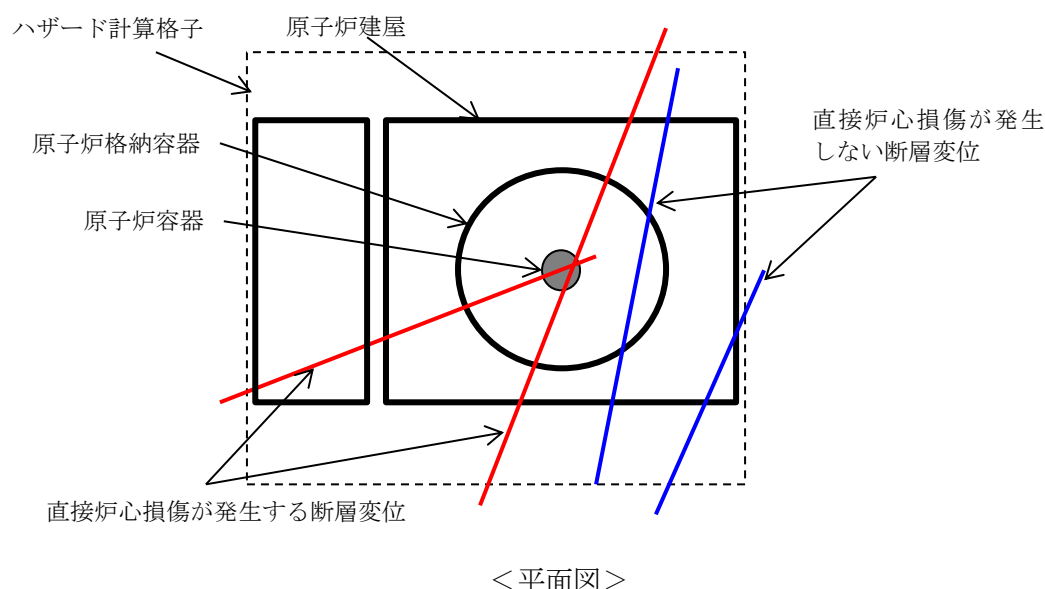
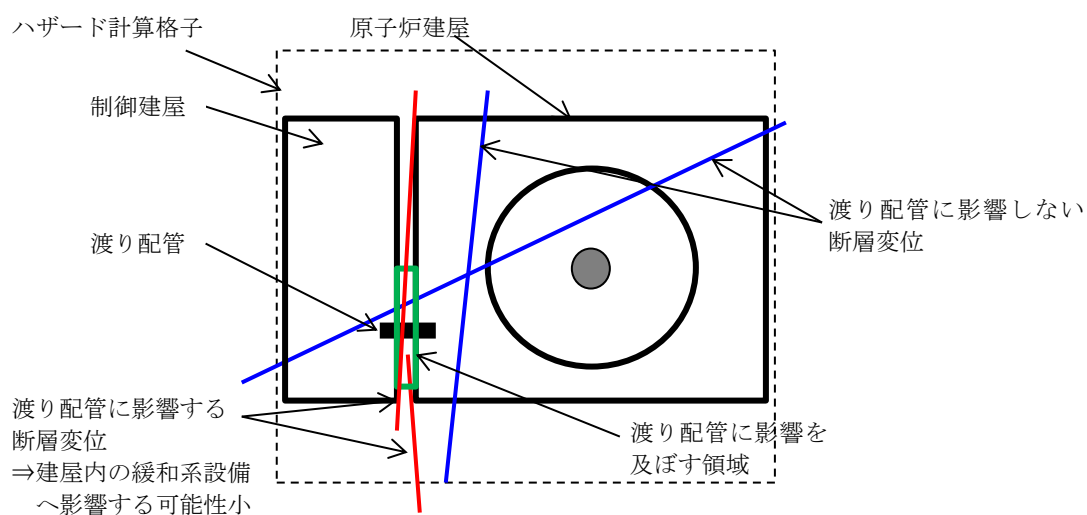


図 3.7.1-1 断層変位作用位置の考え方 (直接炉心損傷の場合)



次に、2次系の破断、海水系/CCW系喪失に関連する渡り配管の損傷について考える。渡り配管が断層変位による影響を受けるのは、当該の渡り配管の直下とその周辺の領域に、配管と交差する方向の断層が出現した場合と考えられる。そこで、配管の渡り部分の幅を5mとし、そこから両側直交方向にそれぞれ10mの範囲を設定し、その領域の中に配管と交差する方向の断層が出現した場合に渡り配管が影響を受けると想定する（図3.7.1-2参照）。ハザード計算格子面積10000m<sup>2</sup>に対して、渡り配管に断層変位が作用する面積は100m<sup>2</sup>であり、さらに、出現した断層が配管と交差する方向である確率を簡単のために0.5とすると、このときの渡り配管に断層変位が作用する確率は0.005となる。また、本評価での渡り配管の脆弱性は限界耐力に保守的な想定をしていること、渡り配管に対する断層の作用位置を考慮した場合には渡り配管損傷時でも建屋内の緩和系機器（タービン動補助給水ポンプなど）の大半が影響を受けないことになること、などを合わせて考えると、2次系の破断、海水系/CCW系喪失による炉心損傷頻度は現状の値（それぞれ $5.8 \times 10^{-9}$ /年、 $1.8 \times 10^{-8}$ /年）から2~3桁低減されることになると考えられる。

但し、ここでも、直接炉心損傷の場合と同様に、渡り配管に影響を与える領域の面積と断層の影響範囲に関する不確かさを考慮していないものであることに留意が必要である。特に、断層の方向について、上記では渡り配管と交差する方向のみ考慮するものとしたが、断層の影響範囲（幅）や建屋応答の仕方によっては、渡り配管と交差しない断層であっても、渡り配管に影響を及ぼす可能性があると考えられる。したがって、これらを不確かさとして考慮して評価すると、上記とは異なった結果になることにも留意が必要である。

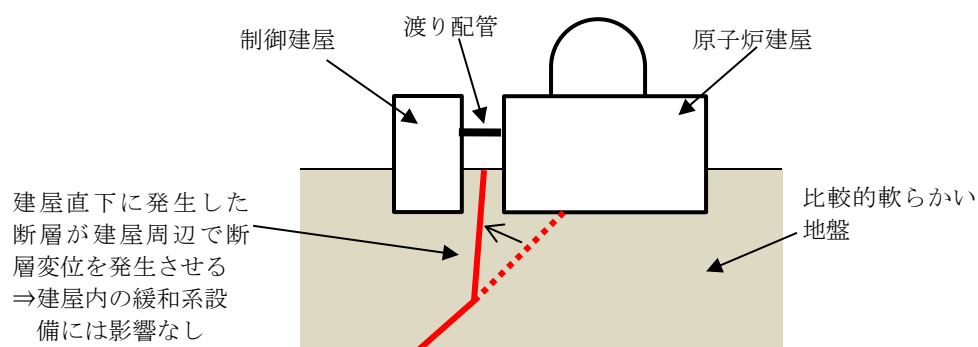


<平面図>

図 3.7.1-2 断層変位作用位置の考え方（渡り配管の場合）

外部電源喪失事象については、現状の評価では表 3.5.3-4 に示すとおり「外部電源喪失+DG 失敗+補助給水失敗」という事故シナリオが支配的となっているように、必ず発生することを想定する外部電源系設備の損傷と、ランダム故障・人的過誤による DG 起動失敗に、断層変位による緩和系機器の損傷が重ね合されて、炉心損傷に至るというものである。このため、ここでも、各シナリオで対象となる緩和系機器（タービン動補助給水ポンプなど）について、上記で示したのと同様に断層変位が作用する確率を考慮すると、緩和系機器の設置面積は数 m<sup>2</sup>であることから、炉心損傷頻度は2～3桁低減されることになると考えられる。

また、建屋が設置されている地盤が、建屋の基礎版よりも十分軟らかいものであった場合には、建屋の直下で発生する断層がその位置をずらして、建屋周辺で断層変位を生じさせるという現象が発生することも考えられる（図 3.7.1-3 参照）。この場合には、ハザードの計算格子内で断層変位がランダムに出現するのではなく、建屋周辺の領域に選択的に出現するということになる。このような現象が発生した場合には、建屋間の渡り配管が影響を受ける可能性が高くなるといえる。一方で、渡り配管以外の緩和系設備が影響を受けない（緩和系設備についてはランダム故障・人的過誤による機能喪失のみが考慮される）ことになること、また、地盤が軟らかいことから建屋基礎版に作用する力が弱まるため建屋の損傷確率が小さくなること、などを合わせて考えると、結果として炉心損傷頻度は非常に小さいものになると考えられる。



(断面図)

図 3.7.1-3 断層変位が建屋周辺で出現する場合のイメージ

以上をまとめると、本試評価による全体の炉心損傷頻度は、現実的には  $10^{-10}$  (1年) 程度のオーダーになると考えることができる。但し、この値は、前述のように、断層変位の出現位置がランダムであり、設備に影響を与える領域の面積や断層の影響範囲（幅）などに関する不確かさを考慮していないという前提のものであり、より精度を上げた評価には、これらの不確かさを適切に定量化して評価に取り込む必要があるといえる。

このようにして得られた断層変位によるリスクの予想値が実プラントでどのような位置付けになるかの見通しを得るため、地震動による CDF との比較を行った。設置許可申請や安全性向上評価として公開されている地震 PRA による CDF と本評価で得られた仮想プラントの断層変位 PRA による CDF を比較したものを表 3.7.1-1 に示す。設置許可申請における地震 PRA は重要事故シーケンスの検討が目的であり、AM 策などを考慮していない概略的な評価であるため、保守的な CDF となっていることに注意されたい。すなわち、地震動による現実的な CDF は全体的に  $1 \times 10^{-6}$  から  $1 \times 10^{-7}$  / 炉年のオーダーであり、概略的に評価した断層変位による現実的な CDF はそれからおよそ 3 桁程度下回る CDF になるといえる。なお、今回得られた結果は文献値によるプラントを特定しないハザードを用いた仮想プラントに対するものであり、リスクとしての相対的な大小関係とその結果の解釈や活用については、各プラントの評価において検討する必要がある。

表 3.7.1-1 地震 PRA と断層変位 PRA の CDF 比較

| プラント        | 事象                                      | 炉心損傷頻度 <sup>注1)</sup>     | 出典/備考                           |
|-------------|---|---------------------------|---------------------------------|
| 東海第二        | 地震動<br>(個別プラントの地震ハザードを使用)               | $1.0 \times 10^{-5}$ / 炉年 | 設置許可申請[10]                      |
| 柏崎刈羽 (6号機)  |   | $1.3 \times 10^{-5}$ / 炉年 | 設置許可申請[11]                      |
| 川内 (1号機)    |   | $1.7 \times 10^{-6}$ / 炉年 | 安全性向上評価[12]                     |
| 高浜 (3号機)    |   | $1.1 \times 10^{-7}$ / 炉年 | 安全性向上評価[13]                     |
| 伊方 (3号機)    |   | $1.2 \times 10^{-6}$ / 炉年 | 安全性向上評価[14]                     |
| 仮想 PWR プラント | 断層変位(縦ずれ)<br>(プラントを特定しない断層変位ハザード[2]を使用) | $10^{-10}$ / 炉年程度         | 断層変位作用点の影響を概略で考慮 <sup>注2)</sup> |

注1) 本表に挙げた地震 PRA の結果はいずれも各プラント個別の設計情報と確率論的地震ハザードを用いて評価されたものであるのに対し、本評価での断層変位 PRA の結果はプラントを特定しない文献値や工学的判断に基づくものであるため、両者の炉心損傷頻度の絶対値を直接比較することは適当ではない。本表の目的は、各事象で得られる値の大小関係の規模感の比較であることに留意のこと。

注2) 簡易的な評価として、断層変位作用点に関連する不確かさ(断層変位発生位置のランダム性、設備に影響を及ぼす領域の面積、断層の影響範囲(幅)に関わる不確かさ)を考慮していないもの。

### 3.7.2 断層変位 PRA 手法の有効性について

PRA においては、評価を行って得られた CDF などの定量値が、確率論的ハザードや SSC の耐力のような入力情報・前提条件や、他事象の PRA (断層変位が対象の場合は、特に地震 PRA) の結果や評価者の経験に基づく工学的判断による予測に対して矛盾するものではなく、評価の目的とする情報が不足なく得られ、一連の評価に必要な労力が現実的なものであれば、その評価手法は有効なものであると考えることができる。すなわち、評価によって、入力や前提条件に矛盾し工学的判断による予測からかけ離れた結果が得られたり、求める情報が得られなかったりするのであれば手法に問題があるし、手法に問題がなくとも評価の実施に非現実的な労力(作業量・コスト)がかかるのであれば、その評価手法を用いる意

味がないといえる。

このような観点から本章で示した試評価について見ると、まず事前の予測として、国内の地震 PRA で得られる CDF の値が概ね  $10^{-6}$  から  $10^{-7}$ /年程度であることから、断層変位は地震の影響により出現する可能性が高いことも考えると、断層変位単独での CDF は大きくともこの値と同程度か下回る値であろうと考えることができた。さらに、今回の評価で炉心損傷直結と想定する建屋基礎版の損傷について、図 3.4.1-3 に示した解析例では入力変位量 30cm で基礎版の損傷が表れていること、また、重要な建屋間渡り配管の相対変位に対する耐力が小さく、10cm 程度の変位量で損傷する可能性があることから、それらの損傷確率が高くなる数十 cm~1m 程度の間の断層変位発生頻度が  $10^{-8}$ /年程度であること(図 3.3-1 参照)を合わせて考えると、CDF の値は概ねこの  $10^{-8}$ /年の周辺になり、断層変位の作用位置の影響を考慮するとそれからさらに 1~2 桁程度の低下は見込めるであろう、という予測をすることができた。これに対して、前項までで示した結果の定量値(縦ずれ断層で、断層変位作用位置の影響を考慮しない場合と考慮した場合でそれぞれ、 $3.9 \times 10^{-8}$ /年と  $10^{-10}$ /年程度)は概ね合致している。したがって、本研究で構築した手法による評価結果は、事前の情報等に基づいた予測から矛盾するものではないといえることができる。また、この評価により重要な事故シナリオ・事故シーケンスや炉心損傷に寄与の高い SSC についての情報を得ることもできている。これは、2 章で構築した断層変位 PRA 手法が一貫した PRA 手法としての構成が妥当なものであり、また、特に断層変位フラジリティ評価における SSC の損傷モード・損傷シナリオの特定や入力条件の設定方法を新たに整備したことで適切なフラジリティが算出できたことによるものである。

また、本試評価における評価作業自体に要した労力(作業量)は他事象の PRA を実施するのに要するものと同程度であった。これは、2.3.3 項において示した事故シナリオの同定・スクリーニングに関するプロセスや、2.3.5 項で示した SSC の損傷モード・損傷シナリオの考え方を適用することで、多数の不必要な評価(結果に感度のない評価)を行うことを避け、断層変位という事象の特徴を踏まえたうえで評価対象とする SSC や事故シナリオのスクリーニングができたことの効果が大きい。

以上のことから、本研究で構築し提案している断層変位 PRA 手法は上で述べた条件に合致しており、手法として有効なものであるといえることができる。また、3.7.4 項に後述する、断層変位 PRA の各評価要素における今後の課題を解決していくことで、得られる情報の精度や評価の効率が向上し、手法としてさらに有効なものとすることもいえる。

### 3.7.3 フラジリティの感度について

本試評価で行ったフラジリティ評価では、工学的判断によって設定した不確かさを用いている。このため、フラジリティがどのようなパラメータによって値が変動しうるかについてはあまり明らかになっておらず、今後の不確かさ定量化に向けた検討などにおいて着目すべき箇所が不明確という課題がある。そこで、代表機器のフラジリティ評価について、耐

力と応答の不確かさを变化させた感度解析を実施し、フラジリティに対して感度を持つパラメータについて検討した。

感度解析のベースケースとするフラジリティは以下のものである。

・対象機器：CCW 渡り配管

この機器における各不確かさ要因と定量値は表 3.7.3-1 に示す通りである。なお、この機器の評価においては、設計耐力は耐力中央値に相当するものと仮定して耐力係数を算出している。

表 3.7.3-1 ベースケースのフラジリティ

|           | 耐力係数 | 機器応答係数 | 建屋応答係数 | Am   | HCLPF |
|-----------|------|--------|--------|------|-------|
| 中央値       | 1.01 | 1.00   | 1.00   | 0.16 | 0.08  |
| $\beta_R$ | -    | -      | 0.10   | 0.10 |       |
| $\beta_U$ | 0.06 | 0.15   | 0.30   | 0.34 |       |

このフラジリティに対して、表 3.7.3-2 に示す感度解析ケースを考慮する。これは主に、耐力の中央値にかかわる想定と建屋応答の不確かさに関する想定をベースケースから変化させたものである。機器応答の不確かさについては、条件によって変動することは少ないと考え固定とした。これらの各条件に基づき作成したフラジリティ曲線（平均値フラジリティ曲線）を図 3.7.3-1 に示す。

表 3.7.3-2 感度解析ケース

| ケース | 内容  |
|-----|---|
| ①   | 耐力を 1.5 倍とし不確かさは変化しない。  |
| ②   | 設計耐力が 95% 下限値に相当すると想定。<br>耐力の不確かさ $\beta_R = \beta_U = 0.05$ とする。 |
| ③   | 設計耐力が 95% 下限値に相当すると想定。<br>耐力の不確かさ $\beta_R = \beta_U = 0.10$ とする。 |
| ④   | 設計耐力が 95% 下限値に相当すると想定。<br>耐力の不確かさ $\beta_R = \beta_U = 0.20$ とする。 |
| ⑤   | 建屋応答の偶然的不確かさ $\beta_R = 0.05$ とする。                                |
| ⑥   | 建屋応答の偶然的不確かさ $\beta_R = 0.20$ とする。                                |
| ⑦   | 建屋応答の偶然的不確かさ $\beta_R = 0.30$ とする。                                |
| ⑧   | 建屋応答の認識論的不確かさ $\beta_U = 0.05$ とする。                               |
| ⑨   | 建屋応答の認識論的不確かさ $\beta_U = 0.10$ とする。                               |
| ⑩   | 建屋応答の認識論的不確かさ $\beta_U = 0.20$ とする。                               |

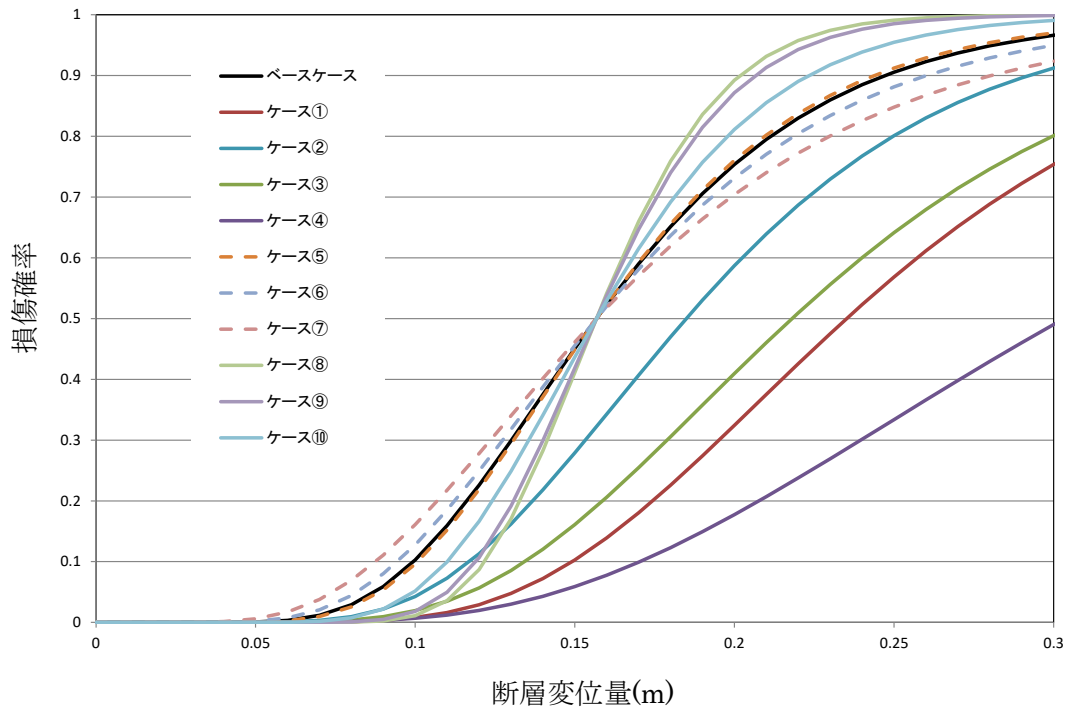


図 3.7.3-1 各感度解析ケースのフラジリティ曲線（平均値フラジリティ曲線）

図 3.7.3-1 に示す感度解析の結果から、以下のような結果が得られた。

まず、自明ではあるが、ケース①～④の結果から耐力の中央値に関わる想定がフラジリティに顕著に影響していることがわかる。すなわち、評価対象の限界耐力の想定によりフラジリティは大きく変化するので、評価時には十分留意して現実的な値を設定する必要がある。次に、応答の偶然的不確実さ  $\beta_R$  を変化させたケース⑤～⑦については、値の変化に対してフラジリティ曲線の形状はベースケースからあまり大きく変化していない。一方で、応答の認識論的不確実さ  $\beta_U$  を変化させたケース⑧～⑩の場合は、中央値の周囲でフラジリティ曲線の傾向がベースケースから大きく変化している。各機器の中央値周辺の損傷確率の傾向が炉心損傷頻度などの評価において意味を持つので、フラジリティ評価においては、応答の認識論的不確実さ  $\beta_U$  を適切に設定することが特に重要であるといえる。

### 3.7.4 実機適用に向けた課題

本評価は手法の適用性を示すために CDF 算出までの一連の評価を実施したが、実機プラントへの適用を考えた場合には、評価への感度の観点からも、より踏み込んだ検討が必要となる要素がある。以下にその内容を今後さらなる研究が必要な課題として述べる。これらの課題について解決するための方法が確立し、断層変位 PRA に実装されれば、評価結果の説明性を向上させることができるとともに、過度な保守性が排除されることでより現実的な評価結果を得ることが期待できる。

#### 3.7.4.1 ハザードの上下限值について

本評価では、CDF の定量化で考慮する断層変位ハザードの下限値を 0.01m、上限値を 5m とした。あまりに小さい断層変位まで評価対象とすると、起因事象が発生しない領域まで評価に取り込むこととなり、内的事象 PRA での評価とダブルカウントすることになる。また、必要以上に大きい断層変位を評価すると、条件付き炉心損傷確率が 1 になり必ず炉心損傷に至るといふ断層変位量よりも大きい領域を評価することになり、評価上有用な情報を得ることはできず、評価コストの浪費につながる。

このような事態を避けるためには、考慮すべきハザードの上下限值について必要十分となる設定をする必要があるが、このためには実機プラントでの評価実例を蓄積し、断層変位 PRA として着目すべき変位量の範囲に関する一般的な知見を得る必要がある。

#### 3.7.4.2 事故シナリオで想定する断層の位置について

本評価では、仮想プラントにおいて 3 か所の断層位置を想定した。このために、損傷する SSC の特定から、事故シナリオ・起因事象の同定を比較的容易とすることができている。しかし、実際のプラントでは断層変位が出現する位置を事前に特定することは難しく、したがって事故シナリオの同定も本評価で実施したものよりも複雑な検討が必要になると思われる。事故シナリオの同定の作業を合理的に行うためには、プラントの機器・建屋の配置状況を十分確認し、断層変位の発生時に同様な影響が起こる領域を検討の上、断層位置の想定を行うような対応が必要になると考えられる。

#### 3.7.4.3 フラジリティ評価

フラジリティ評価は断層変位 PRA において非常に感度の大きい要素であるが、各種の知見が十分でないことから、本試評価では簡略的な扱いをしている。

##### (1) SSC の損傷について

本評価で実施したフラジリティ評価では、2.3.5.3 項で分析した機器の損傷モードに基づいて応答評価を行い、フラジリティを定量化した。

この中で、静的機器であれば、傾斜によって部材に発生する応力とそれに対応する耐力値を用いて合理的に評価することができる。一方で、動的機器については、代表とする横型ポンプの潤滑油供給性能に着目して現実的耐力を与えているため、より現実的な評価のためには評価対象とする個別の機器について傾斜に対する機能維持性能を把握する必要がある。これには実機による試験を行うことでデータを収集することが最も確実であるが、必要なコストも大きいため、実プラント評価を通じてその対象や必要性について検討する必要がある。

また、配管・ダクト・ケーブルトレイのような長尺の構造物についても特段の検討が必要になるといえる。配管・ダクト・ケーブルトレイが同一フロア内を走っている場合には、相

対変位による影響は発生しないか非常に軽微であると考えられ、建屋間を渡るもの場合は各サポート点に強制変位を与えた解析を行うことで影響を評価することができる。ここで、建屋のフロア間を上下方向に貫いている場合の扱いについては別途検討が必要になる。配管・ダクト・ケーブルトレイの損傷クライテリアを考えると、上下方向貫通部の影響が有意になる可能性は高くないが、断層変位を受けた場合の建屋のふるまいも含めて、定量的な評価の要否を検討することが必要と考えられる。

建屋のフラジリティ評価について、本評価では既往の解析結果をもとにフラジリティを算出している。実プラントにおいてフラジリティを算出するためには、建屋ごとに応答解析を実施する必要があるが、これも断層変位の入力位置によって解析結果と建屋損傷による影響が変化するため、事故シナリオの検討と調整しつつ評価する建屋に応じて評価方針を定める必要がある。さらに、建屋の基礎版や壁面の損傷のクライテリアを明確にすることが必要であり、断層に沿った損傷ライン内での損傷の相関性の扱いや評価方法についても今後研究が必要である。

以上のように、現時点では、断層変位に対する設計基準がなく、(耐震設計に相当するような)耐断層変位設計というものも実施されていないため、本評価では既往の研究における解析事例を参照したり、独自の応答評価を実施することで対応した。しかし、自然外部事象の一つとしての断層変位への工学的対応が体系化されるには、まず設計基準が存在し、設備設計上の対応を明らかにすることが必要といえる。また、本来、PRAでは、設計基準に基づいたSSCの評価を参照することで、その入力に対して期待される性能や損傷時のシナリオについての検討に活用することができる。このためにも、今後断層変位に対する設計基準が整備されることが望まれるが、その設計基準では、発生頻度が低い断層変位による事象への備えとして、さらに、基準を超える事象まで含めて考えた場合に、どのような性能を備える必要があるのかという観点から、基準としての入力条件や許容条件を設定すべきであり、今後の研究によりその考え方を整備する必要がある。

## (2) 応答の不確かさについて

2.3.5.3(3)項では応答に関する不確かさ要因について詳細な分析を行ったが、本評価では簡単のために、建屋応答係数を集約したうえで工学的判断により不確かさの値を与える扱いとした。簡易的な評価としては、本評価で行ったような考え方で定量化することもあり得るが、実プラントにおいて説明性のあるフラジリティを得るためには、各応答係数について、定量化の対象とする不確かさ要因を取捨選択し、その具体的な評価を行ったうえで定量値として算出することが必要である。一方で、応答係数の項でも述べたとおり、現状では不確かさの定量化につながるような断層変位応答に関する知見が乏しいため、工学的判断の集約によって不確かさの定量化を行わざるを得ない。この工学的判断には当然十分な説明性が必要になるため、2.3.5.5項で提案した方法が活用できる。



### (3) 断層変位の出現位置の不確かさについて

本評価では、断層変位が評価対象とする SSC の直下に作用するという前提で応答を評価してフラジリティの入力としている。これは、断層変位が出現する確率などを無視した、非常に保守的な想定であり、炉心損傷頻度の定量値に与える影響は非常に大きいものと考えられる。特に、建屋間渡り配管や海水管のような長尺の設備は、損傷時の炉心損傷頻度に対する寄与が大きいうえに、そもそも強制変位に対する耐力は大きくなく、断層変位が作用する前提でのフラジリティは厳しくなる傾向がある。したがって、実プラントの評価においては、断層変位の作用位置に応じた事故シナリオと関連する SSC を詳細に検討するとともに、断層変位の作用位置に関する不確かさを評価に導入することは必須であり、2.3.6 項及び 3.7.1 項に示した方法の具体化について引き続き検討する必要がある。

## 3.8 まとめ

本章で示したように、一部に簡略化した部分はあるが、2 章で提案した一連の断層変位 PRA 評価手法を用いて、仮想プラントの炉心損傷頻度を定量化することに成功した。このことによって、本研究で構築した評価手法に適用性があることを示すことができた。今後実プラントの評価を実施する際には、各プラントの実情を踏まえて調整が必要な部分が出ることはあると思われるが、基礎となる評価手法として活用することは十分に可能である。また、CDF の算出までを体系化して実施したことは世界初ともいえる試みであり、断層変位 PRA の魁として、その全体像を示すことができた意義は大きい。

また、3.5.3 項での結果から、断層変位の場合では、地震動 PRA において損傷時にリスクへの寄与が大きい（重要度が高い）設備による影響がほとんどない一方で、建屋間渡り配管・ケーブルトレイや海水管のような地震 PRA などではあまり重要度が低い設備がリスクに対して大きな寄与を持つことが示された。すなわち、断層変位 PRA を実施することで、地震動のみを対象とした評価では見落とされるリスク要因を明らかにすることが可能になったということができ、この意味でも断層変位 PRA が整備された意義は大きいといえる。

また、今回の試評価は実在のどのプラントとも関係がない仮想プラントを対象としたが、この評価を通じて実機プラントへの適用に向けた課題を検討することができ、今後更なる研究が必要なものとして、以下の事項を抽出した。

- ・ ハザードの上下限值の設定
  - 断層変位 PRA として着目すべき変位量の範囲に関する一般的な知見が必要
- ・ 事故シナリオで想定する断層の位置
  - 事故シナリオの同定において想定する断層の位置や数を SSC の配置状況を踏まえて一般的に決定する方法が必要
- ・ SSC の損傷
  - SSC の損傷クライテリアや限界耐力の把握、損傷の相関性に関する取扱いなどについて研究が必要

- 断層変位に対する設計基準の整備に向けて、断層変位という事象の特徴を踏まえた設計基準としての条件設定の考え方について研究が必要
- ・ 応答の不確かさ  
    応答に関する不確かさ要因の選択と定量化方法について研究が必要
- ・ 断層変位の出現位置の不確かさ  
    ある評価対象に断層変位が作用する確率の評価について、断層の影響範囲や機器が影響を受ける面積の設定など、確率を算出するために必要な各要因の定量化について研究が必要

## 第4章

# 断層変位 PRA に基づくリスク情報の の活用方法の提案



#### 4. 断層変位 PRA に基づくリスク情報の活用方法の提案

3 章までの検討で、手法の有効性の検討を含む断層変位 PRA の手法が構築できた。手法が構築された次の段階として、本章では、断層変位 PRA から得られる結果のリスク情報としての活用について考察し、施設の運用に向けた新たな方法として提案する。

リスク評価は原子力施設のリスクを定量化し、社会が受容できる水準と照らして、その施設を利用するかどうかの意思決定を行うことが主要な目的である[1]。また、リスクを定量化することによって、その過程で得られた情報も活用して、リスクを低減するために当該の施設に必要な改善箇所とその内容を特定するとともに客観的・定量的な優先順位を示すことができ、目標とするリスクの状態に応じて有限であるリソース（人的・経済的）をどこに投入するかを意思決定に用いることもできる。このようなリスク情報を活用した原子力施設の運用に関わる意思決定に関して、断層変位 PRA から提供できる情報について示す。

断層変位 PRA によって定量化される炉心損傷頻度（CDF）や放射性物質放出頻度の絶対値自体は、現実的に発生しうる断層変位量や関連する SSC（Structures, Systems, and Components: 建屋構築物、系統設備、機器類の総称）の耐力を考えると、地震動の場合などと比べて小さいものになることは明らかである。一方で、現在の我が国の規制では、原子力施設の重要構築物の直下で断層変位が発生する可能性が否定できない場合は、その性質に関係なく施設の運転が認められないことになっている[2]。また、IAEA SSG-9 改訂版では、工学的に安全性が確認されない限り、半径 5km 以内に”capable fault”がある場合には原子力施設を立地すべきではない、との記載が導入される見込みである[3]。これらのような規定は、我が国における原子力施設の立地にとって、極めて重大な制限を与えるものであり、事業者にとっての多大な負担につながるものといえる。これらの要求に対して、断層変位 PRA を行うことによって得られる情報を活用することで現実的な解を与えることができる。すなわち、施設に対して現実的なリスクとなる断層変位量を示すことで、他のハザードによるリスクも含めた規制側・事業者側双方の意思決定とその優先順位付けに活用することができる。

##### 4.1 既設プラントの場合

既設プラントの場合は、継続的な安全性向上が基本的な命題となっている。たびたび高度化される規制要求に対して、決定論的な評価に基づく設備対策を打ち続ければプラントの安全性そのものは向上できるが、プラントの維持や運用にかかるコストが増大し続け、経済的な成立性が脅かされることになる。また、このような対策の打ち方には保守的な方向のバイアスがかかりやすく、一層のコスト増を招く傾向がある。このような安全性向上に関わる意思決定に対してリスク評価によって得られる情報を活用することで、合理的な設備対応の選択とリソースの投入を行うことができるようになる。当然、リスク評価を行う上でも相当のコスト（建屋の応答解析などには特に大きなコストがかかる）が必要であるから（4.4

節参照)、リスク評価による場合と、あえてリスク評価によらない場合の得失も念頭に置くべきである。

プラントの安全性向上とその対策についてリスク評価により得られる情報を活用するに当たっては、まず現状リスクの現実的な認識、すなわち、リスクの定量化とその寄与要因の抽出を行う必要がある。前述の通り、断層変位 PRA の結果として得られる CDF などの絶対値は比較的小さいものといえるが、実プラントに対して断層変位に関するリスクの定量評価が行われた実績はないため、実際にそのリスクがプラントのリスク全体に対してどの程度を占めるのかは明らかではない。一方で、近年、敷地内に存在する断層の扱いについて強く注目されていることから、断層変位によるリスクをスクリーンアウトするにしても十分な説明が必要である。このためにも、断層変位 PRA によって断層変位のリスクを具体的に把握することが必須になると考えられる。また、このような評価については、規制当局や一般社会に向けた対外的な説明が求められるので、十分に説明性を確保した評価手法が整備されている必要があり、断層変位については、本研究で検討した手法を活用することができる。

断層変位として把握すべきリスク情報として、具体的には、3.5 節で示したような CDF や放射性物質放出頻度などの定量値がまず挙げられる。これらの値が絶対値として極めて小さい（例えば  $1 \times 10^{-10}$ /年を下回るような）値であれば、リスクとしてスクリーンアウトすることに一定の説明性があると考えられる。一方で、絶対値がある程度小さくても、地震や津波など他の事象と比べて相対的に同程度になるような場合には、安全性向上の観点からプラントのリスク要因として無視すべきではない。

次に、表 3.5.3-4~7 で示したような CDF などの結果に対する寄与の大きい事故シーケンスや SSC の情報がある。断層変位によるリスクの低減を考える場合には、リスクへの寄与度の大きい順に効果とコストの観点を考慮して設備対応等を検討することになる。すなわち、寄与度の大きいものに設備対応を行おうとしても必要なコスト・リソースがプラントの存続にかかわるような過大なものであれば意味がないので、寄与度が低い現実的なコストの対策を組み合わせることでトータルでの効果を見込む、という対応もとりうる。また、仮に CDF などの絶対値が良好な場合でも、特定の SSC の寄与度が突出しているような状態であれば、リスク上好ましいとはいえない。確率論的ハザードは、不確かさが大きいこと、また、新たな知見によって大きく変化するものであり将来的にハザードが厳しくなる側に振れた場合には大きなリスク要因となることを考えると、何らかの工学的な対策の準備はしておくべきである。

以上に示したような、リスク情報に基づく対策の意思決定の考え方をフロー図として構成したものを図 4.1-1 に示す。

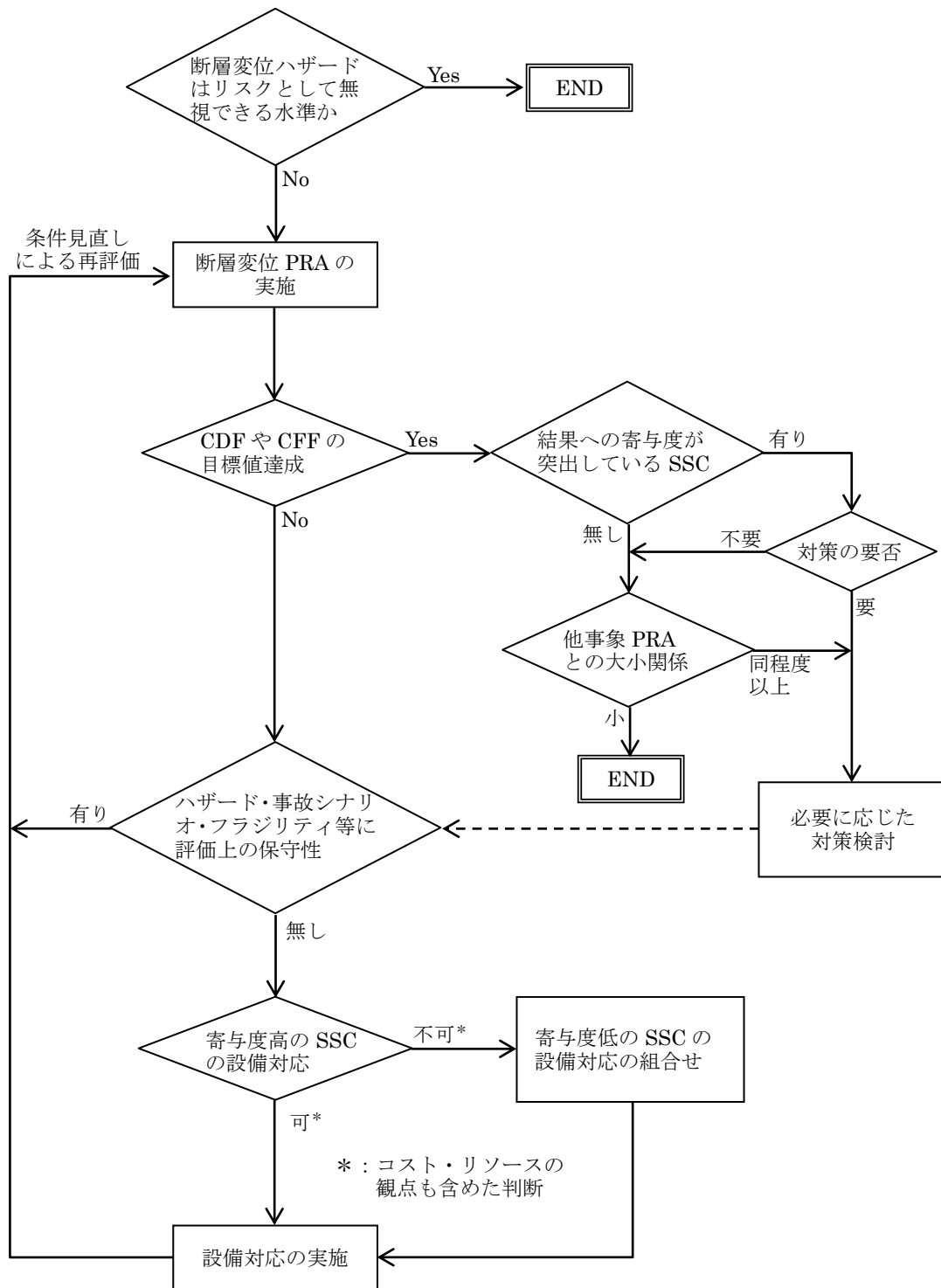


図 4.1-1 断層変位 PRA に基づく設備対応の意思決定に関するフロー

実プラントにおいて寄与度が大きくなることが予想される SSC としては、3.5 節及び 3.6 節で述べたように屋外の長い距離を走ることになる海水系の配管、建屋間の相対変位を受ける建屋間渡り配管、建屋・構築物の本体（基礎版・外壁の地下部分）が挙げられる。これらは地震 PRA では重要度が高くなることがあまりないものであり、地震 PRA だけでは得られないリスク要因を断層変位 PRA によって明らかにすることができるといえる。また、ここで挙げたような設備に対しては、ある程度現実的な範囲で対策を考えることができる。例えば、配管に対して考えられる対策工としては、支持構造物（サポート）の補強や追設などが考えられるが、サポートの定着部（コンクリート部分）がクリティカルとなる場合にはこのような対策の効果は限定的である。このため、断層変位に主眼を置いた対策としては、損傷が想定される部位の配管本体にスリーブのような構造を施工して肉厚を増加させることで本体の剛性や断面係数の向上を図ることが考えられる。但し、この場合は配管の重量が増加することで地震動に対して厳しくなることがあるため、その効果を慎重に検討する必要がある。また、強制変位を受ける配管の渡り部分を変位を吸収できるフレキシブルな構造に置換することも一つの考え方である。建屋・土木構築物については、断層変位を受ける基礎版や側壁の面外せん断破壊に対する対策工としては構造的な補強が現実的であり、せん断補強筋による補強又は断層変位を受ける基礎版・側壁表面に鋼板を取り付けることなどが考えられる。参考文献[4]において、実際に柏崎刈羽原子力発電所で導入された地盤変位に対する設備の設計対応例が示されているので、以下に対策工の実例として引用して示す（図番号は本論文に合わせて修正）。

変位の発生防止対策としては、変圧器ダクトや主排気筒ダクトのように基礎部の一体化等が、設備保全上有効であり、柏崎刈羽原子力発電所では中越沖地震後に対策を講じている。変圧器ダクトに関する例を図 4.1-2 に示す。

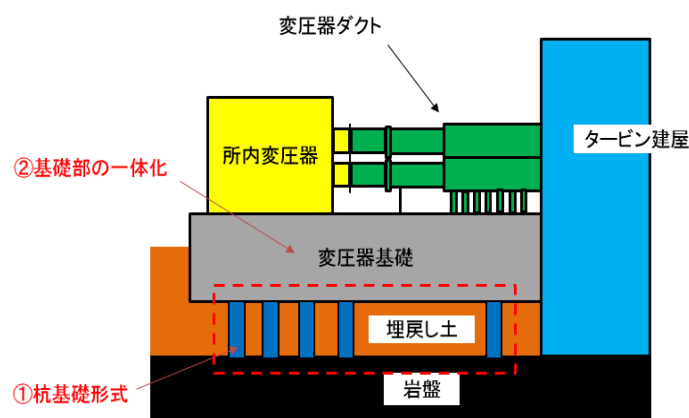


図 4.1-2 基礎部の一体化イメージ（変圧器ダクトに関する対策例） [4]



変位の影響緩和対策としては、構造上、一定程度、設置面の変位発生を許容可能である屋外消火系配管を対象として、地中に埋設した配管を地上化するとともに、固定箇所数の最少化や配管長手方向の自由度を確保するような固定法（固定間（5m程度）当たり1mの変位を生じても機能に影響はないと評価）の採用（図4.1-3）、タンク配管のフレキシブルジョイント方式のように、設置面の変位を吸収可能とする接続方式の採用（図4.1-4）や、設置場所の変位に対して電路確保の耐性が高い合成樹脂製多孔管（50cmまでの不同沈下量に対してケーブルの機能維持を確認）による屋外ケーブルの敷設（図4.1-5）といった対策が講じられている。

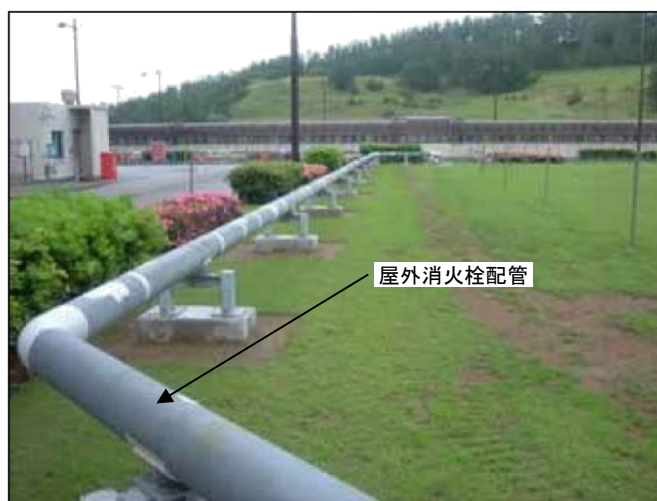


図 4.1-3 屋外消火栓配管の地上化[4]



図 4.1-4 消火用配管のフレキシブルジョイント方式[4]

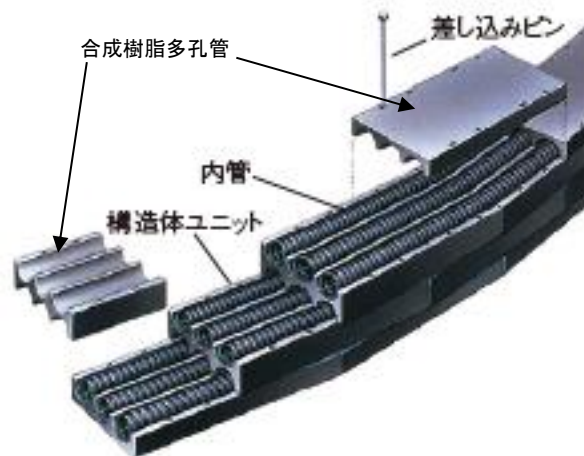


図 4.1-5 合成樹脂製多孔管を用いたケーブル敷設[4]

また、地震動など他のハザードも含めたリスク評価上、屋外の AM 設備や SA 対策設備に期待するシーケンスが重要になる場合には、周辺斜面の崩壊や構内外のアクセス通路の健全性を確保する必要がある。斜面崩壊や道路の損傷は、直接的に脆弱性評価などの対象となることは少ないが、屋外設備の使用可能性に大きな影響も持つことから、代替通路の整備や復旧用資機材の配置が必要であり、その設置要否や優先順位などの意思決定において、リスク評価で期待される SSC の重要度などを判断材料として活用することができる。

なお、上記のような対策を検討する前提として、断層変位 PRA の各要素（特に結果に直結する確率論的ハザード評価や脆弱性評価）において過度な保守性が含まれていないかを確認することが極めて重要である。保守的な想定よって得られたリスク情報に基づいて対策工を実施することは不要な工事を実施する事態につながるため、プラントリスクの改善が必要な場合には、まずリスク情報の根拠となった確率論的ハザード・脆弱性・事故シナリオの観点からの検討を行うことが適当といえる。

## 4.2 新設プラントの場合

新設プラントの場合には、その建設に至るまでの各段階における設計活動での意思決定に断層変位 PRA により得られるリスク情報を活用することができる。

サイト立地選定の段階では、主に確率論的断層変位ハザードの観点からの検討になるが、断層変位によるリスクが対処困難なレベルで大きくなることを見込まれる場所であれば、その情報を根拠として立地を避けるべきである。一方で、断層変位による影響がプラント設計上の特段の配慮で対応できるようなレベルであれば、それを分析し設計上の留意事項として指摘したうえで、立地場所として選定できると考えられる。

サイトの立地が決まった後には建屋・機器の配置設計を行うことになるが、その案につい

てリスク評価上問題ないかどうかを検討し、問題になる箇所については修正を求めるようなイタレーションを行うことが設計上の活動として望ましい。この時には、3.7.4 項で課題として挙げた、断層の想定位置と SSC の配置による事故シナリオの検討が特に重要になる。特に、リスク上の寄与が大きくなることが予想される屋外土木構築物（海水管トレンチのルート）や SA 対策設備の配置、また構内アクセス道路の配置を検討する際の情報として非常に有用と考えられる。

基本的には、配置上の配慮によってプラントとして断層変位の影響を受けにくいようにすること（例えば、複数系列（トレン）の設備を分散配置するなど）が望ましいが、それが困難か不十分になる場合には、SSC の構造設計上の考慮で対処することになる。2.3.5.1 項で述べたように、現状の設計体系では断層変位による影響は考慮されていないため、新たに考慮すべき荷重として構造設計に取り入れるような検討をしなければならない。具体的な設計上の配慮としては、既設プラントの節で述べたような、剛性を向上させたり、変位に追従できるフレキシビリティを備えるなどの観点での対応が考えられるが、コストとの兼ね合いによりどのような方針をとるかを適切に判断する必要がある。

#### 4.3 原子力施設以外への活用

前節までは、原子力施設での断層変位 PRA の活用について考察してきたが、リスク情報活用の利点を他の産業分野にも広げるという主旨で、原子力以外の施設での活用について示す。

本研究で構築した断層変位 PRA の一連の手法は、原子力施設を念頭に置いたものではあるが、手法の概念自体は普遍的なものであり、表 4.3-1 に示すような課題はあるものの、原子力以外の産業施設を対象としても評価を行うことは可能である。但し、評価しようとする施設に対して、特に原子力プラントの炉心損傷に該当するような終局状態の設定とそこに至る事故シナリオの同定や、応答の不確実さ要因については十分な検討が必要である。

また、評価対象として考えた場合、様々な産業施設のなかでも、損傷を受けた場合には施設の稼働を停止させ、その後の修繕を行えば事足りるようなもの場合には PRA によるリスク情報活用を考慮する意義はあまり大きくない。一方で、施設が損傷を受けた場合の社会的影響が大きい場合や、財産保護が事業の継続に対して大きな影響を持つような場合には PRA によるリスク情報活用が意味を持つといえる。

この観点を踏まえると、断層変位 PRA を活用できる施設として、電力・通信網や交通機関などの社会基盤施設が考えられる。特に、断層変位による影響を強く受けることが予想されるものとして、高速鉄道や地下鉄のような鉄道施設を挙げることができる。鉄道は線路や送電線などの変位に対して脆弱な設備のうちの一部が損傷しても全体の運行に大きな影響を与えることから、リスク評価を活用した事前の対策検討の効果が高いと考えられる。鉄道施設において断層変位に対する対応策については知られており、実際に適用されている施設（山陽新幹線新神戸駅の構造対応など）もあるが、リスクの観点での評価については課題

となっており、本研究で検討した手法を活用することが可能と考えられる。その他の一般産業施設の場合の例としては、火力発電施設では運転継続・供用性に関する意思決定、化学プラントや産業廃棄物処理プラントでは周辺への有害物質放出の頻度の評価、などに断層変位 PRA によって得られる情報を活用することができる。

また、核燃料の加工施設及び再処理施設（以下、核燃料施設という）を対象とすることも考えられる。これらの核燃料施設は、本質的な構造や機能などは（原子力施設というよりも）化学プラントに近いものであるが、事故が発生した場合の影響は原子力施設と同様のものがあるといえ、PRA によって得られるリスク情報の活用が施設の運用において大きな意味を持つ。また、核燃料施設についても軽水炉と同様に安全性向上評価を実施する必要がある、そのなかでリスク評価としての PRA と安全裕度評価（ストレステスト）を実施することが規制当局より求められている[5]。核燃料施設の地震動に対するリスク評価については原子力学会より実施基準[6]が発行されているが、断層変位については原子力施設と同様に手法が整備されていない状況であるので、本研究で示した断層変位 PRA 手法を活用することで規制要求への対応が可能になると考えられる。

表 4.3-1 断層変位 PRA の原子力施設以外への適用

| 断層変位 PRA の要素<br>(大分類) | 原子力施設以外への適用   | 課題  |
|-----------------------|---|---|
| ハザード評価                | 原子力施設の場合と同様の方法で確率論的ハザードを作成                                    | 原子力施設ほど詳細な地質調査などが行われていない可能性があり、その場合は必要な情報収集が難しい     |
| 事故シナリオ・起回事象の同定        | 断層変位の想定位置と施設の構成・設計情報、また、想定する終局状態を考慮して事故シナリオ・起回事象を設定する         | 終局状態として何を設定するかの検討が必要                                |
| フラジリティ評価              | 原子力施設の場合と同様に、耐力・応答データをもとにフラジリティを評価                            | 現実的耐力・現実的応答に関するデータ収集が必要。また、それぞれの不確実さ要因と定量化に向けた検討が必要 |
| 事故シーケンス評価             | 同定した事故シナリオ・起回事象を元にシステムモデルを構築し、ハザードとフラジリティを入力として終局状態に至る頻度を算出する | 評価しようとする施設に応じたシステムモデルの構築方法を整備する必要がある                |

#### 4.4 断層変位 PRA の運用に関わる課題

前節まででは、リスク情報の活用という観点から断層変位 PRA を実施することによって得られる効果や利点について示したが、実在の原子力施設等で断層変位 PRA を実務として運用していくには、いくつかの考え方・方針とそれに伴う課題がある。そこで、本節では、本研究で検討した断層変位 PRA 手法を実際の施設で適用していく場合に取りうる方針とその課題、さらに研究が必要な事項について示す。また、実際の運用上重要な要素である、実施に必要なコストについても述べる。

断層変位 PRA を実施する場合の目的や詳細さによって、必要な情報や現れる課題は異なってくる。例えば、原子力プラントで断層変位 PRA を実施しようとする目的が、他のハザードとのリスクの大小関係を把握するために炉心損傷頻度の規模感を把握する、ということであるような場合は、あまりに詳細な評価を行うことは効率的ではなくある程度簡略化した評価で対応可能である。一方で、断層変位 PRA によって SSC の重要度を算定し、改造工事の効果の把握と優先順位付けを行う、というようなことが目的であれば、定量値として十分に詳細な評価を行う必要がある。そこで以下では、詳細さに関する評価方針について着目してケースに分け、その内容と実施上の課題などを整理した。

##### 4.4.1 詳細評価

詳細評価とは、断層変位 PRA の各要素について、2章に示した方法と評価対象とする個別の施設の情報をを用いて評価を行うものであり、それに伴って必要な調査、解析を行うものである。前節までで示したようなプラント運用や設備対応に関する意思決定に必要な情報を得ようとする場合には、このような詳細評価によることが望ましい。一方で、断層変位に関する評価が実際の原子力プラントやその他の施設において適用された例は少なく、評価方法としても未だ発展途上な部分があることに留意が必要である。

##### 4.4.1.1 詳細評価の内容

本項では、2章で手法を示した断層変位 PRA の各要素について、原子力プラントで詳細な評価を行う際に検討が必要な事項、また、詳細評価として特に必要となる情報、実施に向けた課題や研究が必要な事項などについて述べる。

###### ① ハザード評価

- ・ 検討事項：評価方針（地震アプローチ・変位アプローチ）
- ・ 特に必要な情報：地盤・断層に関するパラメータの把握
- ・ 課題：2.3.4 項で示したように、変位アプローチによる断層変位ハザードの具体化は未だ研究途上であるが、地震アプローチによるハザード評価の手法は概ね構築されており、入力となる情報も必要な調査や工学的判断を適切に行うことで整備するこ

とが可能といえる。実際の評価に当たっては、地震ハザードの評価に関する活動と共通する部分について効率的に評価できるような手順が必要である。

## ② 事故シナリオ

- ・ 検討事項：断層想定位置と事故シナリオの関係をどの程度詳細に抽出するか
- ・ 特に必要な情報：SSCの配置や位置関係に関する詳細な情報
- ・ 課題：断層変位が発生する位置やずれ方の組み合わせは無数に考えられる。事故シーケンス評価に際し、断層変位発生位置に応じた事故シナリオをどの程度細かく分類し、事故シーケンス評価をすべきかの検討が必要。また、事故シナリオを抜けなく抽出するためには、サイト・プラントウォークダウンで実際に各設備が設置されている状況を把握したうえで検討することが重要である。

## ③ フラジリティ評価

- ・ 検討事項：評価方法の選択（係数法・応答解析による方法）
- ・ 特に必要な情報：事故シナリオに対応した評価対象SSCリスト  
評価対象の耐力・応答に関わる設計情報・実力値・不確かさ
- ・ 課題：2.3.3項で示した事故シナリオの分析や、2.3.6項で示した断層変位作用位置による影響の考慮と関連して、建屋・土木構築物が断層変位による損傷を受ける場合の影響範囲の考え方について整理する必要がある。すなわち、基礎版や側壁が損傷したと判定されたときに、建屋・土木構築物内にどのような影響があるのか、あるいは、全体の損傷（倒壊）と想定するのか、などを明確にする必要がある。また、建屋の損傷有無両方の場合について、建屋内の機器設置位置への応答の評価方法についても整備が必要である。

2.3.5.3項では様々な機器の損傷モードについて示したが、現実的な損傷限界を把握するために、特に動的・電氣的機器の損傷クライテリアについて検討が必要である。静的機器は耐震評価と同様に断層変位による応答を受けたときの損傷を評価することができる。また、ポンプのような動的機器の機能維持については、実機試験によって機能維持に関する評価を行うことが望ましいが、内部構成部品に対する構造的な検討から評価することが不可能ではない。一方で、電気盤や計装品のような電氣的設備については、このような構造的な観点から機能維持に関する評価を行うことは非常に困難であり、基本的には断層変位による傾斜などの影響を再現した試験によって現実的な耐力や損傷状態を確認する必要がある。原子力プラントで使用されている機器の実機について、このような試験が行われた例は一般に知られておらず、実際に試験を行う際には、試験計画からデータの整理まで新たに手順を検討する必要がある。

また、同じく2.3.5.3項で示した応答に関する不確かさの定量化については、工

学的判断によって定量化する必要があり、フラジリティ SSHAC (2.3.5.5 項参照) のプロセスの確立に向けた研究が必要である。

#### ④ 事故シーケンス評価

- ・ 検討事項：断層変位に特有の事象の取り込み
- ・ 特に必要な情報：変位に対する機器故障率や人的過誤率など特有の情報
- ・ 課題：断層変位は事象発生後も変位の状態が維持されるため、変位の継続により設備の中長期的な機能維持に対しても影響を及ぼしうる。事象発生後長期の安定冷却機能の維持に着目したリスク評価を実施する場合、変位の持続により設備の長期的な機能維持への影響がありうる事象について、長期安定冷却維持機能への影響分析と事故シーケンス評価での考慮が必要である。

断層変位により土木構造物や機器が損傷することにより中央制御室外での作業性や復旧作業の環境条件が悪化することも考えられる。断層変位時の人的過誤確率について、リスク評価の活用目的に応じ、断層変位による運転員操作への詳細な影響分析が必要である。具体的に考慮すべき事項の例としては以下のようなものが考えられる。

- ・ ドアの変形による建屋内のアクセス性悪化による影響の人的過誤への考慮
- ・ 断層変位による作業環境の悪化が運転員操作に与える影響を人的過誤確率にどのように反映するかを検討
- ・ 周辺道路における断層変位による、サイト内外のアクセス性の検討

#### 4.4.1.2 評価に必要なコスト

ここでは、詳細評価を行う際に必要となるコストについて検討する。

断層変位 PRA を実施するにあたって必要となるコストを定量的に示すことは困難であるが、原子力発電所の設置許可申請や安全性向上評価の届出で実施されることが多い地震 PRA を基準として考えると、コストの規模感として把握することができる。なお、ここでの検討については、断層変位 PRA に関連する研究に必要なコストや、評価に参画する人員の習熟に関するコストは除外して考えるものとする。

断層変位 PRA で実施する作業の構成としては、地震 PRA と似通っていることから、全体の評価にかかる基本的なコストとしては同程度になると考えることができる。一方で、3章の試評価で考慮したように、断層変位の影響を受けないとしてスクリーニングする機器を地震 PRA の場合よりも多く設定し事故シナリオも地震 PRA より限定することができれば、その分地震 PRA よりもコストは低減される可能性がある。一方で、フラジリティ評価における不確実さ定量化のためにフラジリティ SSHAC を実施すると、その一連のプロセスにかかるコストが発生する。また、フラジリティ評価方法として応答解析による方法の適用を選択した場合は、対象 SSC を詳細にモデル化したうえで複数ケースの応答解析を実施

する必要があることから、係数法（Zion 法）を一般に適用している地震フラジリティに対して、評価にかかるコストが大幅に増加することになる。また、係数法を使用する場合でも、地震動における耐震評価に相当する基準応答評価を断層変位フラジリティ評価用を実施する必要があり、これを断層変位 PRA のコストとして計上する場合には、耐震設計に必要なものと同等のコストが加算されることになる。事故シーケンス評価については、地震 PRA と同等と考えられるが、上述したような事故シナリオの限定ができれば、地震 PRA よりもやや低減したコストになると考えられる。

以上をまとめると、事故シナリオの設定によって変動するものの、断層変位 PRA として必要なコストは概ね地震 PRA と同程度と考えることができる。但し、フラジリティ評価に詳細法を使用する場合には、大幅にコストが増加する。また、フラジリティ SSHAC や基準応答評価のコストが別途必要である。

#### 4.4.2 概略評価

断層変位によるリスクの規模感（オーダー）を把握して他事象と比較したり、大まかなりスク要因の抽出を行うようなことが評価の目的である場合には、前項に示したような詳細な評価によって得られる情報は必ずしも必要ではなく、費用対効果の観点からも目的に応じて断層変位 PRA の一部又は全部を簡略化した概略評価を行うことが適当である。概略評価とは、PRA の各段階で用いる情報の整備に当たって、コスト・期間のかかる調査や解析の作業を省略するか他の方法で代替して行う方法といえる。

##### 4.4.2.1 概略評価の内容

本項では、概略評価として各評価の要素について取りうる対応の例を示す。なお、各評価要素の内容・詳細さについては、評価の目的に応じて組み合わせて用いることになる。

##### ① ハザード評価

評価対象プラントの固有の情報ではなく、既存の類似したプラントの情報を流用、文献値の使用、全国ハザードの使用などで、概略のハザードとする。

##### ② 事故シナリオ

- ・想定断層と SSC の位置関係を詳細に分析することはせず、断層発生位置を大まかに設定して包絡的な事故シナリオを作成する。あるいは、断層発生位置を工学的判断により決定して、評価する事故シナリオを限定する。
- ・サイト・プラントウォークダウンは実施せず、机上検討のみで情報収集を行う。

##### ③ フラジリティ評価

- ・機器を種類や設置場所でカテゴリ分類し、代表的なフラジリティを同一カテゴリに一律に与える。
- ・類似した他プラントのフラジリティを流用する



- ・不確実さの設定について、フラジリティ SSHAC を実施せず、評価実施者の工学的判断で設定した値（あるいは、レベル 1SSHAC を実施する）を用いる。

#### ④ 事故シーケンス評価

- ・事故シーケンスのモデル化において考慮するシステムの範囲を限定する。
- ・重要度解析や不確実さ解析を実施せず、炉心損傷頻度などの点推定のみを行う

以上のような方法で得られた結果は、当然ある程度の幅を持ったものになるといえる。特に結果への寄与を示す重要度は不明か大まかにしかわからないので、4.1 節に示したような意思決定に使うことには不適である。但し、他のハザードとの比較という観点でリスクの規模感を把握することができるので、前項の詳細評価の実施要否に関する意思決定として使うことができる（例えば、保守的に実施した概略評価の結果でリスクが無視できるレベルで小さいことが分かれば、それ以上の評価は実施しない、など）。

また、概略評価は、評価の時点で使用できる情報の範囲内で行う。したがって、評価に当たって現れる課題は特になくといえる。但し、評価の説明性や将来の詳細評価に向けた検討の材料として、全体の評価のうち概略とした情報が結果にどのような影響（感度）を持っているのかについては分析しておくべきである。

#### 4.4.2.2 評価に必要なコスト

ここでは、詳細評価の場合と同様に、設置許可申請や安全性向上評価の届出で実施されている地震 PRA を基準としてコストの検討を行う。また、同じく評価に参画する人員の習熟などに関するコストは除外して考える。

評価にかかるコストは当然概略にする部分が多いほど低減されることになる。安全性向上評価で実施されている地震 PRA はサイト個別の確率論的ハザードを整備し、事故シナリオを詳細に分析し、フラジリティ評価は個別の耐震設計を入力として数百以上の SSC について評価している。また、事故シーケンス評価では、詳細なシステムモデルで重要度・不確実さ解析まで行っている。これを踏まえて、断層変位 PRA の概略評価について考えると、地震 PRA での対応する部分のコストが低減されていくと考えることができる。したがって、概略とする項目の数やその程度にもよるが、全体として地震 PRA に対して半分以下若しくは数割程度低いコストで実施することができると思われる。

#### 4.4.3 ストレステスト

断層変位によるリスクプロファイルのみに着目した検討を行う場合には、確率論的ハザードを使用しなくても、フラジリティと事故シナリオを構築することで目的を達することができる。これはストレステストと呼ばれる評価を実施するものである。ストレステストは主に地震や津波を対象として各国で行われているものであり、日本の場合は原子力規制庁が発行している安全性向上評価運用ガイドに実施の内容が示されている[7]。

ストレステストでは、炉心損傷や格納容器機能喪失のような事象にいたる事故シナリオからイベントツリーを構築し、断層変位に対する耐力の観点からイベントツリーの各ヘディングを支配する SSC を抽出する。結果としてイベントツリーにおいて事象収束に至る成功パスのうち最低一つを成立させるのに必要な SSC の耐力がクリフエッジと呼ばれる。この時の SSC の耐力の指標としては、フラジリティ評価によって得られる HCLPF を使うことが一般的である。なお、この時に用いられる HCLPF の値は SSC の損傷有無を決定論的に判断する閾値として用いられることに留意が必要である（つまり、ストレステストでは、入力が HCLPF に至るまでは SSC は絶対に損傷せず、HCLPF に至った時点で必ず損傷する、という扱いになる）。

ストレステストでは、クリフエッジに至る断層変位量までは、何らかの SSC の損傷は発生するものの、炉心損傷などは防止でき、クリフエッジを超えると事象収束に必要な緩和系などがすべて損傷し事象進展を防止する手段がなくなって炉心損傷に至ると判断する。これは評価のプロセスでフラジリティを使用するものの、評価自体は決定論的なものであり、PRA のように頻度で結果を表現することはできないが、プラントにとって弱点となる SSC とその程度（断層変位に対してどのぐらい脆弱か）を抽出することができる。

ストレステストでは、事故シナリオの分析とフラジリティ評価には前述の詳細評価と同様の作業が必要であり、それに必要なコストも同程度になると考えられる。一方で、PRA の場合に必要であったハザード評価、システムモデル（フォールトツリー）の作成、事故シーケンス解析が不要になるので、その分のコストを抑えることができ、全体としては PRA よりも少ないコストで実施することができる。

#### 4.5 まとめ

断層変位 PRA について手法を構築したことにより炉心損傷頻度等の結果を得ることができるようになったが、それをリスク情報として活用するための方法を併せて整備する必要がある。本章では PRA によるリスク情報の活用について考察し、断層変位 PRA によってプラント運用にかかわる意思決定の観点で重要な情報を提供できることを明らかにするとともに、その方法を提案した。

既設プラントについては、継続的な安全性向上という観点から、実施すべき設備対策の内容・リソース投入などの合理的な選択・優先順位付けといった意思決定に活用することができることを示した。また、既設プラントへの適用が考えられる断層変位の対策工として、断層変位に対して脆弱と考えられる SSC に対する案と、柏崎刈羽原子力発電所の事例とを示した。新設プラントの場合は、基本的には確率論的断層変位ハザードの情報を活用して立地の段階で、断層変位によるリスクを最小とするよう配慮することができる。また、事故シナリオやフラジリティから得られる情報により、必要に応じて SSC や構内アクセス道路の配置、構造設計がリスクに与える影響を考慮しつつ、最適な設計を目指すようなイタレーションを行うこともできる。また、具体的な手法構築に課題はあるものの、原子力施設以外の一

般産業施設・社会基盤施設・核燃料施設についても断層変位 PRA は活用することができる。但し、PRA の実施には相応のコストが必要であることから、施設の損傷による社会的影響や事業継続への影響を考慮の上で適用を判断すべきである。

以上から、本研究で開発した断層変位 PRA は、対象にかかわらず断層変位によるリスクを説明し、社会的な合意を得るためのツールとして、また、規制当局・事業者双方の意思決定において現実的な解を与えるためのツールとして活用できるといえる。

ここではさらに、断層変位 PRA を実際の施設で運用していく場合の評価方針について、その目的に関連した評価の詳細さに応じて整理するとともに、評価上の課題と実施に必要なコストの規模感を示した。

断層変位 PRA を設備対応などの意思決定に用いる場合には詳細な評価を行うことが望ましいが、評価方法が未だ発展途上であることもあり、各評価要素についての種々の課題の解決に向けた今後の研究が必要である。一方で、断層変位 PRA の結果の使用目的によっては、評価の一部又は全部について簡略化した評価を検討することが適切と考えられる。また、断層変位によるリスクプロファイルの把握が主目的の場合は、確率論的ハザードを使用しないストレステストを行うこともできる。

断層変位 PRA の評価に必要なコストとしては、地震 PRA を基準として考えると、概ね同程度からやや低減したコストで実施が可能と考えられるが、耐震評価に相当する断層変位の基準応答評価やフラジリティ SSHAC の実施に必要なコストが上乗せされることに留意が必要である。

本章で提示した、以上のような情報は、事業者が実在プラントに向けた断層変位 PRA を実施する際の方針や目的を検討するうえで非常に有用なものといえる。



## 第5章

# 断層変位と地震動とを重畳した PRA に関する手法の提案



## 5. 断層変位と地震動とを重畳した PRA に関する手法の提案

前章までの検討において、断層変位単独の事象を対象として断層変位 PRA 手法を構築し、試評価によって手法が実際に機能することを示すとともに、断層変位 PRA で得られる情報の活用方法とそれに伴う課題について述べた。この一連の検討を行ったことで、実在プラントでの評価に向けて一定の見通しを得ることができた。

一方、断層変位は評価しようとしている地点において、断層の動きによって発生するものであるから地震動とともに到来するものといえる。したがって、そのリスクの定量的な大小は別儀として、将来的には断層変位に対する影響は地震動との重畳を想定した評価が求められると考えられることから、重畳の影響を考慮し断層変位 PRA を断層変位 - 地震動重畳 PRA として拡張する手法を整備する必要がある。

本章では断層変位 - 地震動重畳 PRA の手法構築に向けた評価の考え方と現時点で整備された手法を用いて地震動との重畳の影響に関する知見を得るための方法について提案するとともに、今後更なる研究が必要な課題について述べる。[1]

本章は、以下に示す文献において発表した内容に基づくものである。

- ・ R.Haraguchi, F.Tanaka, K.Ebisawa, T.Sakai, H.Tsutsumi, A.Yuyama, K.Sato, Y.Mihara, Y.Nikaido and S.Yoshida, “Development of Fault Displacement PRA Methodology and its Application to a Hypothetical NPP”, Nuclear Engineering and Design, Vol.361, 2020.(<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110433>) [1]

### 5.1 地震動との重畳評価について

断層変位-地震動重畳 PRA の具体的な手法開発は今後の課題であるが、本節では今後の手法検討に資するために PRA の各評価要素（ハザード評価・事故シナリオ評価・フラジリティ評価・事故シーケンス評価）のそれぞれについて、地震動との重畳を考慮する場合の考え方と研究が必要となる課題について示す。

#### 5.1.1 重畳ハザード評価

評価対象の地点における断層変位量の年超過確率と地震動の年超過確率は、一定の相関があると考えられる。一方で、評価対象地点における断層変位量は、地震動の大きさだけでなく、震源の主断層からの距離などがパラメータになり、これらに関連付けて一つの断層変位 - 地震動重畳ハザードとして定義するには非常に複雑な評価が必要になると考えられる。このような重畳ハザードの構築については今後の研究が待たれるが、ハザードを入力として使用する事故シーケンス評価への受け渡し（事故シーケンス評価側で重畳ハザードのデータをどのように処理するか）という観点からの検討も必要である。その意味では、断層変位量若しくは地震加速度の一方を固定した条件付きの重畳ハザードを複数ケース用意（例

例えば、“地震加速度 X gal のときの断層変位ハザード”を X を変化させて複数作成する)して評価に用いるという考え方も一つの方法といえる。

なお、重畳ハザードを検討するに当たっては、評価対象地点において副断層変位が発生する確率を適切に考慮することが重要となる。もし、この確率が十分小さければ、結果として得られる確率論的重畳ハザードも小さいものとなり、副断層による断層変位と地震動の重畳に関する評価はハザードの大きさの観点からスクリーンアウトする扱いとすることもできる。

#### 5.1.1.1 断層変位ハザード定義位置の検討

現在一般に用いられている地震動ハザードと断層変位ハザードとは、その定義位置がそれぞれ解放基盤表面と地表面であり、両者で異なっている。しかし、原子力発電所の建屋・構築物は基礎版底面が地下深くにあることを考えると、 fragility 評価の観点から断層変位ハザードが解放基盤表面で定義される方が合理的であり、重畳によるリスクを検討するためにもそれぞれのハザードの定義位置が整合している方が好都合である。そこで、地表面となっている断層変位ハザードの定義位置を地震動ハザードと同様の解放基盤表面へ変更するための補正について検討した。この補正の方法としては、ある断層が作用した場合の、解放基盤表面における断層変位量と地表面での断層変位量の比率を定義位置変更のための係数として扱うという考え方をとった (イメージ図を図 5.1.1-1 に示す)。すなわち、解放基盤表面から地表面までの岩盤や堆積層の地盤構造や物性、周辺地形の効果を考慮して、変位の地盤伝達特性について候補となるモデルを検討し、変位量の変化を解析で求めることで、上記の係数の算出に向けた検討を行ったものである。なお、この検討については研究を継続しているものであり、以下では現時点で得られている結果について示す。[2]

本項は、主に以下に示す文献において発表した内容に基づくものである。

- ・ A.Yuyama, H.Tsutsumi, K.Ebisawa, Y.Mihara, R.Haraguchi, "Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to an Assumed NPP(2) Control Point and its Relevant Uncertainties of PFDHA", SMiRT25, 2019.[2]

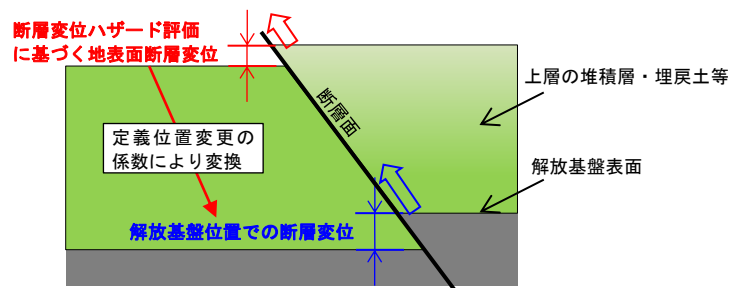


図 5.1.1-1 ハザード定義位置変更のイメージ



## (1) 検討条件

解放基盤表面と地表面での断層変位量の比率を求めるために、解放基盤表面にある断層変位が発生する起点（以下、コントロールポイントと呼ぶ）において、ある断層変位を入力した場合の変位の伝達と、その結果による地表面（基礎版下）での断層変位量を 2 次元非線形弾性 FEM 解析により検討する（図 5.1.1-2 参照）。なお、この解析は、建屋の影響等まで考慮した詳細な解析検討に向けた前段として、断層変位量の比率の規模感や大きな不確かさ要因を把握するための概略評価という位置付けである。

地盤構造・物性や周辺地形の効果に関する条件として以下に示すような解析パラメータを考慮した。

（検討パラメータ）

- 解析コード：Abaqus 3DEXPERIENCE R2017x HotFix 5
  - モデルサイズ：100m×200m 程度
  - 断層傾斜角：60°
  - 入力断層変位量（解放基盤表面位置）：2m
  - 地盤（岩盤）物性：弾性材料と仮定し下記の 2 通りのパラメータを設定する
    - ・  $V_s=200\text{m/s}$ 、ポアソン比=0.4
    - ・  $V_s=2000\text{m/s}$ 、ポアソン比=0.2
  - 地盤（岩盤）成層構造の影響：均質及び 2 層
  - 摩擦係数： $\mu=0.1\sim 2.0$  で 4 ケース程度
  - 拘束圧：2 ケース（側圧係数  $K_v=0.5$  及び 1.0）
  - 上載圧の有無：原子力発電所原子炉建屋（R/B）の重量程度を含む 2 ケース
- なお、上載圧の影響は一部の主要ケースのみ考慮するものとした。

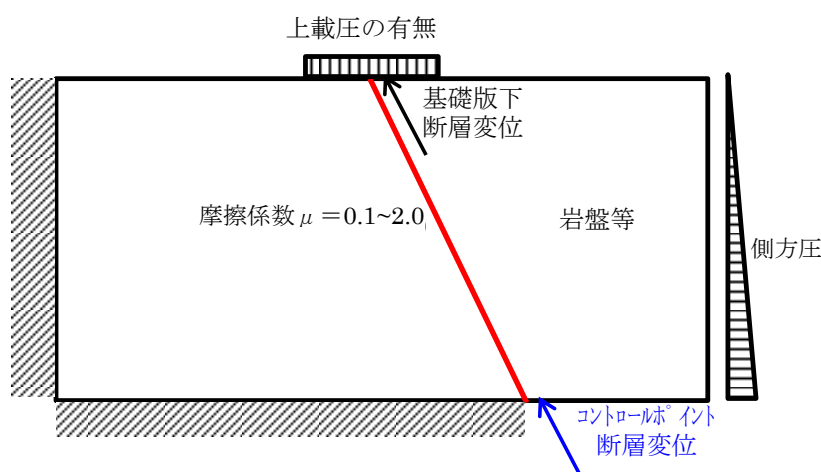


図 5.1.1-2 ハザード定義位置に関する検討概要

## (2) 解析モデル及び解析ケース

前項で述べた条件に従って作成した 2 次元 FEM 解析モデルを図 5.1.1-3 に示す。また、各検討パラメータを考慮した解析ケースを表 5.1.1-1 に示す。

非線形弾性解析は、ステップ 1：地盤初期応力解析（側圧载荷）ステップ、ステップ 2：断層境界面で発生した応力解除ステップ、及びステップ 3：断層境界面への強制変位非線形解析ステップの 3 ステップより実施する。それぞれのステップにおける断層境界面のモデル化としては、ステップ 1 では完全固着、ステップ 2 では完全フリー（ただし、断層境界面間での貫入はしないと仮定）、ステップ 3 ではジョイント要素（正確には断層境界面間に接触・剥離・有限滑りの条件を適用。すなわち、粘着力はゼロとし、断層境界面間の摩擦係数を内部摩擦角としたジョイント要素と対応する。）としている。また、断層上盤及び下盤の固定条件については、ステップ 1 及びステップ 2 では上盤・下盤ともに底部を固定とし、側方は水平方向に拘束圧（側方圧）を作用させ、鉛直方向は固定としている。ステップ 3 では下盤側方・底部は固定とし、上盤側方・底部は水平方向及び鉛直方向に所定の断層変位に対応する強制変位を与えている。

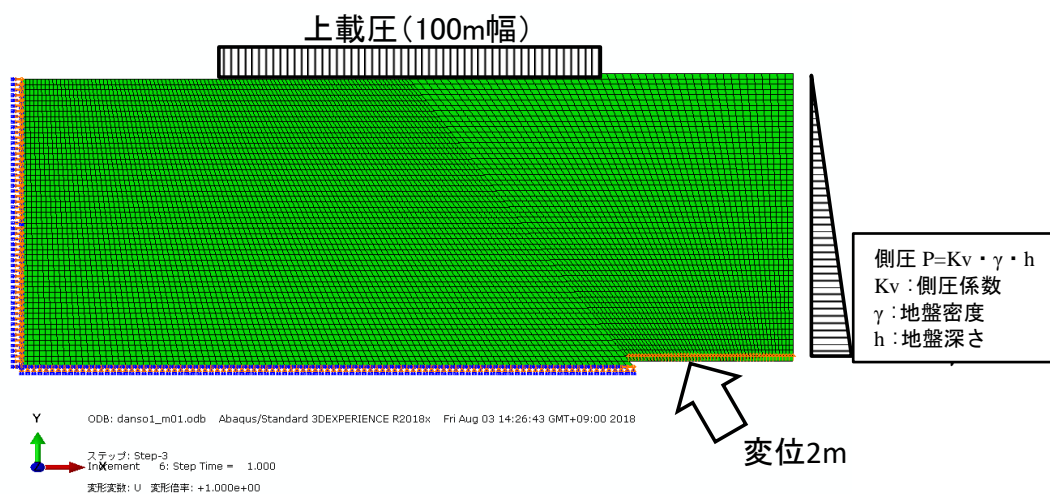


図 5.1.1-3 解析モデルの概要

表 5.1.1-1 解析ケース

| ケース   | Vs       |          | 上載圧 | Kv  | μ               |
|-------|----------|----------|-----|-----|-----------------|
|       | 上層       | 下層       |     |     |                 |
| ケース1a | 2,000m/s | 2,000m/s | なし  | 0.5 | 0.1,0.5,1.0,2.0 |
| ケース1b | 2,000m/s | 2,000m/s | なし  | 1.0 | 0.1,0.5,1.0,2.0 |
| ケース2a | 200m/s   | 200m/s   | なし  | 0.5 | 0.1,0.5,1.0,2.0 |
| ケース2b | 200m/s   | 200m/s   | なし  | 1.0 | 0.1,0.5,1.0,2.0 |
| ケース3a | 200m/s   | 2,000m/s | なし  | 0.5 | 0.1,0.5,1.0,2.0 |
| ケース3b | 200m/s   | 2,000m/s | なし  | 1.0 | 0.1,0.5,1.0,2.0 |
| ケース4* | 2,000m/s | 2,000m/s | あり  | 0.5 | 0.1,0.5,1.0     |

\*上載圧を考慮したケースに関しては、実機建屋基礎の支持地盤の状況を踏まえて、Vsは岩盤相当で、かつ、Kvとμは現実的なケースのみを想定する

(3) 解析結果

非線形弾性解析から得られた合成変位分布を図 5.1.1-4～図 5.1.1-10 に示す。なお、合成変位とは、変形 2 成分 (X 方向変位及び Y 方向変位) を二乗和平方根により合成したものである。

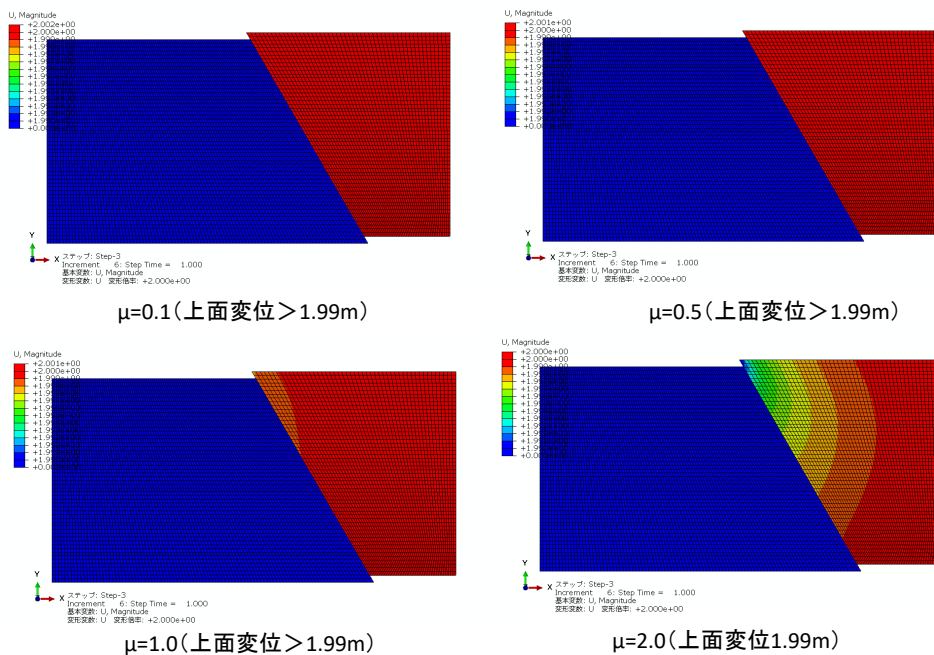


図 5.1.1-4 合成変位分布 ケース 1a (Vs2000/2000、Kv=0.5、上載圧なし)

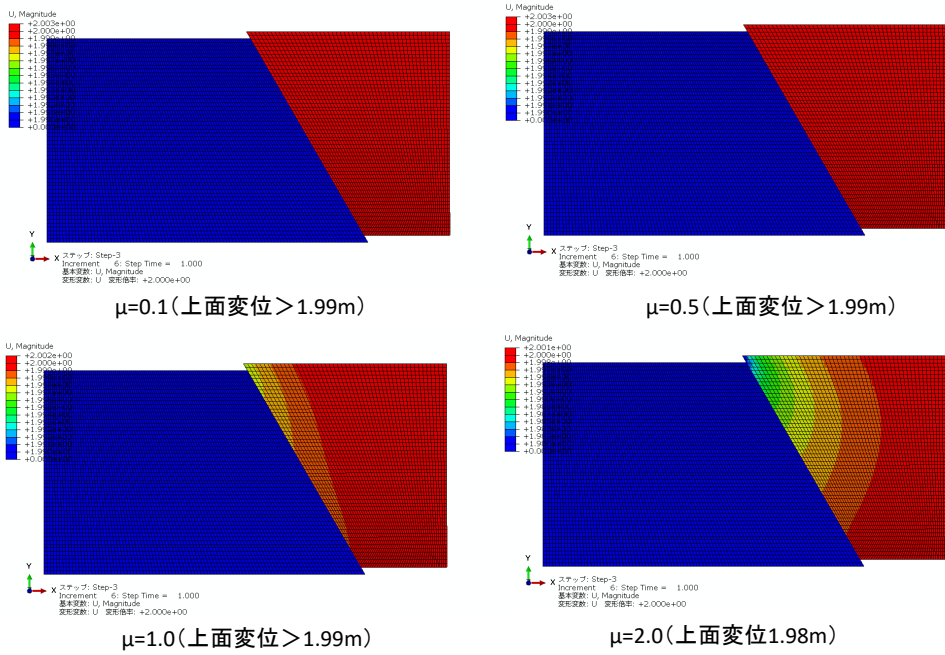


図 5.1.1-5 合成変位分布 ケース 1b ( $V_s2000/2000$ 、 $K_v=1.0$ 、上載圧なし)

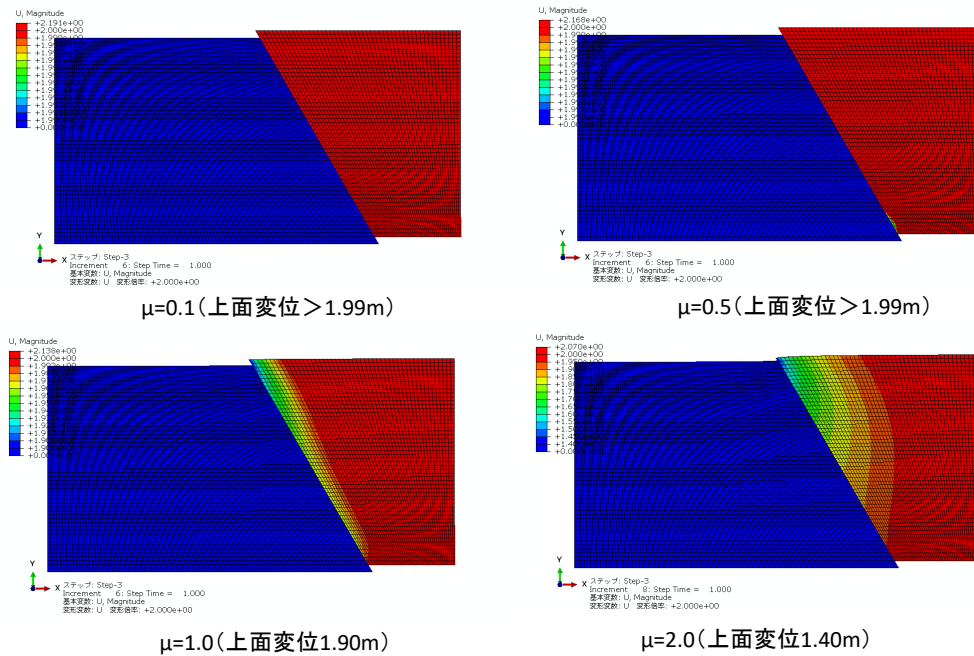


図 5.1.1-6 合成変位分布 ケース 2a ( $V_s200/200$ 、 $K_v=0.5$ 、上載圧なし)

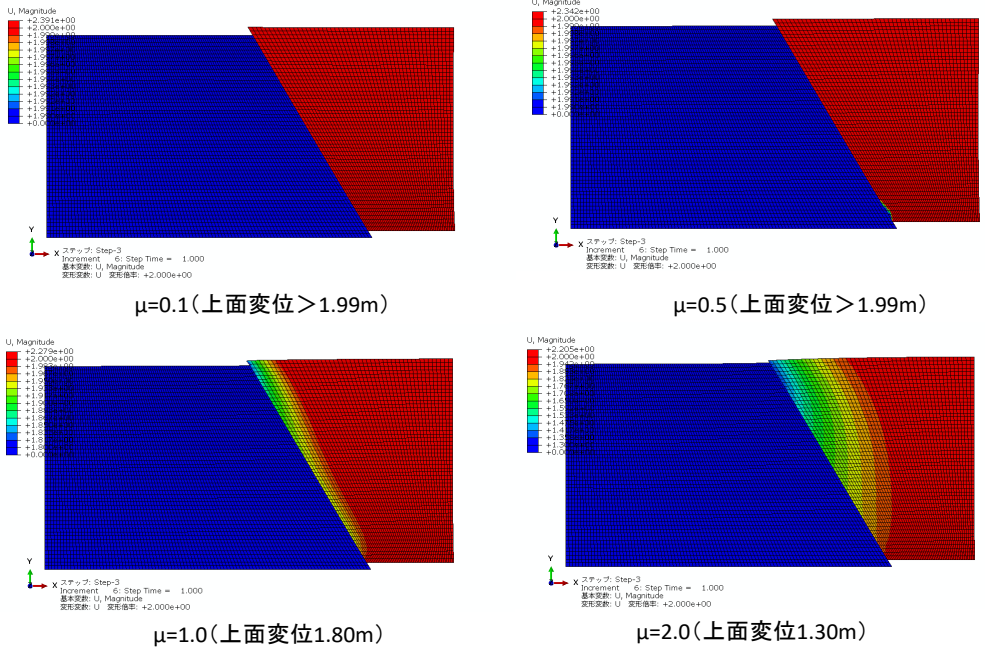


図 5.1.1-7 合成変位分布 ケース 2b (Vs200/200、Kv=1.0、上載圧なし)

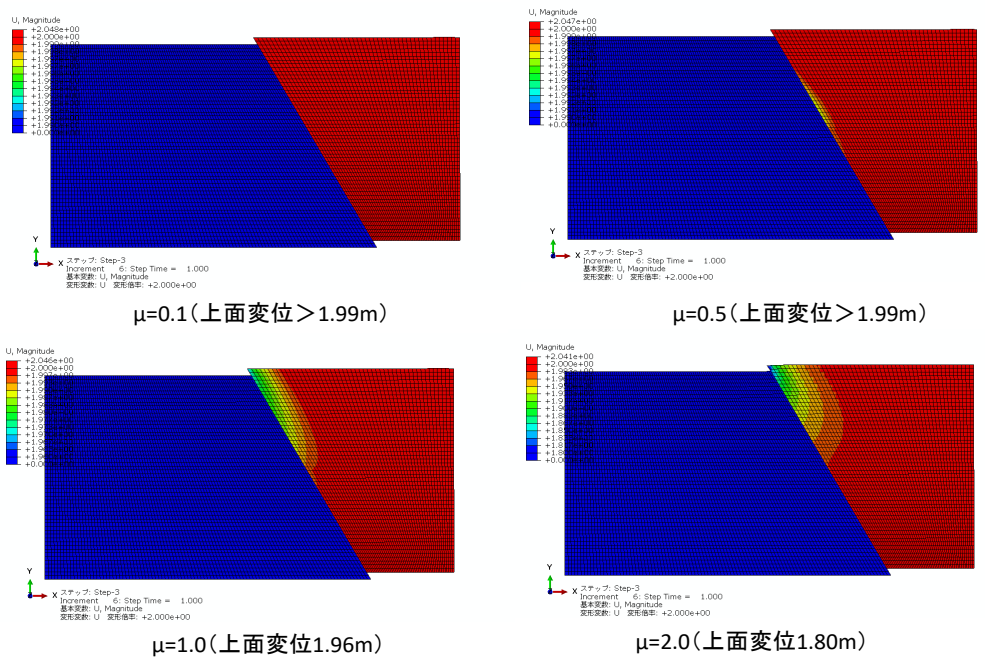


図 5.1.1-8 合成変位分布 ケース 3a (Vs200/2000、Kv=0.5、上載圧なし)

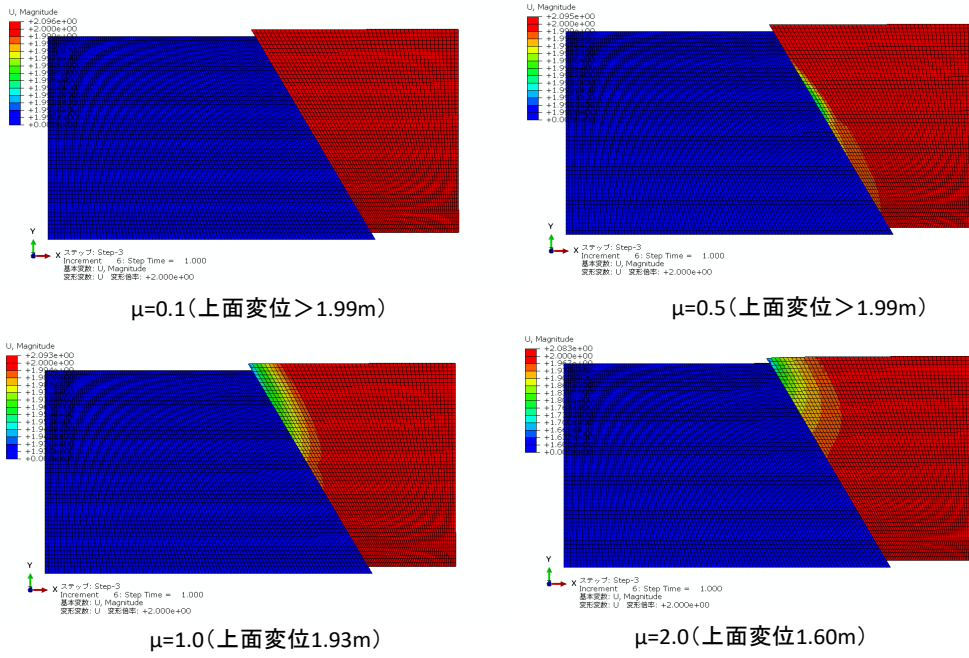


図 5.1.1-9 合成変位分布 ケース 3b (Vs200/2000、Kv=1.0、上載圧なし)

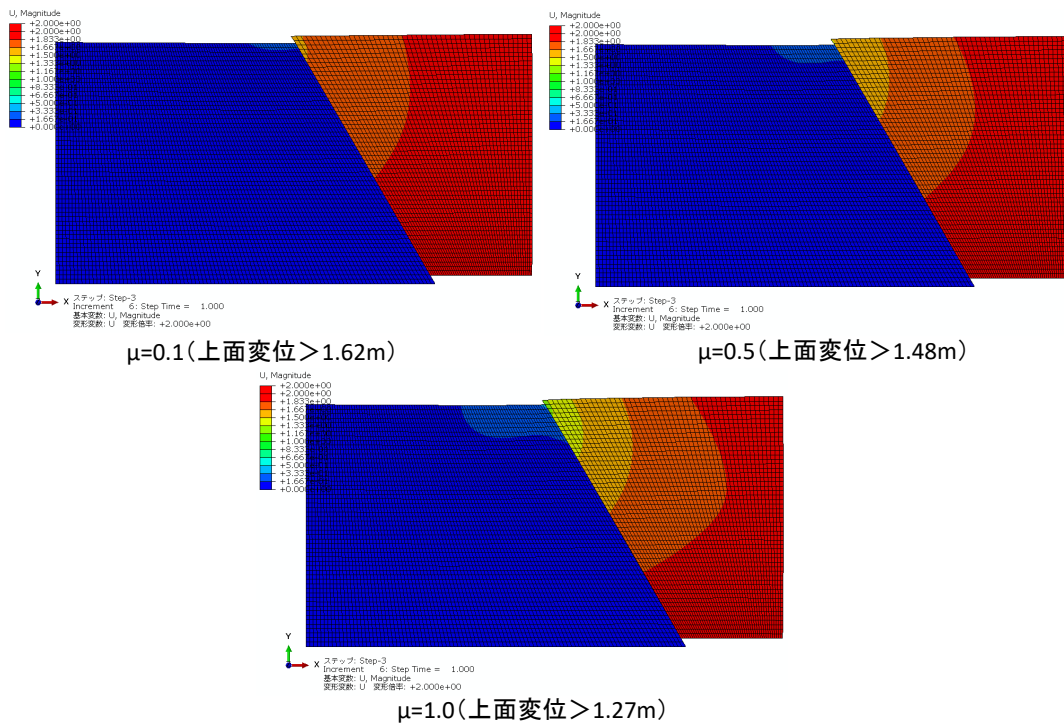


図 5.1.1-10 合成変位分布 ケース 4 (Vs2000/2000、Kv=0.5、上載圧あり)

#### (4) ハザード定義位置変更に関する知見と課題

解放基盤表面から地表面までの岩盤や堆積層の地盤構造や物性、周辺地形の効果を考慮して実施した2次元非線形弾性FEM解析結果から得られた、断層変位量の変化に関する知見を以下に示す。

- ①断層面摩擦係数  $\mu \leq 0.5$  であれば、地盤の硬軟及び側圧係数などに関係なく、基礎版下の地表面（以下、上面という）とコントロールポイント位置（以下、下面という）の断層変位量は変わらない。
- ②地盤  $V_s$  が 2000m/s（硬岩）の場合には、断層面摩擦係数  $\mu$  及び側圧係数  $K_v$  などに関係なく、上面と下面の断層変位量はほとんど変わらない。
- ③地盤  $V_s$  が 200m/s（表層もしくは埋戻土）の場合には、断層面摩擦係数  $\mu > 1.0$  の場合に、上面と下面の断層変位量に有意な差が見受けられる。 $\mu = 1.0$  の場合で 5～10%程度、 $\mu = 2.0$  の場合で 30～35%程度の差が見られた。また、側圧係数  $K_v$  による差は 5%程度である。
- ④下層地盤が硬岩であっても、上層地盤が軟弱となることで、断層面摩擦係数  $\mu > 1.0$  の場合に、上面と下面の断層変位量に有意な差が見受けられる。ただし、その差は上層地盤の層厚に影響を受ける。
- ⑤原子炉建屋相当の上載圧を考慮した場合には、地盤  $V_s$  が 2000m/s（硬岩）でも、断層面摩擦係数  $\mu$  が小さくても、上載圧載荷範囲での上面の変位分布は複雑となり、下面との断層変位量に有意な差が見られる結果となった。従って、断層変位に対する建物・構築物のフラジリティ評価を実施するに際しては、それらの積載荷重値及びその範囲を適切に評価することが重要である。

以上をまとめると、上面と下面の断層変位量の比率は、上載圧を考慮しない場合には 1 : 1～1.5 の範囲と考えることができ、上載圧を考慮した場合には上面変位分布は複雑となりこの比率もより大きくなると考えられるが、断層変位量の比率の規模感として把握することができた。また、地盤の硬さ ( $V_s$ ) や地盤内での硬さの変化が変位量に与える影響（不確かさ）が大きく、断層面の摩擦係数や側圧係数の影響は小さいことがわかった。また、本検討では、断層面の形状等の条件を限定した解析を行ったが、地中の断層変位について検討する上で断層面のモデルによる影響を考慮することが重要である。今後は、上記のような知見を取り込み、上載圧や断層面モデルの影響等を適切に考慮したうえで、変位の伝播をより現実的に評価できる詳細解析モデルの構築に向けた研究を進めていく。

### 5.1.2 事故シナリオ評価

一般的に、地震動に関する地盤のせん断波速度 ( $V_s$ ) は断層の破壊伝搬速度 ( $V_r$ ) を上回ると考えられており ( $V_r$  は  $V_s$  の 0.5~0.9 倍程度[3])、地震動の到達と断層変位の発生には相応の時間差があるといえる。この時間差は震源となる主断層と評価対象地点との距離によるものであり、地震動と断層変位の重畳による影響の考え方はこの距離によってケース分けして検討することができる。震源となる主断層と評価対象地点との距離を定性的に4ケースに分けた場合での影響の考え方の例を以下に示す (図 5.1.2-1 参照)。

- ①距離が大きく離れている場合：地震動と断層変位との到達時間差が大きく、地震動の影響を受けた後に断層変位による影響を受けることになる。但し、主断層との距離が大きい場合は、断層変位の影響を受ける可能性自体が低いため、全体の影響としては地震動が支配的になると考えられる。
- ②距離がやや離れている場合：①と同様に、地震動と断層変位との到達時間差が大きく、地震動の影響を受けたのちに断層変位による影響を受けることになる。主断層との距離が近づいたことにより断層変位の影響を受ける可能性が増えることを考慮する必要がある。
- ③距離が近傍の場合：地震動と断層変位との到達時間差が小さくなり、地震動の強震動が継続している間に断層変位が発生する可能性がある。したがって、両者の重畳による影響を考慮する必要がある。
- ④距離がごく近傍の場合：地震動と断層変位との到達時間差がほとんどなく、地震動と断層変位の影響をほぼ同時に受ける。したがって、特に同時作用という観点から両者の重畳による影響を考慮する必要がある。但し、地震動の規模自体が大きい場合には、断層変位による影響は地震動に包絡されることにも留意が必要である。



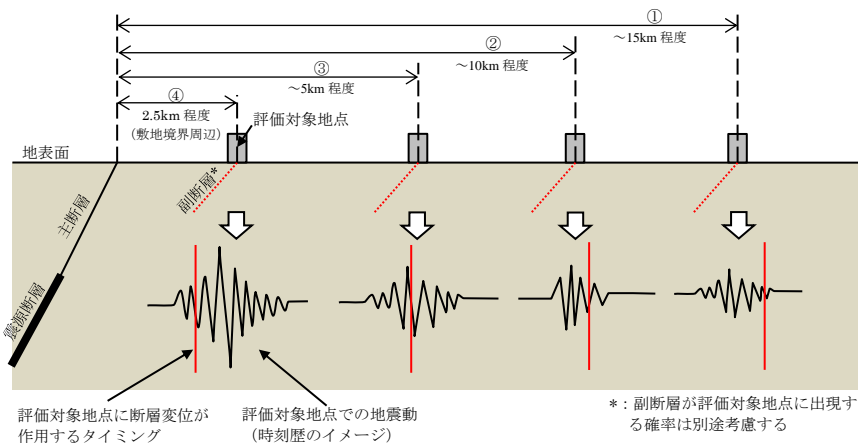


図 5.1.2-1 主断層と評価対象地点との距離による影響の考え方 (イメージ)

### 5.1.3 フラジリティ評価

地震動と断層変位の重畳を考慮するフラジリティ評価には、両者が同時に作用することを想定する場合と、両者が順番に作用する（この場合は地震動の後に断層変位の順番）ことを想定する場合の二つのアプローチがある。

地震動と断層変位が同時に作用することを考える場合には、地震動と断層変位のそれぞれによって発生する荷重（必要に応じて断層変位による傾斜の影響も考慮して算出する）を合算することで、評価対象 SSC（Structures, Systems, and Components: 建屋構築物、系統設備、機器類の総称）の損傷可能性を評価することができる。

一方、地震動と断層変位が順番に作用することを考える場合には、より複雑な検討が必要となる。すなわち、最初に作用する地震動によって、SSC がどの程度の影響を受けるか（例えば、部材が弾性範囲内であるか、塑性変形に至っているか、耐力がどの程度削られているか、など）によって場合分けが必要となり、その後の断層変位による損傷確率と合わせて、全体の損傷確率を組み立てる必要がある。また、地震動によって SSC に機能喪失には至らないまでも、ある程度の損傷が発生した（部材が塑性変形に至った）後に、断層変位による追加の荷重が作用することを考えた場合には、不確実さが非常に大きくなることもあり、適切な評価方法が整備されていないのが現状である。このような断続的に作用する荷重に対する評価の問題は、他の重畳事象（地震・津波重畳など）や地震評価で余震を考慮する場合にも同様に課題となっており、構造評価の分野も含めた今後の研究が必要である。

なお、いずれの場合においても、断層変位による影響を考慮する場合には 2.3.6 項で述べたように、評価対象 SSC が断層変位の影響を受ける面積と、それにより評価される断層変位の影響を受ける確率を不確実さを含めて適切に考慮して評価する必要がある。

#### 5.1.4 事故シーケンス評価

事故シーケンス評価においては、5.1.2 項に示したような重畳による事故シナリオの特徴を踏まえた事故進展の検討をもとに評価モデルを構築する必要がある。また、入力となるハザードやフラジリティのデータの構成が（特に、地震動 - 断層変位重畳ハザードが構築された場合に）単独事象の場合とは異なることが考えられる。例えば、前述のように、ハザードが複数パターン存在する、同一の SSC についてフラジリティが場合分けで複数存在する、フラジリティ曲線が単一の式で記述できない、といったことが発生すると考えられる。このような入力情報の変化に対応するためには、現在使用されている事故シーケンス解析コードの改良や新規の開発が必要になることも考えられる。上記のような課題を踏まえた評価手法は（他の重畳事象も含めて）整備されておらず、また、事故シーケンス評価が完結するためにはハザード評価・フラジリティ評価の結果が入力として処理できる形で用意されることが不可欠であるので、手法整備に向けては PRA としての分野横断的な研究が今後必要である。

#### 5.2 地震動との重畳の感度解析

ここでは現時点で可能な評価の範囲で地震動との重畳による影響に関する知見を得るため、感度解析を利用した方法を提案する。これは、断層変位 PRA による炉心損傷頻度 (CDF) 評価をベースとし、断層変位が任意の加速度の地震動を伴うものであったと仮定した場合に、どの程度 CDF の増分がありうるかという観点の感度解析であり、その内容と試検討結果について以下に述べる。この感度解析における主要な評価条件は下記のとおりとした。

- ・モデル化範囲

起回事象については、断層変位 PRA モデルとして作成した範囲についてのみ地震との重畳を考慮。

- ・地震加速度

各断層変位量区分について、解放基盤面加速度が 0.5G、0.75G、1.0G、1.25G、1.5G、1.75G、2.0G、3.0G の地震が重畳した場合を考慮。

- ・ハザード

断層変位ハザードを使用し、地震動は確率 1 で重畳する設定とした。

- ・地震フラジリティ

—配管、ポンプ、タンク

原子力プラントの機器の一般的な値として、一律、HCLPF : 0.75G を与えた。

—建屋

各建屋の地震フラジリティは、HCLPF : 1G とした。タービン建屋のみ、HCLPF : 0.75G とした。

- ・ 建屋損傷の取り扱い

地震による格納容器及び原子炉周辺建屋の損傷は、炉心損傷直結として取り扱う。

3章において示した仮想プラントと想定断層（縦ずれ断層）に関する評価をベースケースとして、上記の条件に基づき実施した感度解析の結果を、図 5.2-1 から図 5.2-4 に示す。なお、ここで示す評価は地震動との重畳の感度解析に関する概念を示すことが目的である。上記の通り地震フラジリティに想定値を用いていることもあり、以下に示す感度解析結果の絶対値が原子力施設のリスクについて特定の意味を持つものではないことに留意されたい。

いずれのケースの結果も傾向は同じであるため、代表として F1 断層+地震を例に述べる。機器のフラジリティとして一律の代表値を用いて設定していることから、地震の影響は 0.75G 以降から現れていることが分かるが、地震加速度が 1G 以上の領域では地震のみで条件付き炉心損傷確率（CCDP）が概ね 1 になり、重畳する断層変位量の影響は小さい。同様に、断層変位 1.5m 以上の領域では、断層変位の影響が支配的であり重畳する地震動の影響が小さい。

このように、条件付き炉心損傷頻度を地震動と断層変位量の関数として評価することで、ハザードの重畳が事故シーケンスに影響する領域が特定できる。この領域のハザード発生頻度が低いことを示すことができれば、地震動と断層変位によるリスクを独立に評価しても、主要なリスクは把握できると考えられる。

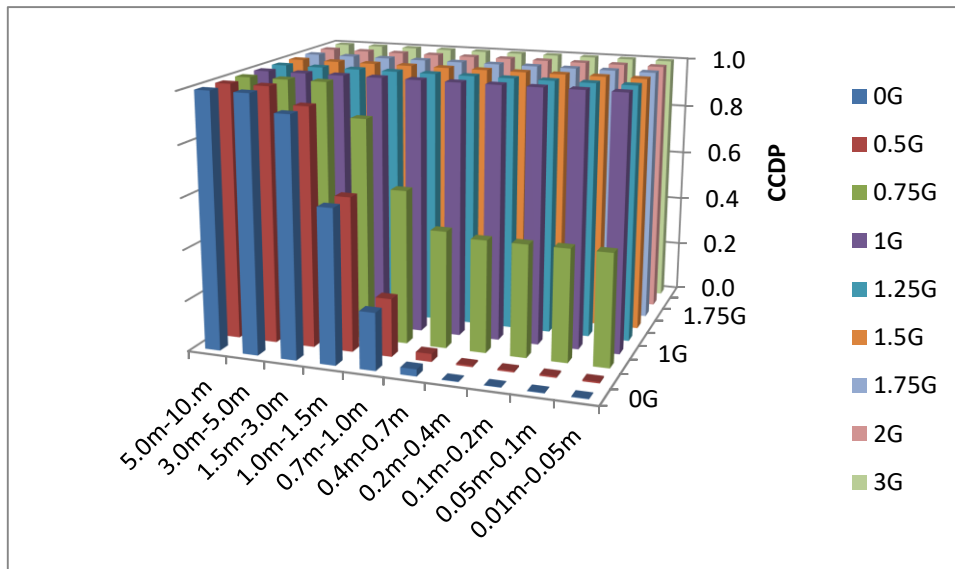


図 5.2-1 地震動を考慮した感度解析結果（F1 断層+地震）

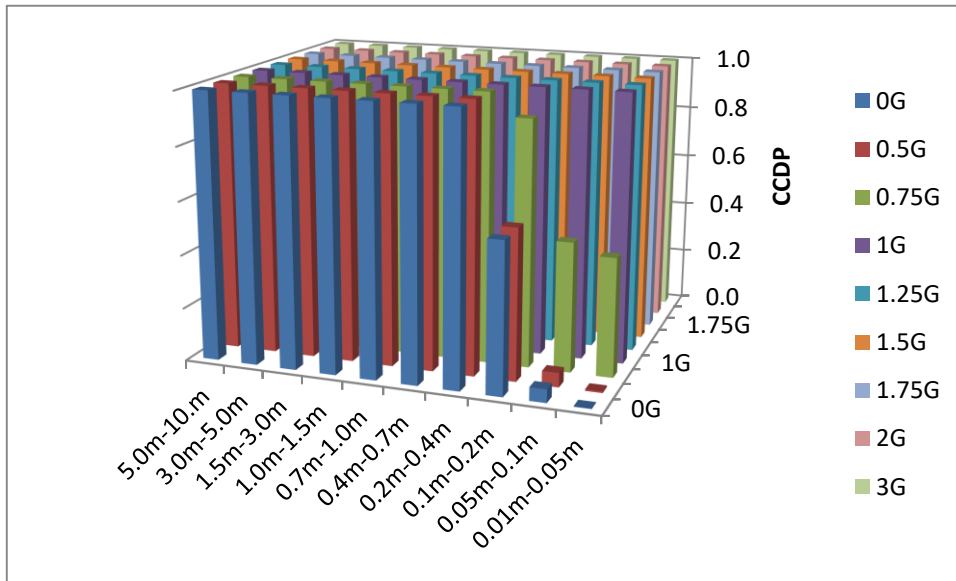


図 5.2-2 地震動を考慮した感度解析結果 (F2 断層+地震)

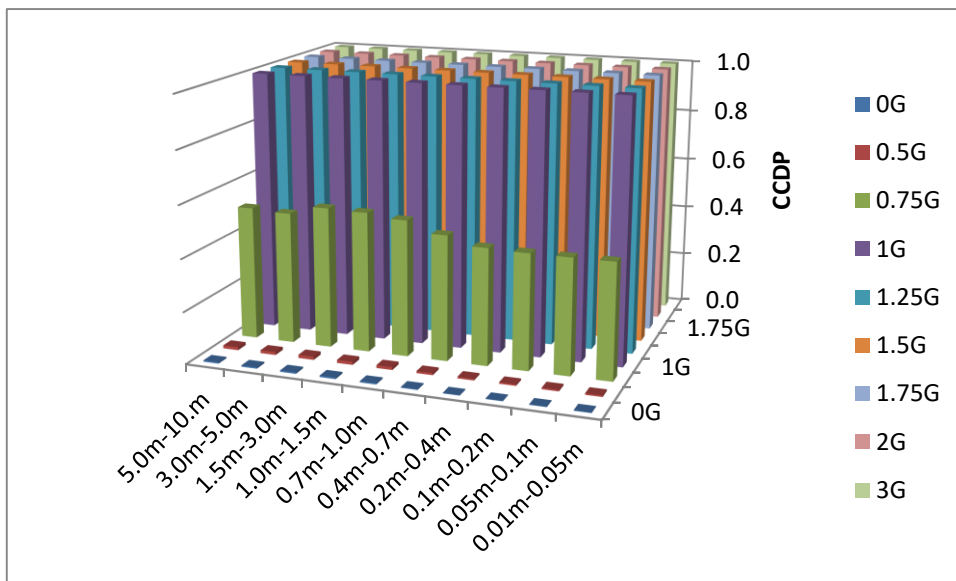


図 5.2-3 地震動を考慮した感度解析結果 (F3 断層+地震)

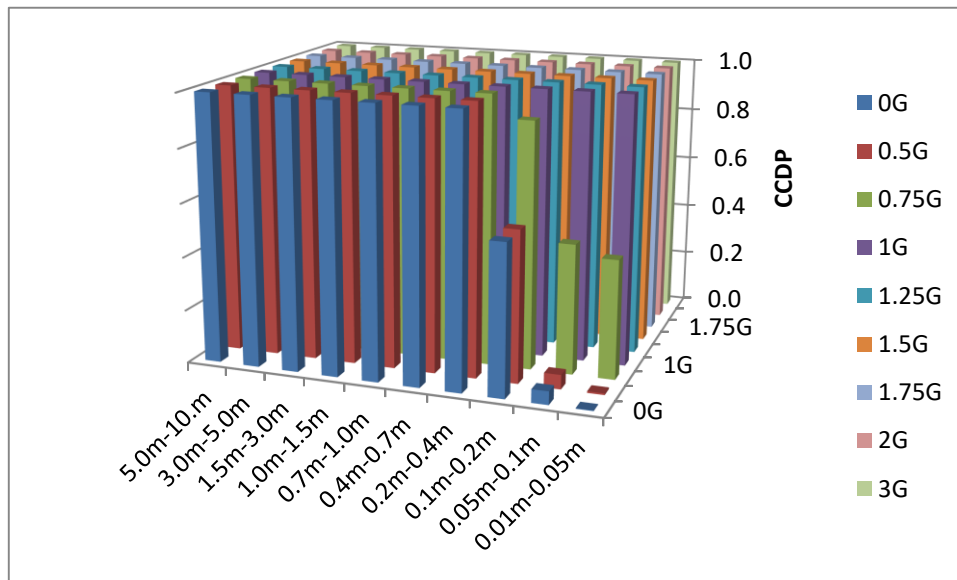


図 5.2-4 地震動を考慮した感度解析結果（全断層同時発生+地震）

### 5.3 まとめ

本章では、将来的に断層変位と地震動とを重畳した PRA が必要となることを見据え、ハザード・事故シナリオ・フラジリティ・事故シーケンスの各 PRA 評価要素について断層変位と地震動を重畳させた場合の評価の概念・評価方法の考え方を提案した。現時点で断層変位と地震動の重畳評価について整理されたものはなく、2 章で述べたような PRA の評価要素ごとの手法の具体化や 3 章で示したようなリスクの定量化に向けた検討については今後の研究課題であるが、本章での検討によってその道筋を示すことができた。

また、地震動と断層変位との重畳について現時点で可能な評価として、断層変位 PRA の炉心損傷頻度評価をベースケースとして、断層変位が任意の加速度の地震動を伴うものであったと仮定した感度解析を実施し、重畳が炉心損傷頻度などに影響を及ぼすハザードの領域を把握する考え方を提案した。この方法を用いた評価により、地震動と断層変位の重畳が持つリスクの程度を知ることができ、重畳評価の必要性の判断にも活用することができる。



# 第 6 章

## 結論





## 6. 結論

本論文は、著者がこれまでに進めてきた断層変位 PRA の手法構築に関する一連の研究結果をまとめたものである。以下では、各章のまとめと断層変位 PRA の研究に関する今後の課題を示す。

### 6.1 各章のまとめ

1 章では、本論文の序論として、我が国におけるリスク評価の現状と断層変位に関わる規制側の姿勢などから、断層変位 PRA 手法を構築することの必要性とともにその全体像を示した。

2 章では、最初に、今まで明確にされていなかった断層変位 PRA としての具体的な構成について、1 章で述べた断層変位 PRA の全体像に基づき、断層変位 PRA としての全体の流れとともに各評価要素についての概要を明らかにし、手法構築に向けた基本方針として示した。また、断層変位 PRA の評価要素のうち、断層変位ハザード評価については、すでに国内外で研究が進められており評価方法として確立されつつあること、また、事故シーケンス評価については、評価方法として他事象の PRA の場合と大きく変わるものではないことから、本研究において新たな手法としての開発を検討する必要はなく、他の評価要素との情報のやり取りという観点から取り扱うこととした。一方で、事故シナリオの構築とフラジリティ評価、及びそれらに関連する情報収集の考え方については参照できる情報も乏しく、手法の開発として新たな検討が必要であり、本章でその内容を詳細に述べた。

具体的な評価手法を構築するにあたっては、特に断層変位による SSC の損傷モードの選定や事故シナリオの分析において、実際に断層変位が作用したときに起こりうるどのような現象や事項に着目すべきなのかを明らかにしておく必要がある。そこで、断層変位による被害事例を調査し、そこから得られた損傷モードや事故シナリオの観点から着目すべき事項について示した。

そのうえで、検討した断層変位 PRA の基本方針を踏まえ、実プラントへの適用を意識した具体的な評価手法の構築を行った。プラント情報の収集では、評価の情報源の例とともに、サイト・プラントウォークダウンの手法として断層変位の特徴を踏まえて確認すべき事項、主な着眼点について明らかにした。事故シナリオの分析については、断層変位により SSC に損傷が生じた場合に発生する事故シナリオを断層変位の特徴を踏まえて検討するとともに、代表的な起因事象を選定して起因事象に必要な緩和手段を選定する一連のプロセスを明らかにし、手法として示した。確率論的断層変位ハザードについては、既に各所で研究が行われているため、既存の手法を使用することができる。特に、日本国内の実プラントに向けた評価に当たっては高尾ら(2013, 2014, 2016)によって日本国内データを用いて整備された評価手法を用いることが適当と考えられる。フラジリティ評価については、まず評価の前提となる損傷モードと損傷時のシナリオを建屋・構築物と機器・配管系について明らかにし

た。また、具体的な断層変位フラジリティの定量化方法を構築するとともに、フラジリティの不確かさ要因について分析し、断層変位フラジリティ評価手法として体系化した。さらに、説明性の向上にむけて断層変位フラジリティ評価の妥当性を検討する手順として、SSHACのプロセスを活用した方法を提案した。このSSHACのプロセスをフラジリティに適用する試みは世界的にも例のないものであり、手法としての確立にむけて引き続き研究を進めていくものである。

事故シーケンス評価については、評価手法としては他事象のPRAの場合と変わるところはないため、3章において断層変位の場合の評価の具体例として示した。また、断層変位PRAを現実的な評価とするため、断層変位の作用位置による影響を考慮する方法について提案した。この方法を適用することによる効果は3章で示した。以上のような検討から、断層変位PRAの基本方針で示した各評価要素間での情報のやり取りが可能になったことで、断層変位PRAの一連の手法としての体系化ができたといえるが、手法の有効性の確認と実際の評価において現れる課題を得るために、仮想プラントを対象として試評価を実施した内容を3章に示した。

3章では、2章において構築した断層変位PRAとしての一連の手法が実際の評価において機能することを、仮想プラントを対象とした試評価を行うことで示した。評価においては、一部に簡略化したり工学的判断によったりした部分はあるが、2章で構築した一連の断層変位PRA評価手法を用いて、仮想プラントの炉心損傷頻度を定量化することに成功した。このことによって、本研究で構築した評価手法が原子力プラントのリスク評価としての有効性があることを示すことができた。今後実プラントの評価を実施する際には、各プラントの実情を踏まえて調整が必要な部分が出ることはあると思われるが、基礎となる評価手法として活用することは十分に可能である。また、CDFの算出までを体系化して実施したことは世界初ともいえる試みであり、断層変位PRAの魁として、その全体像を示すことができた意義は大きい。また、重要度の分析から、断層変位の場合では、地震PRAにおいて損傷時にリスクへの寄与が大きい（重要度が高い）設備による影響がほとんどない一方で、建屋間渡り配管・ケーブルトレイや海水管のような地震動PRAなどではあまり重要度が低い設備がリスクに対して大きな寄与を持つことが示された。すなわち、断層変位PRAを実施することで、地震動のみを対象とした評価では見落とされるリスク要因を明らかにすることが可能になったということができ、この意味でも断層変位PRAが整備された意義は大きいといえる。また、今回の試評価は実在のどのプラントとも関係がない仮想プラントを対象としたが、この評価を通じて実機プラントへの適用に向けた課題を抽出することができ、今後更なる研究が必要な事項として整理した。

4章では、断層変位PRAの結果から得られるリスク情報の活用方法について提案した。断層変位PRAについて、手法を構築したことにより炉心損傷頻度等の結果を得ることができるようになったが、それをリスク情報として活用するための方法を併せて整備する必要がある。本章ではPRAによるリスク情報の活用について考察し、断層変位PRAによって

プラント運用にかかわる意思決定の観点で重要な情報を提供できることを明らかにするとともに、その方法を提案した。既設プラントについては、継続的な安全性向上という観点から、実施すべき設備対策の内容・リソース投入などの合理的な選択・優先順位付けといった意思決定に活用することができることを示した。また、既設プラントへの適用が考えられる断層変位の対策工として、断層変位に対して脆弱と考えられる SSC に対する案と、柏崎刈羽原子力発電所の事例とを示した。新設プラントの場合は、基本的には確率論的断層変位ハザードの情報を活用して、立地の段階で断層変位によるリスクを最小とするよう配慮することができる。また、事故シナリオやフラジリティから得られる情報により、必要に応じて SSC や構内アクセス道路の配置、構造設計がリスクに与える影響を考慮しつつ、最適な設計を目指すようなイタレーションを行うこともできる。

また、具体的な手法構築に課題はあるものの、原子力施設以外の一般産業施設・社会基盤施設・核燃料施設についても断層変位 PRA は活用することができる。但し、PRA の実施には相応のコストが必要であることから、施設の損傷による社会的影響や事業継続への影響を考慮の上で適用を判断すべきである。以上から、本研究で開発した断層変位 PRA は、対象にかかわらず断層変位によるリスクを説明し、社会的な合意を得るためのツールとして、また、規制当局・事業者双方の意思決定において現実的な解を与えるためのツールとして活用できるといえる。

ここではさらに、断層変位 PRA を実際の施設で運用していく場合の評価方針について、その目的に関連した評価の詳細さに応じて整理するとともに、評価上の課題と実施に必要なコストの規模感を示した。断層変位 PRA を設備対応などの意思決定に用いる場合には詳細な評価を行うことが望ましいが、評価方法が未だ発展途上であることもあり、各評価要素についての種々の課題の解決に向けた今後の研究が必要である。一方で、断層変位 PRA の結果の使用目的によっては、評価の一部又は全部について簡略化した評価とすることを検討することが適当と考えられる。また、断層変位によるリスクプロファイルの把握が主目的の場合は、確率論的ハザードを使用しないストレステストを行うこともできる。断層変位 PRA の評価に必要なコストとしては、地震 PRA を基準として考えると、概ね同程度からやや低減したコストで実施が可能と考えられるが、耐震評価に相当する断層変位の基準応答評価やフラジリティ SSHAC の実施に必要なコストが上乘せされることに留意が必要である。

5 章では、断層変位 PRA の高度化という観点から、断層変位と地震動とを重畳させた PRA について検討した。本研究では断層変位によるリスクを単独で評価することに着目した手法の構築を検討しているが、将来的に地震動との重畳を想定した評価が必要になることを見据え、ハザード・事故シナリオ・フラジリティ・事故シーケンスの各 PRA 評価要素について断層変位と地震動を重畳させた場合の評価の概念・評価方法の考え方を提案した。現時点で断層変位と地震動の重畳評価について整理されたものはなく、2 章で述べたような PRA の評価要素ごと手法の具体化や 3 章で示したようなリスクの定量化に向けた検討につ

いては今後の研究課題であるが、本章での検討によってその道筋を示すことができた。また、地震動と断層変位との重畳について現時点で可能な評価として、断層変位 PRA の炉心損傷頻度評価をベースケースとして、断層変位が任意の加速度の地震動を伴うものであったと仮定した感度解析を実施し、重畳が炉心損傷頻度などに影響を及ぼすハザードの領域を把握する考え方を提案した。この方法を用いた評価により、地震動と断層変位の重畳が持つリスクの程度を知ることができ、重畳評価の必要性の判断にも活用することができる。

断層変位については、我が国における規制当局の姿勢や IAEA SSG-9 の改訂における要求の強化といった状況を踏まえると、早急にリスク評価の手法を整備する必要があるといえる。本研究は、世界で初めて、断層変位に対する体系化された一連の PRA 手法を構築し、提案するとともに、仮想プラントを対象とした試評価によってその実効性を示したものである。評価手法の細部には未だ課題があり今後の更なる研究が必要であるが、本研究で構築した断層変位 PRA は原子力施設が断層変位に関して直面する問題に対する現実的な解を与えるための極めて有効な手段といえる。

## 6.2 今後の課題

本研究で得られた成果の内容は、原子力学会によって発行される予定の断層変位 PRA 実施基準に反映される。一方で、実プラントへの適用に向けては、特に現実的なフラジリティを算出するために不確実さ要因を適切に定量化することが課題であり、このためにはフラジリティ SSHAC を確立することが重要である。また、地震動と断層変位は一体ともいえるものであるため、これらの重畳に関する評価手法の整備も今後必要になるといえる。これらを含めて、本研究を通じて明らかにすることができた断層変位 PRA に関する今後の研究課題を以下に整理する。

### (1) 確率論的断層変位ハザード

#### ① 変位アプローチによる評価手法の整備

変位アプローチはフラジリティ評価との親和性が高く、評価対象への断層変位作用確率の導入にも有効と考えられるため手法の整備が望まれる。

#### ② ハザードの上下限值の設定

起因事象が発生しない領域や必ず炉心損傷に至るような領域の断層変位量を対象に含めることは、評価上有用な情報を得ることはできず評価コストの浪費につながる。このような事態を避けるためには、考慮すべきハザードの上下限值について必要十分となる設定をする必要があるが、このためには実機プラントでの評価実例を蓄積し、断層変位 PRA として着目すべき変位量の範囲に関する一般的な知見を得る必要がある。

## (2) 事故シナリオ

### ① 事故シナリオで想定する断層の位置

断層変位が発生する位置やずれ方の組み合わせは無数に考えられる。プラントの機器・建屋の配置状況を踏まえて断層変位発生位置に応じた事故シナリオをどの程度細かく分類し、事故シーケンス評価をすべきかの検討が必要。

## (3) フラジリティ評価

### ① SSC の損傷

- ・ 動的・電氣的設備について、より現実的な評価のためには評価対象とする個別の機器について傾斜に対する機能維持性能を把握する必要がある。これには実機による試験を行うことでデータを収集することが最も確実であるが、必要なコストも大きいため、実プラント評価を通じてその対象や必要性について検討する必要がある。
- ・ 配管・ダクト・ケーブルトレイのような長尺の構造物に対して、建屋のフロア間を上下方向に貫いている場合の扱いについて、断層変位を受けた場合の建屋のふるまいも含めて、定量的な評価の要否を検討することが必要である。
- ・ 実プラントにおいて建屋のフラジリティを算出するためには、建屋ごとに応答解析を実施する必要があるが、断層変位の入力位置によって解析結果と建屋損傷による影響が変化するため、事故シナリオの検討と調整しつつ評価する建屋に応じて評価方針を定める必要がある。さらに、建屋の基礎版や壁面の損傷のクライテリアを明確にすることが必要であり、断層に沿った損傷ライン内での損傷の相関性の扱いや評価方法についても今後研究が必要である。
- ・ 建屋・土木構築物が断層変位による損傷を受ける場合の影響範囲の考え方について整理する必要がある。すなわち、基礎版や側壁が損傷したと判定されたときに、建屋・土木構築物内にどのような影響があるのか、あるいは、全体の損傷（倒壊）と想定するのか、などを明確にする必要がある。また、建屋の損傷有無両方の場合について、建屋内の機器設置位置への応答の評価方法についての整備が必要である。
- ・ 今後は断層変位に対する設計基準の整備が望まれる。これに向けては、発生頻度が小さい断層変位による事象への備えとして、さらに、設計基準を超える事象まで考えた場合には、どのような性能が必要であるのかという観点から、基準としての入力条件や許容条件を設定すべきであり、その考え方の整備にむけた研究が必要である。

### ② フラジリティ妥当性検討

- ・ フラジリティ評価で考慮する応答の不確実さについて、現状では不確実さの定量化につながるような断層変位応答に関する知見が乏しいため、工学的判断の集約によって不確実さの定量化を行わざるを得ない。2.3.5.5 項に示した

フラジリティ SSHAC に関する研究を継続し、手法としての確立を目指す。

- ・ 上記のフラジリティ SSHAC の検討プロセスで必要となる断層変位被害状況のモデル化について、原子力発電所建屋での応答挙動をより現実的に検討するために、応答の非線形性が持つ影響の程度や、基礎版の損壊に着目した検討と解析モデルの構築が必要である。

### ③ 断層変位の作用位置

本研究では、断層変位ハザードの計算格子と評価対象 SSC の設置面積とで簡易的に断層変位の作用確率を評価したが、課題として、評価対象に影響を与える面積の評価方法や断層破壊メカニズムを踏まえた断層帯（幅）の評価方法などが必要になることが挙げられる。また、断層変位ハザード計算格子内での断層変位の発生についてはランダムと想定したが、実際には地盤の構造や構築物の存在などによって完全にランダムにはならないことが考えられるため、これを評価するための基礎版から上部構造の進行性破壊を模擬する解析方法の開発なども、より詳細な評価にむけた長期的な課題といえる。

## (4) 事故シーケンス評価

### ① 断層変位に特有の事象のモデル化

- ・ 断層変位は事象発生後も変位の状態が維持されるため、変位の継続により設備の中長期的な機能維持に対しても影響を及ぼしうる。事象発生後長期の安定冷却機能の維持に着目したリスク評価を実施する場合、変位の持続により設備の長期的な機能維持への影響がありうる事象について、長期安定冷却維持機能への影響分析と事故シーケンス評価での考慮が必要である。
- ・ 断層変位により土木構造物や機器が損傷することにより中央制御室外での作業性や復旧作業の環境条件が悪化することも考えられる。断層変位時の人的過誤確率について、リスク評価の活用目的に応じ、断層変位による運転員操作への詳細な影響分析が必要である。

## (5) 地震動との重畳

### ① 断層変位 - 地震動重畳ハザード

評価対象の地点における断層変位量の年超過確率と地震動の年超過確率を関連させた確率論的ハザードの開発が必要。

### ② 断層変位ハザード定義位置の検討

断層変位と地震動を重畳させる場合、地表面となっている断層変位ハザードの定義位置を地震動ハザードと同様の解放基盤表面へ変更するための補正が必要であり、本研究で概要を示したが、変位の伝播をより現実的に評価するために上載圧や断層面モデルの影響を適切に考慮できる解析モデル・解析パラメータの構築に向けた研究が必要である。

③ フラジリティ評価

地震動と断層変位が順に到来するような、断続的に作用する荷重に対する評価の問題は、他の重畳事象（地震・津波重畳など）や地震評価で余震を考慮する場合にも同様に課題となっており、構造評価の分野も含めた今後の研究が必要である。

④ 事故シーケンス評価

事故シーケンス評価の入力となるハザードやフラジリティのデータの構成が単独事象の場合とは異なることが考えられる。事故シーケンス評価が完結するためにはハザード評価・フラジリティ評価との連携が不可欠であるので、手法整備に向けては PRA としての分野横断的な研究が今後必要である。

(6) 断層変位 PRA の運用

4.4 節に示したように簡略化した方法によって断層変位 PRA を実施する場合において、全体の評価のうち概略とした情報が、本来の詳細な方法による結果に対してどのような影響（感度）を持っているのかについて、ケーススタディなどによる研究が必要である。

本論文は、断層変位 PRA という新たな分野に関する先駆的なものであり、今後、上記のような課題の検討を通じ、実在のプラントの評価を見据えた手法の高度化や実用性の向上に向けた研究を引き続き進めていくものである。





## 謝辞

本論文は、断層変位に対する確率論的リスク評価という新たな分野に係る筆者の研究の成果を取りまとめたものです。本論文をまとめるにあたっては、周囲の皆様に大変多くのご支援を賜りました。ここに厚く御礼申し上げます。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構リスク情報活用推進室室長（元東京大学工学系研究科建築学専攻教授）高田毅士博士並びに東京大学工学系研究科建築学専攻 糸井達哉准教授には、論文の作成にあたりまして終始ご親切なるご指導と多大なるご助力を賜りました。ここに深く感謝の意を申し上げます。

本論文のご検討をいただきました、東京大学生産技術研究所 中埜良昭教授、東京大学地震研究所 楠浩一教授、日本大学工学部土木工学科 中村晋教授には、有益なご討議と貴重なご意見・ご教示を賜り、本論文の内容を一層充実させることができました。厚く御礼を申し上げます。

また、一般財団法人電力中央研究所 蛭澤勝三博士には、本研究にあたって常に親身なるご指導・ご助言と励ましをいただき、また、リスク評価に関わる者としての在り方について貴重な示唆をいただきました。ここに心からの感謝を申し上げます。

本研究の実施において、一般財団法人電力中央研究所 酒井俊朗博士、堤英明氏、湯山安由美博士、三菱重工業株式会社 田中太博士、MHI NS エンジニアリング株式会社 佐藤邦彦氏には日頃より有益なご討論ご助言をいただきました。また、鹿島建設株式会社 美原義徳氏、二階堂雄司氏、株式会社大林組 吉田伸一氏には建屋・土木構築物にかかわる解析・評価についてご協力いただくとともに、有益なご助言をいただきました。ここに深く感謝を申し上げます。

また、本研究へのご理解をいただき、論文の作成期間中には通常業務の面でご支援をいただきました、三菱重工業株式会社原子力プラント設計部総合配置計画課の上司・同僚の皆様に深く感謝申し上げます。

最後に、常に筆者の意思を尊重し、励まし支えてくれている妻 智子に心よりの感謝の意を表します。

令和2年8月吉日



## 参考文献

### 1章

- [1] “断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書”，日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会，2017年3月
- [2] “発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針”，原子力安全委員会，平成18年9月19日
- [3] “核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律”，平成24年6月改正
- [4] “実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド”，原子力規制委員会，平成25年11月27日
- [5] “日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015”，日本原子力学会，2015年12月
- [6] 久田嘉章，“活断層と建築の減災対策”，活断層研究 28号 77~87，2008年
- [7] “Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”，Specific Safety Guide No. SSG-9, IAEA, 2010
- [8] “Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”，Draft Safety Guide No. DS 507, IAEA, 2018
- [9] “Site Survey and Site Selection for Nuclear Installations”，Specific Safety Guide No. SSG-35, IAEA, 2015
- [10] “断層変位小委員会 研究報告書”，土木学会 原子力土木委員会，2015年7月
- [11] “原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書”，原子力安全推進協会 敷地内断層評価手法検討委員会，平成25年9月
- [12] Youngs, R.R., et al. “A methodology for probabilistic fault displacement hazard analysis (PFDHA)”, Earthquake Spectra, Vol.19, No.1, pp.191-219, 2003.
- [13] Petersen, M.D., et al. “Fault displacement hazard for strike-slip faults”, Bull. Seismol. Soc. Am. 101, pp.805-825, 2011.
- [14] 高尾他，“確率論的断層変位ハザード解析手法の日本における適用”，日本地震工学会論文集，第13巻，pp.17-36，2013年。
- [15] 高尾他，“確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上”，日本地震工学会論文集，第14巻，第2号，pp.16-36，2014年。
- [16] 高尾他，“確率論的断層変位ハザード解析における副断層の変位量評価に関するパラメータの最尤推定”，日本地震工学会論文集，第16巻，第2号，pp.96-101，2016年。
- [17] [http://www.aesj.net/sc\\_committee/standard/rk6sc/](http://www.aesj.net/sc_committee/standard/rk6sc/)断層変位 pra 作業会 (2019年11月20日アクセス)

- [18] “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, NUREG-1150, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1990.
- [19] U.S.NRC, “Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies”, NUREG-2117, February 2012.

## 2章

- [1] “断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 「断層の活動性と工学的なリスク評価」 調査専門委員会報告書”, 日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会, 2017年3月
- [2] R.Haraguchi, et al., “Development of Fault Displacement PRA Methodology and its Application to a Hypothetical NPP”, Nuclear Engineering and Design, Vol.361, 2020. (<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110433>)
- [3] R.Haraguchi, et al., ”Development of the Methodology for Fault Displacement Fragility Evaluation”, SMiRT25, 2019.
- [4] “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”, NUREG-1150, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1990.
- [5] Youngs, R.R., et al. “A methodology for probabilistic fault displacement hazard analysis (PFDHA)”, Earthquake Spectra, Vol.19, No.1, pp.191-219, 2003.
- [6] Petersen, M.D., et al. “Fault displacement hazard for strike-slip faults”, Bull. Seismol. Soc. Am. 101, pp.805-825, 2011.
- [7] 高尾他, “確率論的断層変位ハザード解析手法の日本における適用”, 日本地震工学会論文集, 第13巻, pp.17-36, 2013年.
- [8] 高尾他, “確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上”, 日本地震工学会論文集, 第14巻, 第2号, pp.16-36, 2014年.
- [9] 高尾他, “確率論的断層変位ハザード解析における副断層の変位量評価に関するパラメータの最尤推定”, 日本地震工学会論文集, 第16巻, 第2号, pp.96-101, 2016年.
- [10] “日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2015”, 日本原子力学会, 2015年12月
- [11] <http://www.riskspectrum.com/en/risk/> (2019年9月25日アクセス)
- [12] 内山智曜他, “地震時システム信頼性解析コード SECOM2 の使用手引き”, JAERI-Data/Code 2002-011, 日本原子力研究所, 2002年3月
- [13] “断層変位小委員会 研究報告書”, 土木学会 原子力土木委員会, 2015年7月
- [14] “平成28年熊本地震に関する報告書”, 東北大学災害科学国際研究所, 平成29年4月
- [15] 高田他, “断層リスクに向き合う原子力安全のアプローチ 日本原子力学会特別国際シンポジウムの報告”, 日本原子力学会誌, Vol.60, No.12 (2018)

- [16] 生玉他, “地表地震断層極近傍における強震動及び永久変位の評価のための震源モデルの設定法”, 日本建築学会論文集, 2017年
- [17] “原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書”, 原子力安全推進協会 敷地内断層評価手法検討委員会, 平成25年9月
- [18] 生玉他, “地表地震断層極近傍における強震動及び永久変位の評価のための震源モデルの設定法”, 断層帯近傍における地震動評価に関するシンポジウム論文集, 2017年
- [19] 蛭澤他, “断層変位 PRA 手法の開発”, 日本原子力学会 2017年秋の大会, 2017年9月15日
- [20] 日本海事協会, 2016鋼船規則 D編, 2016年
- [21] “伊方発電所3号炉耐震設計の基本方針について補足説明資料”, 四国電力株式会社, 第203回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合, 平成27年3月5日
- [22] “伊方発電所3号機 工事計画に係る説明資料(耐震性に関する説明書)”, 四国電力株式会社, 伊方発電所工事計画審査資料, 平成28年1月
- [23] “平成19年度原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その4(タンク)に係る報告書 JNES/SSD08-01208 耐部報-0012”, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成20年10月
- [24] “伊方発電所3号機 工事計画に係る説明資料(耐震性に関する説明書)”, 四国電力株式会社 伊方発電所工事計画審査資料, 平成27年12月
- [25] “高浜発電所1号機 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震計算書”, 関西電力株式会社, 高浜発電所工事計画審査資料
- [26] “新耐震指針に照らした耐震安全性評価 主要施設の耐震安全性(美浜発電所1号機, 大飯発電所3, 4号機, 高浜発電所3, 4号機)”, 関西電力株式会社, 福井県原子力安全専門委員会, 平成21年12月21日
- [27] “伊方発電所3号機 耐震裕度確保に係る取組みについて”, 四国電力株式会社, 伊方原子力発電所環境安全管理委員会原子力安全専門部会, 平成27年7月
- [28] “玄海原子力発電所第3号機 竜巻への配慮が必要な施設の強度に関する説明書”, 九州電力株式会社, 工事計画認可申請書
- [29] “島根原子力発電所における耐震裕度向上工事の計画について”, 中国電力株式会社 報道資料, 平成20年9月2日
- [30] “平成17年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3(総合評価)に係る報告書 06 基構報-0003”, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成18年8月
- [31] “平成20~21年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 耐震機能限界試験(ファン)に係る報告書 JNES/SSD10-002 10 耐部報-0002”, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成23年3月

- [32] “平成 22 年度 耐震機能限界試験（非常用ディーゼル発電機）ガバナ振動台加振試験 JNES-SS レポート JNES-SS-1102”，独立行政法人 原子力安全基盤機構 耐震安全部，平成 23 年 7 月
- [33] “平成 17 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 4（小口径弁）に係る報告書 06 基構報-0005”，独立行政法人 原子力安全基盤機構，平成 18 年 7 月
- [34] “泊発電所 3 号炉 審査会合における指摘事項への回答”，北海道電力株式会社，第 146 回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合，平成 26 年 10 月 7 日
- [35] [http://www.yonden.co.jp/energy/atom/ikata/page\\_08.html](http://www.yonden.co.jp/energy/atom/ikata/page_08.html) （2016年11月16日アクセス）
- [36] “外部電源系統の機能喪失確率評価 JNES/SSD09-003 09 耐部報-0003”，独立行政法人 原子力安全基盤機構，平成 21 年 8 月
- [37] U.S.NRC, “Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies”, NUREG-2117, February 2012.
- [38] A. Ang and W. Tang 著，伊藤・亀田監訳，能島・阿部訳，“改訂 土木・建築のための確率・統計の基礎”，丸善，平成 19 年
- [39] 松本他，“実用的評価法による地震時損傷確率分布の推定制度～被災した地中構造物での検証事例～”，土木学会 構造工学論文集 Vol.53A，2007 年 3 月
- [40] U.S.NRC, “Updated Implementation Guidelines for SSHAC Hazard Studies”, NUREG-2213, October 2018.
- [41] “電力中央研究所報告 確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・分析－米国 SSHAC ガイドラインの適用に向けて－”，電力中央研究所，調査報告：O15008，平成 28 年 7 月
- [42] 蛭澤他，“断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確かさの取り扱い（1）概要”，日本原子力学会 2019 年秋の大会，2019 年 9 月 12 日
- [43] 湯山他，“断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確かさの取り扱い（2）地盤・建屋に係る不確かさ要因の分析・検討”，日本原子力学会 2019 年秋の大会，2019 年 9 月 12 日
- [44] 原口他，“断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確かさの取り扱い（3）機器・配管に係る不確かさ要因の分析・検討”，日本原子力学会 2019 年秋の大会，2019 年 9 月 12 日
- [45] 田中他，“断層変位フラジリティ評価における構造物基礎への断層変位作用点に係る不確かさの取り扱い（4）CDF への影響に係る分析・検討”，日本原子力学会 2019 年秋の大会，2019 年 9 月 12 日

### 3章

- [1] R.Haraguchi, et al., “Development of Fault Displacement PRA Methodology and its Application to a Hypothetical NPP”, Nuclear Engineering and Design, Vol.361, 2020. (<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110433>)
- [2] 高尾他, “確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上”, 日本地震工学会論文集, 第14巻, 第2号, pp.16-36, 2014年.
- [3] “原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書”, 原子力安全推進協会 敷地内断層評価手法検討委員会, 平成25年9月
- [4] R.Haraguchi, et al., ”Development of the Methodology for Fault Displacement Fragility Evaluation”, SMiRT25, 2019.
- [5] K. Ebisawa, et al., “Analysis and examination for developing fault displacement PRA methodology”, PSA2017, 2017.
- [6] K. Ebisawa, et al., “Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Concept of its Application to a Hypothetical NPP”, PSAM 14, 2018.
- [7] “平成19年度原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その4(タンク)に係る報告書 JNES/SSD08-012 08 耐部報-0012”, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成20年10月
- [8] “日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015”, 日本原子力学会, 2015年12月
- [9] “断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書”, 日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会, 2017年3月
- [10] “東海第二発電所 確率論的リスク評価(PRA)について”, 日本原子力発電株式会社, 第468回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料2-1-2, 平成29年5月18日
- [11] “柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 確率論的リスク評価について(外部事象 地震 PRA)”, 東京電力株式会社, 第142回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料2-1, 平成26年9月30日
- [12] “川内原子力発電所第1号機 第1回安全性向上評価届出書”, 九州電力株式会社, 平成29年7月
- [13] “安全性向上評価届出書(高浜発電所3号機), 関西電力株式会社, 平成30年1月10日
- [14] “安全性向上評価届出書(伊方発電所3号機), 四国電力株式会社, 令和元年5月24日

#### 4章

- [1] 高田他, “断層リスクに向き合う原子力安全のアプローチ 日本原子力学会特別国際シンポジウムの報告”, 日本原子力学会誌, Vol.60, No.12 (2018)
- [2] “実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則”, 平成 25 年 6 月
- [3] “Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”, Draft Safety Guide No. DS 507, IAEA, 2018
- [4] “断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書”, 日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会, 2017 年 3 月
- [5] “加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド”, 原子力規制委員会, 平成 25 年 11 月 27 日
- [6] “日本原子力学会標準 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準 : 2018”, 日本原子力学会, 2019 年 3 月
- [7] “実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド”, 原子力規制委員会, 平成 25 年 11 月 27 日

#### 5章

- [1] R.Haraguchi, et al., “Development of Fault Displacement PRA Methodology and its Application to a Hypothetical NPP”, Nuclear Engineering and Design, Vol.361, 2020. (<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2019.110433>)
- [2] Yuyama, et al., “Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to an Assumed NPP(2) Control Point and its Relevant Uncertainties of PFDHA”, SMiRT25, 2019
- [3] 小山, 鄭, “断層破壊伝播速度と被害地震の震度分布”, 地震, 第 41 卷, pp.235~245, 1988 年



付録 1

用語集

## 目次

|                |     |
|----------------|-----|
| 断層関連用語 .....   | 231 |
| PRA 関連用語 ..... | 232 |
| 設備関連用語 .....   | 238 |
| 規制文書 .....     | 239 |

## 用語集

### <断層関連用語>

| 用語              | 説明  |
|-----------------|---|
| 断層              | 地盤に生じた破断面で、その面（断層面）に沿ってずれ（相対的なせん断変位）のあるもの。[1]   |
| 活断層             | <ul style="list-style-type: none"> <li>・最近の地質時代に繰り返し活動し、将来も活動する可能性のある断層。[1]</li> <li>・一般的に、最近の地質時代に繰り返し活動し、将来に活動する可能性のある断層。後期更新世以降の活動が否定できない断層。活断層の認定に当たっては、最終間氷期もしくはそれ以前の地層又は地形面に断層による変位・変形が認められないものは考慮対象外とすることができる。[2]</li> </ul> |
| 断層変位            | 断層面に沿って生じた両側の地盤のずれ（相対的なせん断変位）。[1]   |
| 主断層             | 震源断層の地表延長部の断層。[1]   |
| 震源断層            | 地震を発生させた地下の断層。[1]   |
| 副断層             | <ul style="list-style-type: none"> <li>・主断層及び分岐断層の周辺に副次的に生じた断層。[1]</li> <li>・震源断層と地質構造の関連性は認められないが、震源断層の活動に伴って形成された二次的な断層で、今後も震源断層の活動により変位する可能性が否定できない断層。[2]</li> </ul>   |
| 分岐断層            | <ul style="list-style-type: none"> <li>・主断層から分岐した断層。[1]</li> <li>・震源断層から分岐して形成された断層で、今後も震源断層の活動により活動する可能性も含む断層。[2]</li> </ul>   |
| 解放基盤表面<br>解放基盤面 | 基盤（概ね第三紀層及びそれ以前の堅牢な岩盤であって、著しい風化を受けていないもの）面上の表層や構造物がないと仮定した上で、基盤面に著しい高低差が無く、ほぼ水平であって相当な広がりのある基盤（S波の速度 $V_s=0.7\text{km/s}$ 相当以上の値を有する硬質地盤）の表面。[3]  |

#### (参考文献)

- [1] “断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 「断層の活動性と工学的なリスク評価」 調査専門委員会報告書”、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会、2017年3月
- [2] “原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書”、原子力安全推進協会 敷地内断層評価手法検討委員会、平成25年9月
- [3] 日本電気協会、原子力発電所耐震設計技術指針、JEAG4601-1987

<PRA 関連用語>

| 用語               | 説明  |
|------------------|---|
| アンアベイラビリティ       | 評価対象期間にわたって、ある SSC が機能を果たすことが出来ない状態となる確率。[1]  |
| 安全系設備            | 原子力施設の安全性を確保するために必要な各種の機能を持つ設備。[1]<br>安全機能を果たすべき構築物、系統及び機器は、(1)異常状態の発生を防止する、(2)異常状態が発生してもその異常状態の拡大を防止する、又は事故の影響を緩和するように計画されている。[1]  |
| 安全性向上評価          | 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 43 条の 3 の 29 及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 99 条の 2 から第 99 条の 7 までの規定に基づき、原子炉施設における安全性の向上を目的として、原子力事業者が原子炉施設の全体に係る安全性について、総合的な評価を定期的に行う制度。PRA と安全裕度評価（ストレステスト）の実施が求められる。   |
| 安全目標             | あるリスクが受け入れ可能である水準を示す値。事故時の一般大衆の死亡率などが指標となる。   |
| イベントツリー          | 起回事象などを出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、関連する緩和設備の作動の成否などを分岐として樹形状に展開した図式。[1]  |
| 外部事象<br>外部事象 PRA | 起回事象を引き起こす原因となる原子力施設の外部で発生する地震、津波、洪水などの事象。又は、起回事象を引き起こす原因となる内部で発生する火災、溢水などの事象（機器のランダム故障及び人的過誤は含まれない）。[1]<br>外部事象 PRA とはこれを評価対象とする PRA。  |
| 格納容器機能喪失         | 原子力発電所において、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び／又は格納容器破損によって、放射性物質の閉じ込め機能が喪失すること。<br>注記 格納容器機能喪失は、環境への放射性物質の放出を伴う場合と伴わない場合の両方を含む。格納容器破損とは、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が、限界耐力以上の負荷による構造的な損傷によって喪失することをいう。[1]<br>(格納容器バイパス：燃料から放出された放射性物質が格納容器雰囲気を経由することなく環境に放出される経路が生じる事象。[1]) |

| 用語                                | 説明  |
|-----------------------------------|---|
| 格納容器機能喪失頻度 (CFF)                  | 単位時間当たりの格納容器機能喪失の発生回数、又はその期待値。<br>[1]   |
| 過渡<br>過渡事象                        | 機器の単一の故障もしくは誤動作または運転員の単一の誤操作、およびこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。[4]  |
| 緩和設備<br>緩和系                       | 起因事象の影響を低減し、炉心損傷、格納容器機能喪失、及び／又は放射性物質などの放出を伴う事故の影響を低減する機能をもつ設備又は系統。[1]   |
| 起因事象                              | 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器機能喪失、及び／又は放射性物質などの放出を伴う事故へ波及する可能性のあるもの。[1]   |
| 基事象                               | フォールトツリーにおいて、それ以上展開しない事象。<br>例 人的過誤、機械的故障、境界条件に関連する事象[1]  |
| 機能損傷                              | ポンプ類などの動作に関する機能（機械的動的機能）又は電気盤類などの電氣的なシステムの機能（電氣的動的機能）などに対して、断層変位などの事象の発生時又は後に機器が動作（起動）しない、動作しても要求される性能を発揮できない、動作していたものが停止してしまう、あるいは誤動作する、などの原因によって、所定の機能を果たすことが出来ない状態。[2] |
| 偶然的不確実さ<br>(aleatory uncertainty) | 材料特性などに見られるように対象物が本来持っているばらつく特性による不確実さ。[2]  |
| 原子炉スクラム<br>原子炉トリップ                | 原子炉を緊急停止すること。PWR では原子炉トリップという。  |
| 構造損傷                              | 断層変位が作用することによって、建屋・機器などの構成部材・部品が大変形・破断などを生じ、構造体としての支持機能に関する機能の喪失した状態。[2]  |
| 最小カットセット                          | 頂上事象を引き起こす基事象の最小の組合せ。   |
| サイト・プラントウォークダウン                   | リスク評価を実施する上で必要な情報について、机上の情報を補足し、正確さを確認するために実施する、原子力施設内の現地調査。<br>注記 原子力施設敷地内を含めて現地調査を行う場合は、サイト・プラントウォークダウンという。[1]  |
| 再循環運転                             | LOCA 時に燃料取替用水を炉心に注入した後、水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、炉心に再注水する運転状態。  |

| 用語                | 説明  |
|-------------------|---|
| サポート系             | フロントライン系の機能を支援する系統。<br>例 電気系統、補機冷却水系統、海水系統、空気系統、換気空調系統[1]   |
| 事故シーケンス           | 起回事象の発生から緩和設備の作動の成否などの組合せを経て望ましくない最終状態（炉心損傷、放射性物質放出など）に至る経路。<br>[1]   |
| 事故シナリオ            | 事故に至るまでの事象連鎖の因果関係を表したもの。[1]   |
| システム解析<br>システム評価  | システムの構成及び構成要素を分析してシステム信頼性を評価すること。[1]<br>(システム：複数の相互に関係する要素（例えば、建物・構築物、機器・配管系、運転員）で構成され、特定の機能又はその一部を果たすもの。[1])                                   |
| シビアアクシデント         | 原子力発電所の設計基準事故を超える事象であって、炉心又は使用済燃料の適切な冷却、反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心又は使用済燃料の重大な損傷に至った状態。[1]   |
| シビアアクシデント<br>対策設備 | 緩和設備の一種であり、シビアアクシデントの発生防止措置、シビアアクシデントに拡大した場合の影響緩和措置、又は事故が制御された状態の安定的かつ長期的な確保のための措置に用いる設備。<br>[1]  |
| 重大事故              | シビアアクシデントに同じ。   |
| 条件付損傷確率           | ある特定の条件を前提とした場合の損傷確率。[2]  |
| 性能目標              | 安全目標を達成するためにプラントに要求される安全性の水準。炉心損傷頻度や格納容器機能喪失頻度などが指標となる。   |
| 成功パス              | イベントツリーにおいて、最終的に事象収束（炉心健全など）に至る経路のこと。   |
| 損傷モード             | その部位での損傷を起こす様態。[2]  |
| 耐震クラス<br>耐震重要度分類  | 施設の耐震設計を合理的に行うため、安全上分類したもの。[2]  |
| 点推定値              | 単一の数値の形で与えられるパラメータの推定値、又はそれらを用いて算出された炉心損傷頻度などの推定値。<br>注記 確率変数の標本の平均値は、その確率変数の平均の点推定値としてよく用いられる。炉心損傷頻度の点推定値という場合、基事象の平均値を用いて評価した単一の炉心損傷頻度を表す。[1] |

| 用語                                  | 説明  |
|-------------------------------------|---|
| 内的事象<br>内的事象 PRA                    | 起因事象を引き起こす原因となる原子力施設の内部で発生する機器のランダム故障、（運転・保守要員の）人的過誤などの事象。[1]<br>内的事象 PRA とはこれを評価対象とする PRA。   |
| 認識論的不確実さ<br>(epistemic uncertainty) | 知識及び認識の不足に関する不確実さ。[2]   |
| 超過確率                                | 評価対象事象がその大きさを超えて発生する確率。[2]  |
| 超過頻度                                | ある事象の特性をよく反映する指標の大きさに着目した場合に、評価対象事象がその大きさを超える頻度。[2]   |
| ハザード                                | 原子力施設の安全性に脅威を与える可能性のある事象。なお、ある任意地点において将来の一定期間中に襲来するであろうハザードの強さと、その強さを超過する頻度又は確率との関係を連ねたものをハザード曲線という。[3]   |
| 反応度                                 | 原子炉が臨界状態からずれている程度を示す無次元の量で、次の式で定義される（ここで、臨界状態とは、核分裂で発生した中性子が、次の分裂に寄与する分と体系から逃げて行く分の釣合いが継続的にとれている状態をいう）。<br>$P = K_{ex}/K_{eff} = (K_{eff} - 1)/K_{eff}$<br>ただし、P は反応度、 $K_{ex}$ は過剰増倍率、 $K_{eff}$ は実効増倍率である。反応度（P）が正の場合は、原子炉内部の中性子の数（原子炉出力）が時間とともに増加し、臨界超過の状態と呼ばれる。一方、反応度が負の場合は時間とともに中性子の数が減少し、臨界未満の状態と呼ばれる。[4] |
| フィードアンドブリード                         | 2次系からの除熱機能喪失時に高圧注入系による注入と加圧器逃し弁開放による放出による炉心冷却機能を維持する方策。   |
| ブースティング                             | LOCA 時再循環運転において、格納容器再循環サンプル水を余熱除去ポンプで取水し昇圧して、充てん／高圧注入ポンプによる炉心への注水に繋げること。  |
| フォールトツリー                            | 頂上事象について、AND ゲート、OR ゲートなどの論理記号を使用して、その発生の原因をたどって樹形状に展開した図式。[1]  |

| 用語           | 説明   |
|--------------|--|
| 不確実さ         | リスク評価の過程及び結果に含まれる物理量、モデル、専門家判断などにおける確実さの度合いの定量値。<br>注記 PRA では不確実さをもたらす要因を、物理現象のランダム性に係わる偶然的な不確実さ(aleatory uncertainty)と知識及び認識の不足に係わる認識論的不確実さ(epistemic uncertainty)を扱う。[1] |
| フラクタイルハザード   | ハザードの不確実さ評価結果の一つであり、信頼度別のハザード曲線群の総称をいう。[2]   |
| フラジリティ       | 入力となるある事象の作用に対して建屋・機器等が損傷する度合い。[2]   |
| ブローダウン       | 高温高圧の流体（液体、気体等）が容器や装置から高速で流出していく現象。<br>狭い意味では、冷却材の流出が始まってから冷却材が補給されて原子炉冷却が開始される（再冠水現象の開始）までの過程をブローダウン過程と呼ぶ。[4]   |
| フロントライン系     | 所定の安全機能を直接果たす系統。[1]  |
| ヘディング        | イベントツリーにおいて、その成否を用いて事象の進展をモデル化するための条件として選定されたもの。<br>例 システム、運転性、運転員操作、環境 [1]  |
| 崩壊熱          | 放射性物質の崩壊によって生ずる熱。[4]   |
| 炉心損傷         | 炉心の露出又は過熱によって生ずる燃料の重大な損傷。[1]   |
| 炉心損傷頻度 (CDF) | 単位時間当たりの炉心損傷事故の発生回数、又はその期待値。[1]  |
| AM 策         | Accident Management 策<br>設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷するおそれのある事態が万一発生したとしても、シビアアクシデントに拡大するのを防止するため、若しくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するために採られる措置のこと。[4]                                    |
| ATWS         | Anticipated Transient Without Scram スクラム失敗事象<br>原子炉の寿命中1回あるいはそれ以上起こると予想される運転時の過渡変動中に、原子炉スクラムが要求されたにもかかわらず、原子炉安全保護系（あるいは停止系）の故障のために原子炉がスクラムしない事象のことをいう。[4]                  |
| CCDP         | Conditional Core Damage Probability 条件付き炉心損傷確率   |
| CDF          | Core Damage Frequency 炉心損傷頻度   |



| 用語                      | 説明  |
|-------------------------|---|
| CFF                     | Containment Failure Frequency 格納容器機能喪失頻度  |
| ECCS                    | Emergency Core Cooling System 非常用炉心冷却装置<br>原子炉で原子炉冷却系の配管破断が起きる等の事故が発生し、原子炉冷却材が炉心から喪失した場合に直ちに冷却材を炉心に注入して炉心を冷却する安全システム。[4]  |
| Fussell-Vesely (FV) 重要度 | <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷などの発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標。[2]</li> <li>・特定の機器の故障又は人的過誤の発生確率を低減することによって、どれほどの安全性の向上が望めるかを示す指標。[2]</li> </ul> |
| HCLPF                   | High Confidence of Low Probability of Failure<br>高信頼度低損傷確率<br>フラジリティ評価の入力の指標（断層変位量など）で表され、その入力作用した時の損傷確率が高い信頼度で十分低い、ということを示す値。                                    |
| LOCA                    | Loss of Coolant Accident 冷却材喪失事故<br>炉心で発生した熱を除去し熱交換器あるいは蒸気タービンへ熱を伝達する役目をもつ原子炉冷却材が配管の破損等によって流れ出し炉心の冷却機能が損なわれる事故をいう。[4]   |
| P 信号                    | 格納容器スプレイ作動信号。   |
| PRA                     | Probabilistic Risk Assessment 確率論的リスク評価<br>発生する可能性のある様々な事象について、その発生確率を考慮してリスクを評価すること。[4]  |
| SSHAC                   | Senior Seismic Hazard Analysis Committee<br>確率論的な地震動評価で必要となる認識論的不確実さについて、その検討内容や検討手順を検討するために米国に設置された委員会。<br>[5]   |
| S 信号                    | 高圧注入及び加圧器逃がし弁の強制開の作動信号。   |
| UV 信号                   | 非常用高圧母線の電圧低による、母線電圧低信号。各補機の自動トリップや電源切換を行う。  |
| 2 次系強制冷却                | 補助給水系による給水の継続と主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁の手動開操作により 2 次系で 1 次系を減温／減圧すること。   |
| 2 次系破断                  | PWR において 2 次系の配管（主蒸気・主給水系）が破断する事象   |

(参考文献)

- [1] “日本原子力学会標準 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義：2018”、日本原子力学会、2019年3月
- [2] “日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015”、日本原子力学会、2015年12月
- [3] “断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書”、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会、2017年3月
- [4] 原子力百科事典 ATOMICA <https://atomica.jaea.go.jp/index.html>
- [5] 電力中央研究所報告、“確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・分析—米国 SSHAC ガイドラインの適用に向けて—”、調査報告：O15008、平成28年7月

<設備関連用語>

| 用語                         | 説明   |
|----------------------------|--|
| 海水系                        | 主に原子炉補機冷却器、空調用冷凍機（チラー）、ディーゼル発電機を冷却するために使用する海水を供給するための系統。                   |
| 海水取水ライン構造物<br>海水管ダクト（トレンチ） | 海水取水ポンプとポンプから建屋内へ延びる配管が設置されている原子炉建屋外の構築物。                                  |
| 原子炉建屋                      | 原子炉容器・1次冷却系設備・原子炉格納容器をはじめとした、主要な設備が設置されている建屋。原子炉格納容器の外側部分を原子炉周辺建屋という場合もある。 |
| 主給水系                       | 蒸気発生器に2次冷却水を供給する系統。  |
| 制御建屋                       | 中央制御室や電気系設備、補機冷却系設備など、原子炉を制御するために必要な設備が設置されている建屋。原子炉補助建屋ともいう。              |
| タービン建屋                     | 発電用タービンが設置されている建屋。   |
| チラー水系                      | 空調用冷凍機から各空調系設備に供給される水の系統。  |
| 廃棄物処理建屋                    | 原子力発電所内で発生する放射性廃棄物を放出・搬出できる状態に処理するための設備が設置されている建屋。                         |
| 補機冷却系統                     | 原子炉の運転に必要な各系統の機器（ポンプ、熱交換器等）を水で冷却する系統。                                      |
| 1次系（1次冷却系）                 | 原子炉の炉心で発生する熱を原子炉冷却材で除去するための閉回路で、原子炉を含めた冷却回路。[1]                            |

| 用語         | 説明   |
|------------|--|
| 2次系（2次冷却系） | 1次系で発生した熱を蒸気発生器に供給した水で受け取り、発生した蒸気を導いて発電タービンを駆動させる回路  |
| PWR        | <b>Pressurized Water Reactor</b> 加圧水型原子炉<br>軽水を原子炉冷却材および中性子減速材として使用し、炉心全体にわたって沸騰しない高温高压水とし（一次冷却系）、この高温高压水を蒸気発生器に送って熱交換により蒸気を発生させ（二次冷却系）、この蒸気をタービン発電機へ送って発電する。[1] |
| BWR        | <b>Boiling Water Reactor</b> 沸騰水型原子炉<br>炉心で発生した熱を除去する冷却水が原子炉容器内で沸騰した状態で炉外へ取り出され、その蒸気で直接タービンを回して発電する。[1]  |
| SSC        | <b>Structures, Systems, and Components</b><br>構築物、系統（設備）及び機器   |

（参考文献）

[1] 原子力百科事典 ATOMICA <https://atomica.jaea.go.jp/index.html>

### <規制文書>

| 用語                   | 説明   |
|----------------------|--|
| 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 | 発電用原子炉施設の耐震設計に関する安全審査を行うに当たって、その設計方針の妥当性を評価するために1978年に最初に定められ、1981年に静的地震力の算定法等について見直しを行い改訂された。その後、地震学および地震工学の最新知見等を反映して抜本的な改訂が2006年9月に行われた。[1]   |
| 商業用原子力発電炉に係る新規制基準    | 2012年（平成24年）6月の原子炉等規制法改正に基づき、規則、各種ガイド等により新規制基準が制定された。新規制基準の要点は、1) 重大事故（シビアアクシデント）対策の強化、2) 最新の技術的知見を取り入れ、既に許可を得た原子力施設にも新規制基準への適合を義務づける制度（バックフィット制度）の導入、3) 運転期間延長認可制度の導入、4) 発電用原子炉の安全規制に関する原子炉等規制法への一元化、などの措置を講ずることである[1]。 |

| 用語                                 | 説明   |
|------------------------------------|--|
| 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法） | 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用は、平和利用に限定し、公共の安全を確保することなどが求められ、この観点から原子力施設の設置及び運転等に関する規制を定めた法律。この法律は、昭和 32 年に定められ、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用に関し、(1) 平和利用に限定、(2) 計画的利用実施の確保、(3) これらによる災害防止と核燃料物質を防護して、公共の安全確保を図るために、精錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに原子炉の設置及び運転等に関する規制を定めている。[1] |
| 実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド          | 原子炉等規制法で実施が規定されている安全性向上評価について、その具体的な運用を示すものとして原子力規制庁が発行したガイドライン。   |
| SSG                                | Specific Safety Guide 個別安全指針<br>IAEA が発行する安全要件を順守する方法についての推奨や手引きを示す文書。   |

(参考文献)

[1] 原子力百科事典 ATOMICA <https://atomica.jaea.go.jp/index.html>

## 付録 2

### 断層変位フラジリティの妥当性検討

## 目次

|  |     |
|--|-----|
| A2. 断層変位フラジリティの妥当性検討.....                                  | 243 |
| A2.1 断層変位フラジリティ妥当性検討の手順.....                               | 243 |
| A2.1.1 STEP1: 断層変位被害関連情報の収集・分析.....                        | 244 |
| A2.1.2 STEP2: 暫定耐力評価パラメータの設定.....                          | 244 |
| A2.1.3 STEP3: 暫定応答評価パラメータの設定.....                          | 245 |
| A2.1.4 STEP4: 一般構造物仕様フラジリティ SSHAC の実施と原子力仕様への拡張<br>246     |     |
| A2.1.5 STEP5 原子力仕様断層変位フラジリティ SSHAC の実施.....                | 252 |
| A2.1.6 まとめ.....  | 253 |
| A2.2 原子力発電所フラジリティ評価モデル妥当性検討に向けた台湾・集集地震の石岡<br>ダム被害再現解析..... | 254 |
| A2.2.1 断層変位被害関連情報の収集・分析.....                               | 255 |
| A2.2.2 損傷モードと耐力パラメータ.....                                  | 258 |
| A2.2.3 損傷シナリオに基づく応答解析モデルと応答パラメータの設定.....                   | 259 |
| A2.2.4 解析結果と被害状況再現の確認.....                                 | 264 |
| A2.2.5 今後の研究事項.....  | 271 |
| A2.3 まとめ.....  | 272 |

## A2. 断層変位フラジリティの妥当性検討

本付録は、本文 2.3.5.5 項に示した、原子力発電所を対象とした断層変位フラジリティの妥当性検討について、現在進められている研究から現時点での検討内容と課題の詳細について示すものである。

なお、本付録は、主に以下に示す文献において発表した内容に基づくものである。

- ・ H.Tsutsumi, K.Ebisawa, T.Sakai, A.Yuyama, Y.Mihara, Y.Nikaido, R.Haraguchi, ” Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of Its Application to an Assumed NPP (3) The Validation Strategy of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology ”, SMiRT25, 2019. [1]

### A2.1 断層変位フラジリティ妥当性検討の手順

本文 2.3.5.5 項では、原子力発電所を対象とした断層変位フラジリティ妥当性検討として、まず一般構造物とその被害事例を対象とした検討を行い、その結果から得られる情報を原子力発電所向けに活用するという方法について示した。この方法の概要は以下のとおりである。

- ・ 構造や被害状況などに基づき原子力発電所の建屋・構築物のフラジリティ評価にかかわる応答挙動の検討に参照できる一般構造物（ダムなど）を選定する
- ・ 選定した被害事例をもとに、対象とした一般構造物の耐力・応答にかかわるパラメータを抽出する
- ・ フラジリティ SSHAC の実施による耐力・応答パラメータ検討を経て、対象とした一般構造物の被害を再現するモデルを設定する。
- ・ 上記で設定されたモデル・パラメータについて原子力発電所に適用するために必要な調整などを行ったうえで、フラジリティ SSHAC により原子力発電所でのモデルを確定させる検討を行う。

以上の流れを検討内容も含めて整理すると、図 A2.1-1 に示すように次の 5 ステップにより検討を行うというものである。

STEP1: 断層変位被害関連情報の収集・分析

STEP2: 暫定耐力評価パラメータの設定

STEP3: 暫定応答評価パラメータの設定

STEP4: 一般構造物仕様フラジリティ SSHAC の実施と原子力仕様への拡張

STEP5: 原子力仕様断層変位フラジリティ SSHAC の実施

以下では、各ステップで実施する内容について述べる。

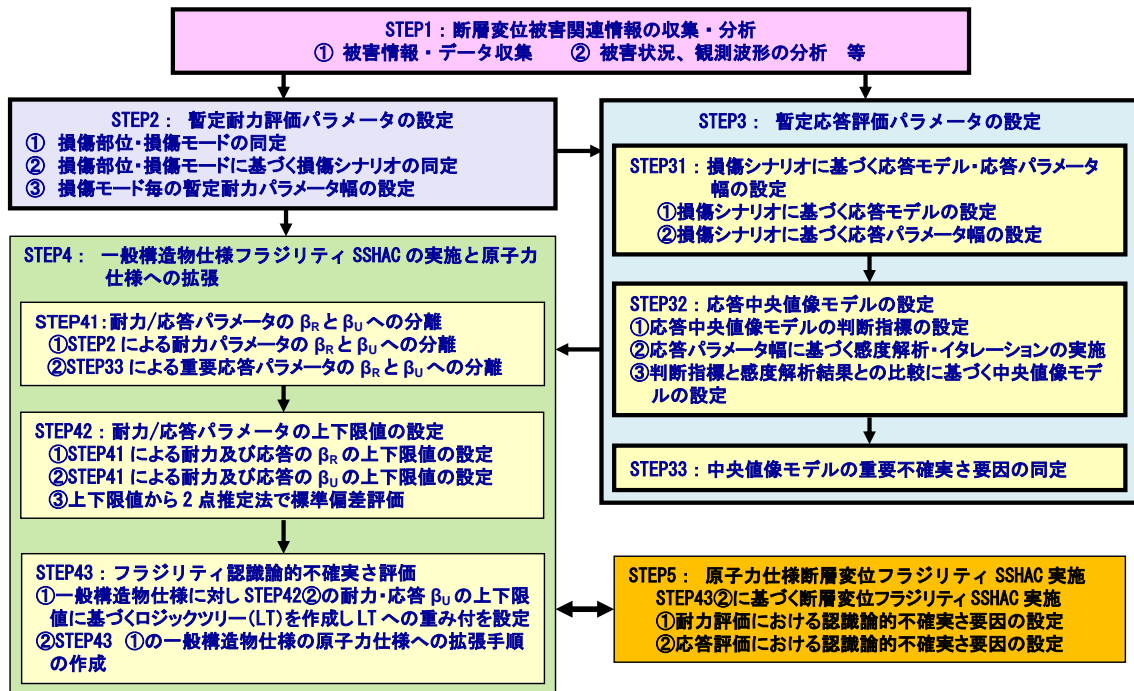


図 A2.1-1 断層変位 fragility 評価妥当性検討の枠組み・手順

### A2.1.1 STEP1: 断層変位被害関連情報の収集・分析

検討対象の構造物について、その耐力・応答に関する検討を行うためには、断層変位による被害状況を分析することで、着目すべき現象とそれを再現するための前提条件や入力となりうる情報を把握する必要がある。このため、妥当性検討にかかわる手順の最初の断層変位被害関連情報の収集・分析に関する検討として、以下に示すような項目が挙げられる。

- ① 検討対象に関する被害情報・データ収集
- ② 検討対象の被害状況の分析
- ③ 検討対象における被害発生時の観測波形の分析 等

### A2.1.2 STEP2: 暫定耐力評価パラメータの設定

検討対象構造物の現実的耐力を設定するためには、まず断層変位が作用したときに考えられる損傷部位と損傷モードを同定したうえで、それらの損傷が発生した時にどのような現象が起こるのか(損傷シナリオ)を明確にし、そこにどのような耐力パラメータ(例えば、コンクリートの圧縮強度・引張強度のような物性値など)が関連するのかを特定することが必要である。また、特定した耐力パラメータについては、それがとりうる値の幅を設定する



ことで、分布としての耐力モデルの検討につなげることができる。

以上をまとめると、検討すべきものとして以下のように整理することができる。

- ① 損傷部位・損傷モードの同定
- ② 損傷部位・損傷モードに基づく損傷シナリオの同定
- ③ 損傷モード毎の暫定耐力パラメータとそのとりうる幅の設定

### A2.1.3 STEP3: 暫定応答評価パラメータの設定

入力断層変位に対する検討対象構造物の現実的応答を設定するためには、STEP2 で特定した損傷シナリオにかかわる応答のパラメータとしてどのようなものがあり、それがどのような値の幅を取りうるのかを把握する必要がある。以下では、そのために必要な検討の内容について示す。

#### A2.1.3.1 STEP31 : 損傷シナリオに基づく応答モデル及び応答パラメータ幅の設定

検討対象構造物の応答にかかわるパラメータ（例えば、構造物の剛性・強度、地盤との境界条件、など）とその取りうる値の幅を把握するためには、対象とする損傷シナリオを再現しうる応答解析モデルを作成し、パラメータを変化させた解析を行うことで、パラメータの過不足や各パラメータが取りうる値の範囲を得るという方法が考えられる。

上記を整理すると、以下の項目ようになる。

- ① 損傷シナリオに基づく応答解析モデルの設定
  - ・ 検討対象の損傷シナリオを表し得る応答解析モデルを設定する。
- ② 損傷シナリオに係る応答パラメータ幅の設定
  - ・ 上記で設定した応答解析モデルを用いて損傷シナリオに係る要因の応答挙動を表し得ることを確認した上で、損傷シナリオに係る応答パラメータを設定すると共に、その取りうる幅を感度解析によって設定する。

#### A2.1.3.2 STEP32 : 応答中央値像モデルの設定

STEP31 で設定した応答解析モデルが、損傷の実現象（損傷シナリオ）を適切に再現し、検討対象構造物の現実的応答を表しうるもの（応答中央値像モデル、という）であることを確認する必要がある。これは、その応答解析モデルによって得られる応答の範囲内に実現象での観測値が収まっていることで判断することができるが、複数ある応答パラメータについて、その現実的な関連性からかけ離れたような条件設定のもとで、見かけ上実現象を再現できていたとしても意味がないことに留意しなければならない。

以上を踏まえて、応答中央値像モデルの設定について以下のように整理することができる。

- ① 応答中央値像モデルの判断指標の設定
  - ・ 応答解析モデルが現実的応答を再現できるものであることは、損傷シナリオに

係る応答に関する各要因について、その応答解析モデルによる応答値が少なくとも被害事例における各要因の観測値を上限値として満たせることを指標として判断する。

② 応答パラメータ幅に基づく感度解析/イタレーションの実施

・STEP31②で得た応答パラメータ幅に基づき、STEP32①の判断条件に近似するように感度解析/イタレーションを繰り返し行う。

③ 判断指標と感度解析結果との比較に基づく中央値像モデルの設定

・STEP32①の判断条件と②の感度解析結果を比較し、損傷シナリオに係るパラメータが合理的・調和的に表されていると共に、応答挙動に係る観測値も合理的に説明し得ることをもって、その応答解析モデルを現実的応答を再現できる応答中央値像モデルとして決定する。

#### A2.1.3.3 STEP33：中央値像モデルの重要不確実さ要因の同定

STEP32 で確定した応答中央値像モデルについて、その解析モデルの構成にかかわる主要な応答パラメータが、現実的応答分布を特徴づける重要な不確実さ要因であるといえる。これらを整理し、次のステップにおいて詳細な分析を行う。

#### A2.1.4 STEP4: 一般構造物仕様フラジリティ SSHAC の実施と原子力仕様への拡張

STEP3 までで、耐力と応答の不確実さ要因を特定することができた。フラジリティ評価のために耐力と応答の確率分布を定義づけるためには、それらの不確実さ要因が、認識論的不確実さに関わるものか、偶然的な不確実さに関わるものか、あるいはその両方に関わるものかを示したうえで、その中央値と標準偏差を設定する必要がある。これらの検討は、先に述べたように、フラジリティ SSHAC によって行うが、それぞれが一つの結論に集約されるとは限らない。この場合には、各要素に関する複数の結論に対して重みをつけ、それを分岐としたロジックツリーを構成する。結果として、一つのロジックツリーの経路について一つのフラジリティ曲線が得られることになり、最終的に得られるフラジリティ曲線群の幅がフラジリティの認識論的不確実さとなる。

次に、以上の一般構造物での検討を原子力発電所の建屋・構築物に適用することを検討する。耐力に関しては、一般構造物仕様と原子力仕様では設計基準が異なるため、原子力仕様に適用することは困難かもしれない。一方で、応答に関しては、一般構造物と原子力とで建屋・構築物の構造が類似しているところもあることから、一般構造物仕様の検討を原子力仕様に適用できる部分は多いといえる。したがって、一般構造物仕様から必要な補正や追加すべき事項について検討のうえ、原子力の建屋・構築物への拡張として適用する。

以上について、各ステップとして以下に整理して示す。

#### A2.1.4.1 STEP41：耐力/応答パラメータそれぞれの偶然的不確かさ要因( $\beta_R$ )と認識論的不確かさ要因( $\beta_U$ )への分離

耐力・応答の不確かさ要因として特定したパラメータについて、それが  $\beta_R$  と  $\beta_U$  のいずれに分類されるかを検討する。各パラメータが  $\beta_R$  と  $\beta_U$  のいずれであるかは、明確な基準があるわけではないので、フラジリティ SSHAC による専門家の合議によって決定することが適当である。なお、この検討では、物理的要因として  $\beta_R$  と  $\beta_U$  のいずれかに明確に分類できるか、そうでない場合は全体の不確かさへの寄与度合い ( $\beta_R$  と  $\beta_U$  に差をつけた値を与えた場合、小さい値のほうが持つ全体の不確かさへの寄与は非常に小さくなり、評価上の意味がなくなる) について十分に検討することが必要である。

なお、あるパラメータについて  $\beta_R$  と  $\beta_U$  の両方が寄与すると判断される場合として、STEP3 までの一般構造物の分析から得られる不確かさは  $\beta_R$  と  $\beta_U$  が合成された (コンポジット) 不確かさ( $\beta_C$ )であるので、 $\beta_R$  と  $\beta_U$  とに明確に分けることは困難といえる。したがって、このような場合は、2点推定法を用いて  $\beta_R$  を推定し (次項の STEP42 参照)、 $\beta_C$  からそれを引き去ることで  $\beta_U$  を求めるという方法が合理的である。

- ① STEP2 の耐力パラメータの  $\beta_R$  と  $\beta_U$  への分類
- ② STEP33 の重要応答パラメータの  $\beta_R$  と  $\beta_U$  への分類

#### A2.1.4.2 STEP42：耐力/応答パラメータそれぞれの上下限値の設定

STEP41 で  $\beta_R$  と  $\beta_U$  のいずれに分類されるかを決定した、耐力・応答の各不確かさ要因 (パラメータ) について、評価対象構造物の耐力・応答の分布の作成に用いるために、それぞれの中央値と標準偏差を得る必要がある。パラメータの中には、文献などで中央値と標準偏差が知られている場合もあるが、そうでない場合や文献値の信頼性が不明な場合などはフラジリティ SSHAC による専門家の合議によって決定することが適当である。この中央値と標準偏差の検討に当たっては、各パラメータの上下限値を設定して 2点推定法を用いて求めることが合理的と考えられる。

- ① STEP41 の耐力及び応答の偶然的不確かさ要因  $\beta_R$  の上下限値の設定
- ② STEP41 の耐力及び応答の認識論的不確かさ要因  $\beta_U$  の上下限値の設定
- ③ 上下限値から 2点推定法での対数標準偏差の評価

確率分布が対数正規分布に従うと仮定し、図 A2.1.4-1 に示すように上下限値から 2点推定法により中央値及び対数標準偏差を求める。

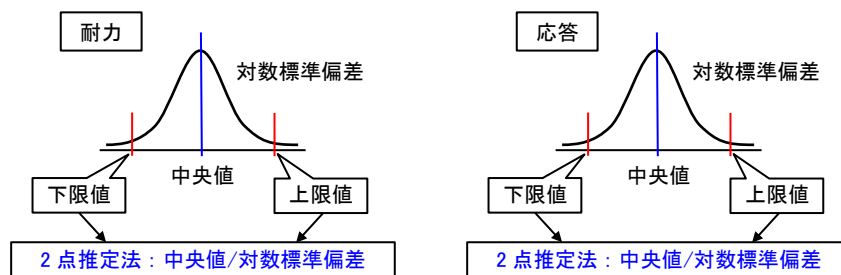


図 A2.1.4-1 上下限值から2点推定法での標準偏差の評価の概念

#### A2.1.4.3 STEP43 断層変位フラジリティ認識論的不確実さの評価

STEP42 で耐力・応答の各不確実さ要因（パラメータ）の中央値と対数標準偏差を得たので、これらを用いてフラジリティを求めることができる。本項の冒頭で示したように、フラジリティ SSHAC によって各パラメータの中央値と対数標準偏差が単一の結論にならないことも考えられるので、その場合は重み付けをしたうえで、すべての組み合わせによるフラジリティを算出する。このパラメータの組み合わせによるフラジリティのパターンはロジックツリーを用いることで合理的に示すことができる。また、最終的に得られるフラジリティ曲線群からフラジリティの認識論的不確実さを評価することができる。

##### (1) 一般構造物仕様フラジリティ認識論的不確実さ評価手順（一般構造物仕様手順）

耐力及び応答の各パラメータに関する STEP42 の結果に基づき、分岐に重みを付けたロジックツリーを作成する。

ロジックツリーの作成に当たっては、図 A2.1.4-2 中の左ブロックに示すように耐力と応答に係る不確実さ要因（パラメータ）を整理し、必要に応じてロジックツリーの分岐となるパラメータをさらに細分化する。

ここで、とくに応答の不確実さ要因については、ロジックツリーの分岐とするに当たって、その感度を考慮することが重要である。すなわち、全体に対して感度の低い無用な分岐が生じることは、作業効率の観点からも避ける必要がある。後述するように、一般的に不確実さの大きさは、ハザードなどの自然現象に起因する不確実さが最も大きく、次いで、地盤の持つ不確実さ、コンクリート（建屋）の持つ不確実さの順で小さくなっていくものと考えられる。これらの不確実さ要因は、それぞれ本文 2.3.5.3(3)項で示した F1、F2 及び F3 に関する不確実さ要因に対応している。そこで、前項までで得られた不確実さ要因については、本文 2.3.5.3(3)項で示した内容に基づいて F1、F2 及び F3 に整理し、感度が大きいと考えられる順にロジックツリーの分岐として構成する、また、感度が小さいものについては除外することも検討することが、評価を合理的に進めるうえで重要である。

以上を踏まえて、耐力及び応答に係るパラメータを分岐として、各分岐に重み付けを行って作成したロジックツリーの概念図を図 A2.1.4-3 に示す。また、ロジックツリーから得られるフラジリティ曲線群とフラジリティの認識論的不確実さのイメージを図 A2.1.4-4 に示す。

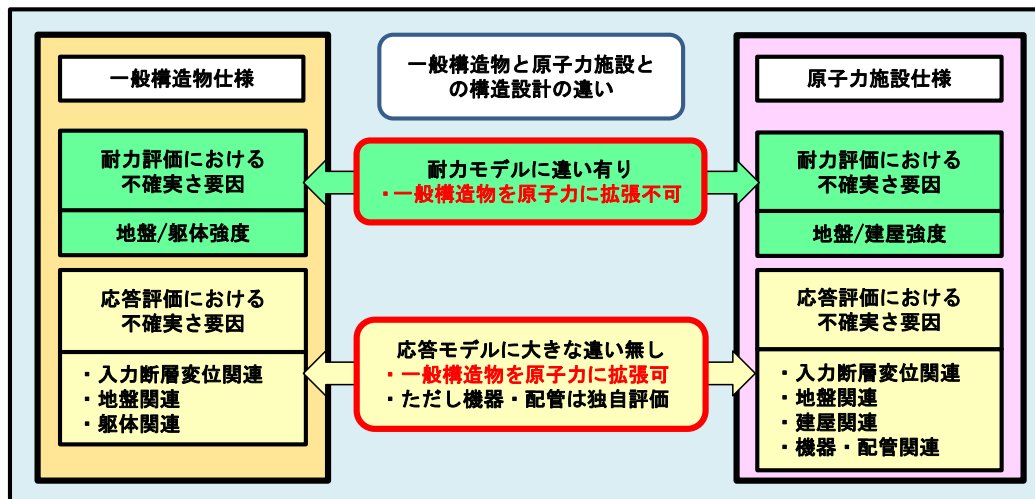


図 A2.1.4-2 断層変位フラジリティ認識論的不確実さの評価手法の考え方

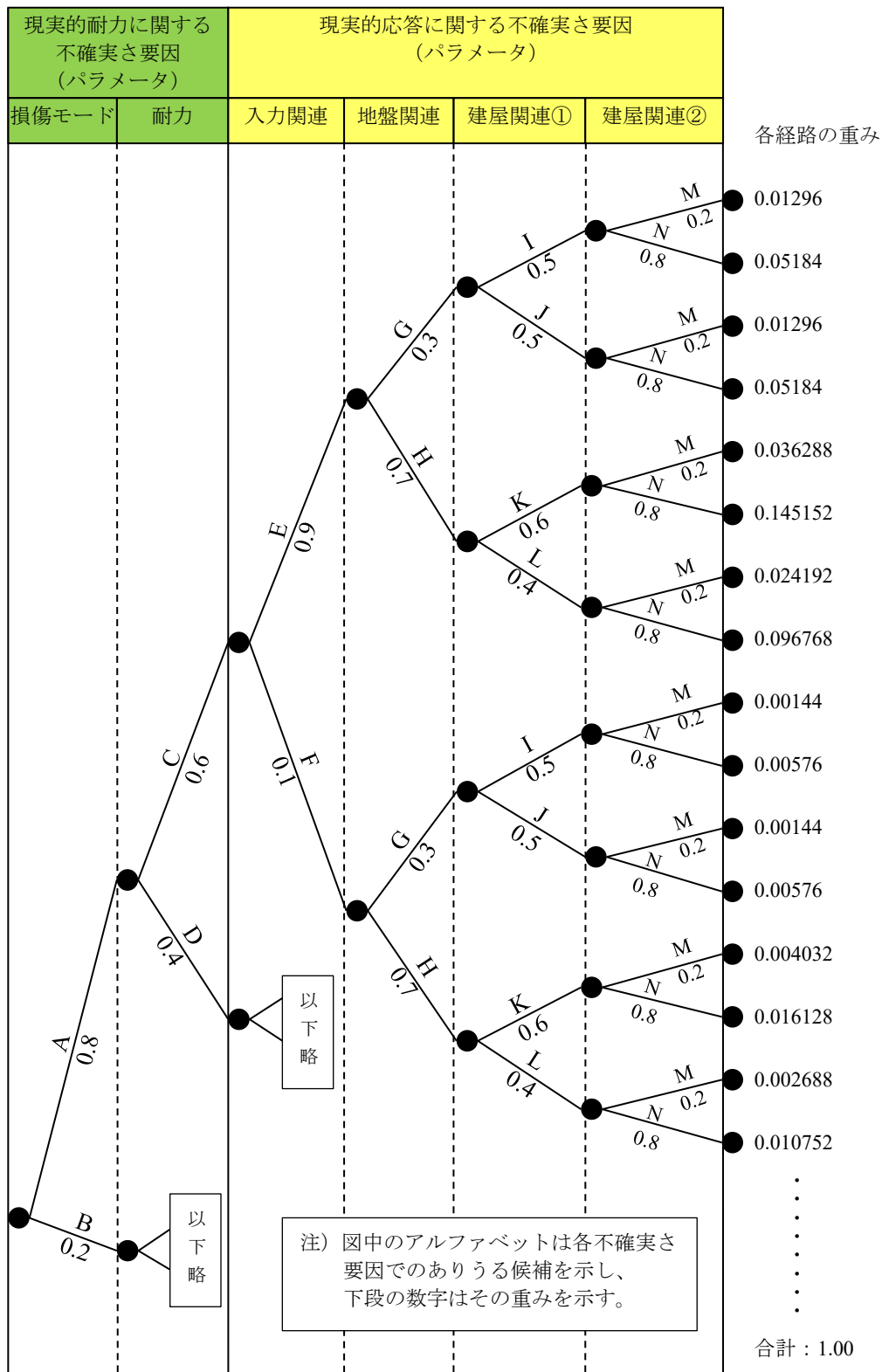


図 A2.1.4-3 一般構造物仕様の LT の概念図

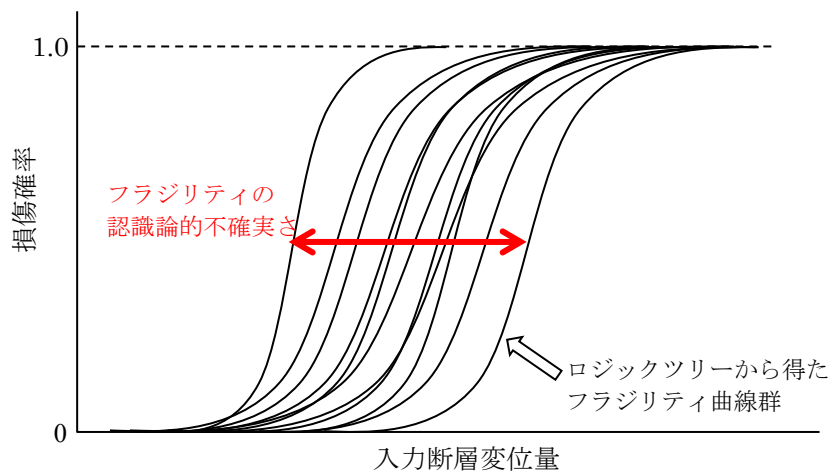


図 A2.1.4-4 フラジリティ曲線群のイメージ

(2) 一般構造物仕様の原子力仕様への拡張手順（原子力仕様への拡張手順）

以上で得られた耐力・応答のパラメータについて原子力発電所への適用を検討する。

ここでは、まず、評価対象とする原子力施設の応答評価に用いられるモデルについて、本文 2.3.5.3(3)項で示した耐力と応答の F1、F2、F3、及び F4 に関する不確実さ要因に着目し、考慮することが必要なものを整理する。その上で、前項までの断層変位による影響にかかわる不確実さ要因の検討のために構築された、一般構造物の被害を再現するモデルと比較し、それぞれの類似点及び相違点を同定する。これを踏まえて、一般構造物仕様の検討を原子力施設へ拡張することの可否や補正の必要がある事項、不確実さ要因の過不足について判断することになる。

1) 耐力に係る不確実さ要因の取り扱い

耐力に関する不確実さ要因として、図 A2.1.4-2 の右ブロックに示す地盤及び建屋構造強度などが挙げられるが、耐震設計基準に違いがあるため、一般構造物の耐力に関する検討の原子力への拡張は困難と予想される。

このため、原子力仕様の耐力については、原子力施設の構造設計基準に基づき地盤及び構築物に分けた上で、それぞれの損傷部位、損傷モード、損傷モードを表す強度式、これらに関わるばらつき、の各要因に分類して評価することが必要になると考えられる。

2) 応答に係る不確実さ要因の取り扱い

応答に係る不確実さ要因については、前述のように、F1、F2、F3 及び F4 に関する不確実さ要因に着目する。すなわち、図 A2.1.4-2 中の右ブロックに示す入力断層変位関連、地盤関連、躯体・建屋の構造関連、機器・配管関連の不確実さ要因について、一般構造物仕様

として得られたものと原子力仕様として考慮が必要なものを比較し、原子力仕様への適用の可否や補正の必要がある事項、不確実さ要因の過不足について判断する。なお、機器・配管関連については、一般構造物にはない機器・配管系の応答が対象となるので必ず原子力独自の評価が必要になる。ただし、この評価に当たっては、次のような傾向を考慮して、簡易な取り扱いをすることもできる。

各要因の各対数標準偏差  $\beta$  の大きさは、式 A2.1.4-1 式 A2.1.4-3 に示すような、自然現象、地盤、コンクリート、鋼構造物に起因する不確実さの大小の傾向について、定性的に式 A2.1.4-2 のような傾向を示すと考えられる。従って、全体の対数標準偏差（コンポジット対数標準偏差） $\beta_c$  は一般的に式 A2.1.4-3 のように二乗和平方根で求められることから、 $\beta_{\text{鋼構造}}$  が持つ感度は一般的に小さいものといえることができる。このことから、影響が相対的に小さい  $\beta_{\text{鋼構造}}$  を簡易な取り扱いとするか、場合によってはスクリーニングすることも可能と考えられる。

$$\begin{aligned} (\text{自然現象に起因する不確実さ}) &\geq (\text{地盤に起因する不確実さ}) > \\ (\text{コンクリートに起因する不確実さ}) &> (\text{鋼構造物に起因する不確実さ}) \end{aligned} \quad (\text{式 A2.1.4-1})$$

$$\beta_{\text{自然現象}} \geq \beta_{\text{地盤}} > \beta_{\text{コンクリート}} > \beta_{\text{鋼構造}} \quad (\text{式 A2.1.4-2})$$

$$\beta_c = \sqrt{\beta_1^2 + \beta_2^2 + \beta_3^2 + \beta_4^2} \quad (\text{式 A2.1.4-3})$$

#### A2.1.5 STEP5: 原子力仕様断層変位フラジリティ SSHAC の実施

STEP43 における一般構造物仕様から原子力仕様への拡張に関する検討を踏まえて、原子力仕様での耐力・応答について A2.1.1 項～A2.1.4 項と同様の内容に基づきフラジリティ SSHAC の実施により不確実さ要因に関する検討を行う。この結果として得られる耐力及び応答に係る不確実さ要因を考慮して、図 A2.1.5-1 に示すように原子力仕様のロジックツリーを作成し、各分岐に重み付けを行う。以降は、一般構造物仕様の場合と同様に、フラジリティ曲線群を作成し、フラジリティの認識論的不確実さを得ることになる。





## A2.2 原子力発電所フラジリティ評価モデル妥当性検討に向けた台湾・集集地震の石岡ダム被害再現解析

本節では、前節に示した方法に基づき、原子力発電所のフラジリティ評価に用いるモデルの妥当性検討において参照するための一般構造物の断層変位被害における応答挙動を再現する解析について、現在検討中の内容を示す。

現在、本文 2.2 節に示した台湾・集集地震による石岡ダム被害を検討対象として選定し、A2.1 節で示した手順による評価に向けた研究を行っている。石岡ダムは長手の構造であり、原子力発電所の建屋などとは平面形状が異なっているが、原子力発電所建屋の基礎版と同様に無筋コンクリートの構造である。原子力発電所建屋のフラジリティで主に着目するのは基礎版であることから、その応答について検討するのに石岡ダムの事例は有用であると考えられる。また、後述するように、被害の状況としてダムの軸直方向への孕み出し変形が発生しており、これは逆断層が作用したときの圧縮による影響が顕著に表れているものである。既往の建屋解析事例[2]では、入力として上下方向の強制変位を作用させているのみであり、現実的な損傷において圧縮がどの程度寄与するかは不明である。そこで、この石岡ダムの事例をモデル化することで圧縮による影響をどのように取り込むべきかという検討を行うこともできる。さらに、石岡ダムについては、集集地震被害に関する調査・研究が十分に行われて複数の文献に纏められており、検討に利用可能なデータが多いことも、A2.1 節で示した方法による検討の最初の事例として選定した理由の一つである。

なお、本検討では堤体の崩壊そのものよりも、その機能が失われる様子とそれに関連するパラメータに着目している。石岡ダムの被害全体としては逆断層による大きな隆起により最終的に堤体に 8m の段差が生じるという大規模な損傷が発生しているものであるが、基礎と地盤が剥離するようなダムの機能維持への影響はより早い段階（堤体の変位が 1~2m 程度）で発生していると考えられる。このような変位量は、原子力発電所建屋の損傷において関心のある基礎版下の変位量の範囲と概ね一致しており、この領域での現象に着目することで原子力発電所建屋での応答についても検討することができる。（後述するように、簡易弾性はモデルによる解析の結果、堤体の変位 2m 程度で地盤との剥離が発生するという結果が得られている。今後は、非線形モデルによる解析などを通じた検討を進め、原子力発電所建屋での検討に向けて、さらに検討が必要な事項や課題の抽出を行う。）

前述の通り、本検討は現在研究中的の内容であり、以下では石岡ダムの被害を再現するための解析・パラメータ設定についての検討状況及びフラジリティの妥当性検討に向けた今後の課題について示す。

本節は、主に以下に示す文献において発表した内容に基づくものである。

- ・ H.Tsutsumi, K.Ebisawa, T.Sakai, A.Yuyama, Y.Mihara, Y.Nikaido, R.Haraguchi, "Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of Its Application to an Assumed NPP (3) The Validation Strategy of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology ", SMiRT25, 2019. [1]

## A2.2.1 断層変位被害関連情報の収集・分析

ここでは、解析の入力や前提条件として必要となる、評価対象構造物とその被害の内容に関する情報を収集・分析する。ここでの検討は、A2.1.1 項に示した STEP1 にあたるものである。

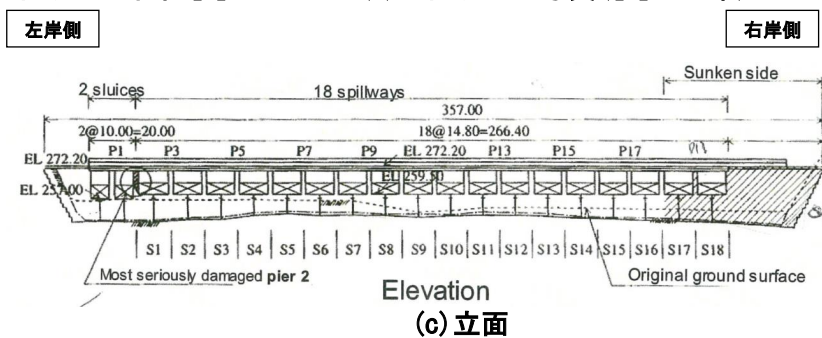
### A2.2.1.1 対象とする断層変位による被害施設

検討対象とする断層変位による被害施設としては、前述の通り、断層変位による影響が顕著に出現しており、現地調査や被害状況に関する文献が多数利用可能で、応答モデルの構築に必要な情報が入手しやすいことから、台湾・集集地震(1999年)の石岡ダムを選定した。石岡ダムの位置及び構造を図 A2.2.1-1 に示す。石岡ダムの堤体の長さ及び高さはそれぞれ約 280m 及び約 20m で、無筋コンクリート造である。



(a) 石岡ダムの位置 [3]

(b) 石岡ダムの写真 ([4] に加筆)



(c) 立面

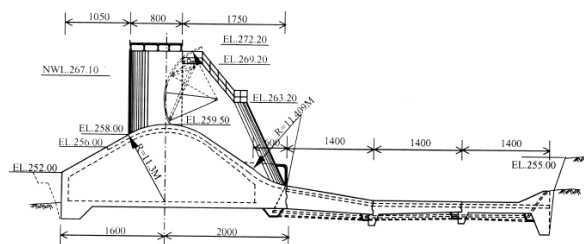


Fig. 2. Transverse cross section of spillway of Shin-Kang Dam.

(d) 断面

図 A2.2.1-1 石岡ダムの概要 [5]

### A2.2.1.2 石岡ダム被害と関連データの概要

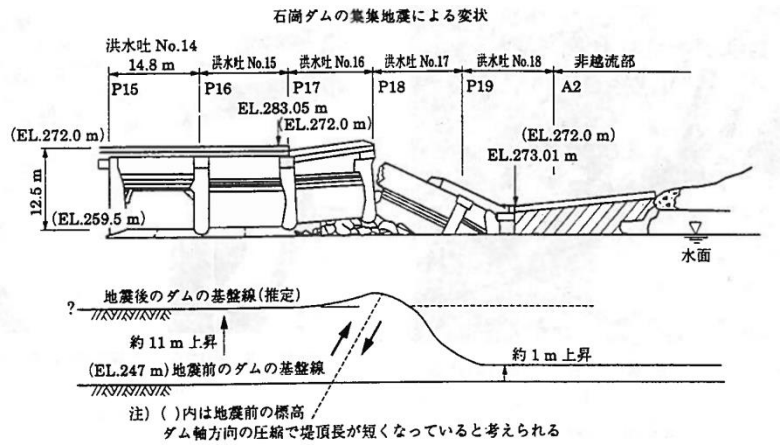
石岡ダム被害の概要としては図 A2.2.1-2 に示すようにダム本体の大部分は約 10m 隆起したが、右岸側は約 2m であり、段差約 8m が生じた。また、右岸側 17、18 番ゲートの基礎が、断層の食違い変位で損壊した。さらに、ダム軸方向に約 6m 圧縮されると共に、上流方向に約 2m 座屈/孕み出しが生じ、ダム軸長が短縮したとみられる。堤体基礎と基礎地盤間での剥離が約 75m 程度生じたとみられ、これは復旧時に大量のグラウト注入が行われたことで裏付けられる。また、ダム堤体コンクリートに縦横に亀裂/クラックが生じた[6]。



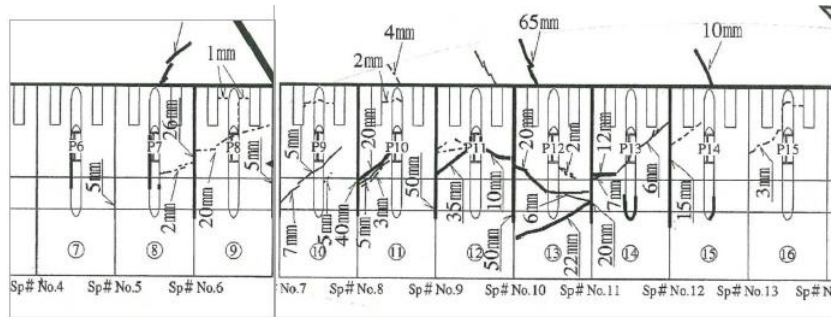
図 A2.2.1-2 石岡ダム被害の概要([4]に加筆)

### A2.2.1.3 石岡ダム被害関連データの概要

石岡ダム被害関連データとしては、堤体の損壊寸法や堤体のひび割れスケッチ等（図 A2.2.1-3）[5] [7]、堤体の上流方向への孕み出し変形量及び鉛直方向への変形量（図 A2.2.1-4）[5]、観測記録波形（図 A2.2.1-5）[8]などが文献において整備されている。



堤体の損壊寸法[7]



堤体ひび割れのスケッチ[5]

図 A2.2.1-3 石岡ダム堤体の損壊状況

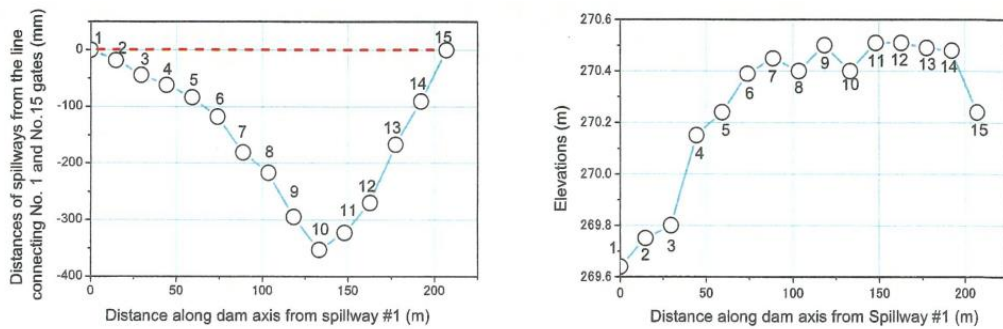


Figure. 2.19. Deformation of dam body along its axis

上流方向への孕み出し変形量[5]

鉛直方向への変形量[5]

図 A2.2.1-4 堤体の変形量

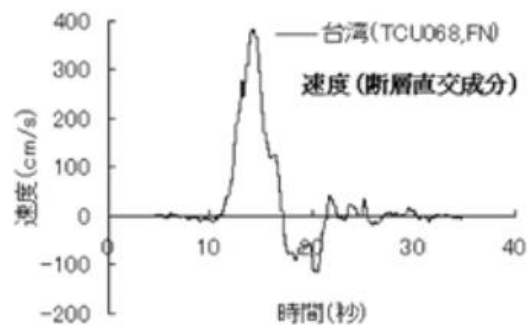


図 A2.2.1-5 観測地震動波形([8]に加筆)

## A2.2.2 損傷モードと耐力パラメータ

本項では、解析において考慮する、ダムの損傷部位・損傷モードと、それらに基づくダムの損傷シナリオを同定する。また、この損傷部位・損傷モードに関する耐力の設定を行う。ここでの検討は、A2.1.2 項に示した STEP2 にあたるものである。

### A2.2.2.1 損傷部位・損傷モードの同定

被害情報の収集・分析の結果、損傷部位としては、堤体の躯体、基礎、ピア、非越流部、打ち継ぎ目、地盤の各部を同定した。また、損傷モードとしては次の要因を同定した。

- ・堤体軸方向への圧縮作用による堤体のひび割れ
- ・圧縮下での鉛直方向への作用による堤体基礎と基礎地盤間での剥離
- ・圧縮下での鉛直方向への作用による堤体の重心と剛心との偏心効果による上流方向への座屈/孕み出し
- ・圧縮下での鉛直方向への作用による堤体の基礎・躯体の損壊

### A2.2.2.2 損傷部位・損傷モードに基づく損傷シナリオの同定

損傷部位・損傷モードに基づく損傷シナリオは以下のように考える。

まず、堤体軸方向への圧縮が約 6m 作用し、ひび割れ等が生じた。次いで、圧縮下での鉛直方向への作用により堤体基礎と基礎地盤間での剥離が幅約 75m 程度にわたって生じ、堤体の重心と剛心との偏心効果によって上流方向へ座屈/孕み出しが約 2m 程度生じた。加えて、圧縮下での鉛直方向への作用により堤体の基礎・躯体が損壊した。

なお、このような損傷シナリオにおける堤体軸方向圧縮約 6m、剥離幅約 75m、孕み出し約 2m という各数値は現地調査による観測値であり、実際の損傷シナリオにおけるそれぞれの現実的な値は、観測値 6m、75m、2m のそれぞれに至るまでの途中の値と考えられる。

### A2.2.2.3 損傷モードに関する耐力パラメータの設定

損傷モード毎の耐力パラメータとしては、同定した損傷部位毎に分けて、それぞれの耐力が材料強度であると仮定して表す。

#### (1) 堤体

堤体の圧縮強度は「1999年集集地震による石岡ダムの被害要因に関する考察」[9]に記載のコンクリート強度を仮定し、梁モデルを用いた検討と現実的な地盤条件（ $V_s=450\text{m/s}$ 相当）から逆算した  $f_c = 50\text{N/mm}^2$  と想定した。引張強度はコンクリート標準示方書[10]を参照し、 $f_t = 0.23 \times f_c^{2/3}$  と想定した。また、ポアソン比は 0.2、単位体積重量は  $23\text{kN/m}^3$  とし、材料非線形を考慮する。

#### (2) ピア及び非越流部

ピア及び非越流部は線形弾性とし、ヤング係数、ポアソン比、単位体積重量は堤体と同じとする[6]。

#### (3) 地盤（断層食違い解析のみ）

地盤の材料特性は線形弾性とし、モデル化範囲は均一材料とする。ヤング係数は  $f_c 21$  に対して  $100\text{N/mm}^2$ 、 $f_c 50$  に対して  $740\text{N/mm}^2$ 、ポアソン比 0.2、質量密度は  $1.5\text{ton/m}^3$  とする[6]。

### A2.2.3 損傷シナリオに基づく応答解析モデルと応答パラメータの設定

本項では、検討対象として選定した損傷シナリオを再現する解析モデルと、解析において考慮する応答のパラメータについて示す。ここでの検討は A2.1.3.1 項に示した STEP31 にあたるものである。

#### A2.2.3.1 損傷シナリオに基づく応答解析モデルの設定

本検討では、前項で示した損傷シナリオのうち次の項目を対象とする。これらの損傷シナリオを表し得る簡易な応答解析モデルとして図 A2.2.3-1 に示す簡易弾性はり要素モデルを設定した

- ・ 圧縮下での鉛直方向への作用による堤体基礎と基礎地盤間での剥離
- ・ 圧縮下での鉛直方向への作用による堤体の重心と剛心との偏心効果による上流方向への座屈/孕み出し

この簡易弾性はりモデルは、ダムの全長を  $300\text{m}$  として  $15\text{m}$  おきに地盤を模擬するばね要素を設置し、ばねの先端の質点をはり要素で連結して堤体を模擬しているものである。また、各ばねと質点の間には堤体と地盤との剥離を模擬するための GAP 要素（接触方向には剛で、剥離方向にはゼロ剛性のばね）を導入した。初期の自重解析後に、実際の被害状況を

参考にして、右岸側から2個分のばね要素を固定とし、残りの要素（図 A2.2.3-1 の青線部分）の固定端から一様に鉛直方向の強制変位 8m を与えることで、剥離挙動を評価した。ここで、GAP 要素の相対変位（堤体と地盤間の変位）が引張（剥離）となっている節点支配範囲を堤体と地盤の剥離範囲とする。解析コードは Abaqus 3DEXPERIENCE R2017x HotFix 5 を使用し、解析手法は幾何学的非線形弾性解析である[6]。

なお、前項で示した損傷シナリオのうち、本検討で対象とした上記のもの以外の損傷シナリオに対応する応答解析モデルについては引き続き検討中である。

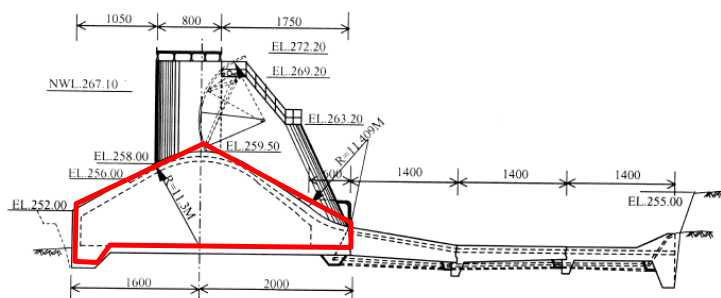
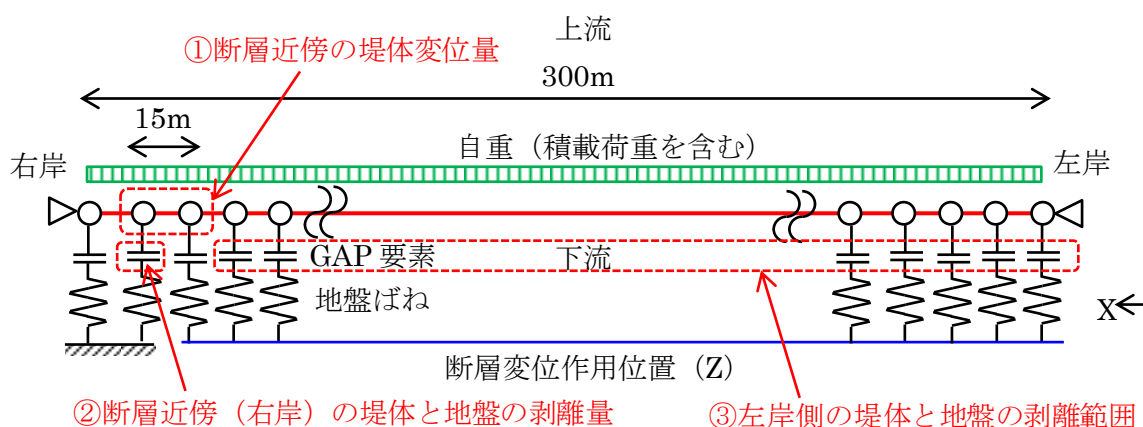


Fig. 2. Transverse cross section of spillway of Shin-Kang Dam.

図 A2.2.3-1 簡易弾性はり要素モデル

### A2.2.3.2 損傷シナリオに基づく応答パラメータの設定

上記の簡易弾性はり要素モデルを用いた解析により、同定した損傷シナリオに係る応答挙動を表し得ることを示す。損傷シナリオに係る応答パラメータとしては、軸圧縮、剥離、孕み出しに係るものを設定した。



### (1) 堤体基礎と基礎地盤間での剥離

堤体基礎と基礎地盤間での剥離の再現としては、断層変位が鉛直（Z）方向のみとし、はり要素の曲げ剛性（EI）及び地盤剛性（G）のパラメータを広範囲に設定した上で、自重の影響も考慮する。境界条件の影響を小さくするために左岸端部はピン支持とした。鉛直方向剥離の影響検討に係る感度解析ケースを表 A2.2.3-1 に示す。

剥離量及び剥離範囲の影響の検討のための指標は、無次元化しない長さの単位を持つ以下の指標（評価指標 A）と、断層近傍の相対変位（断層変位）量 D で規準化したひずみ指標（ $=D/A$ ）とした。

$$(i) \text{ 評価指標 } A = [(EI)_{\text{堤体}} / G_{\text{地盤}}]^{1/4}$$

$$(ii) \text{ ひずみ指標 } = D/A$$

ここで、評価指標 A は地盤と堤体との間の相対変形（剥離範囲）の程度を指標としたもので、堤体の変形は曲げ剛性（EI）が支配的であるとし、地盤の変形はせん断剛性（G）が支配的であると仮定した。つまり、堤体剛性が地盤剛性よりも相対的に大きい場合には地盤変形で断層変位を吸収できるために地盤と堤体との間の相対変形（剥離範囲）は小さくなるのに対して、堤体剛性が地盤剛性よりも相対的に小さい場合には堤体変形で断層変位を吸収する必要があるために地盤と堤体との間の相対変形（剥離範囲）は大きくなることを表現した指標である。

また、上記の評価指標 A は地盤と堤体との間の剥離範囲を表現する長さの次元を持つことから、境界条件として与える断層変位量で無次元化し、地盤－堤体連成系でのひずみ概念としたものがひずみ指標である。つまり、ひずみ指標が大きい場合には、より大きな範囲（剥離範囲）で断層変位を吸収しなければならないということを表現する指標である。

表 A2.2.3-1 堤体基礎と基礎地盤間での剥離の再現に係る感度解析ケースの一覧

| ケース     | 評価指標 A (m) | 堤体剛性 (E) |         |         |        |        | 地盤剛性 |       |       |       |       | 自重 | 断層変位   |                       |
|---------|------------|----------|---------|---------|--------|--------|------|-------|-------|-------|-------|----|--------|-----------------------|
|         |            | 1.25GPa  | 6.33GPa | 20.0GPa | 101GPa | 320GPa | Vs50 | Vs100 | Vs200 | Vs316 | Vs500 |    |        | Vs1000                |
| CASE1   | 62.1       |          |         | ○       |        |        |      | ○     |       |       |       |    | 10MN/m | Z<br>方<br>向<br>の<br>み |
| CASE4   | 34.9       |          |         | ○       |        |        |      |       |       | ○     |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE7   | 19.6       |          |         | ○       |        |        |      |       |       |       |       | ○  | 10MN/m |                       |
| CASE21  | 31.0       | ○        |         |         |        |        |      | ○     |       |       |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE22  | 46.5       |          | ○       |         |        |        |      | ○     |       |       |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE23  | 93.1       |          |         |         | ○      |        |      | ○     |       |       |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE24  | 124.1      |          |         |         |        | ○      |      | ○     |       |       |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE25  | 43.9       |          |         | ○       |        |        |      |       | ○     |       |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE26  | 87.8       |          |         | ○       |        |        | ○    |       |       |       |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE42  | 45.4       | 57.1GPa  |         |         |        |        |      |       |       | ○     |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE43  | 62.8       | 210GPa   |         |         |        |        |      |       |       | ○     |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE44  | 80.3       | 560GPa   |         |         |        |        |      |       |       | ○     |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE45  | 97.7       | 1230GPa  |         |         |        |        |      |       |       | ○     |       |    | 10MN/m |                       |
| CASE51  | 27.8       |          |         | ○       |        |        |      |       |       |       | ○     |    | 10MN/m |                       |
| CASE52  | 41.6       | 101GPa   |         |         |        |        |      |       |       |       | ○     |    | 10MN/m |                       |
| CASE53  | 55.5       | 320GPa   |         |         |        |        |      |       |       |       | ○     |    | 10MN/m |                       |
| CASE54  | 74.9       | 1060GPa  |         |         |        |        |      |       |       |       | ○     |    | 10MN/m |                       |
| CASE55  | 91.6       | 2370GPa  |         |         |        |        |      |       |       |       | ○     |    | 10MN/m |                       |
| CASE56  | 62.5       | 513GPa   |         |         |        |        |      |       |       |       | ○     |    | 10MN/m |                       |
| CASE57  | 69.4       | 781GPa   |         |         |        |        |      |       |       |       | ○     |    | 10MN/m |                       |
| CASE1w  | 62.1       |          |         | ○       |        |        |      | ○     |       |       |       |    | 5MN/m  |                       |
| CASE4w  | 34.9       |          |         | ○       |        |        |      |       |       | ○     |       |    | 5MN/m  |                       |
| CASE7w  | 19.6       |          |         | ○       |        |        |      |       |       |       |       | ○  | 5MN/m  |                       |
| CASE21w | 31.0       | ○        |         |         |        |        |      | ○     |       |       |       |    | 5MN/m  |                       |
| CASE22w | 46.5       |          | ○       |         |        |        |      | ○     |       |       |       |    | 5MN/m  |                       |
| CASE23w | 93.1       |          |         |         | ○      |        |      | ○     |       |       |       |    | 5MN/m  |                       |
| CASE24w | 124.1      |          |         |         |        | ○      |      | ○     |       |       |       |    | 5MN/m  |                       |
| CASE25w | 43.9       |          |         | ○       |        |        |      |       | ○     |       |       |    | 5MN/m  |                       |
| CASE26w | 87.8       |          |         | ○       |        |        | ○    |       |       |       |       |    | 5MN/m  |                       |

(2) 上流側への孕み出し

上流側への孕み出し約 2m の再現としては、左岸側から軸圧縮方向へ強制変位を作用させ、重心と剛心との偏心効果及び鉛直方向の剥離の有無を考慮して、孕みが発生するか否かの検討を行った。検討に当たっては、表 A2.2.3-2 に示すように偏心距離を 0m 及び 2m の 2 種類を想定し、剥離範囲を剥離なしに加えて、剥離 75m ケース A（左岸側から 30m～105m（図 A2.2.3-2 中の S1 から 10m～85m））の範囲、剥離 75m ケース B（左岸側から 75m～150m（S1 から 55m～130m））の範囲及び剥離 75m ケース C（左岸側から 105m～180m（S1 から 85m～160m））の範囲の計 4 種類を想定した。軸圧縮方向への強制変位は 6m を想定し、自重は 10MN/m とした。

表 A2.2.3-2 上流側への孕み出しの再現に係る感度解析ケースの一覧

|       | 軸圧縮<br>強制変位 (m) | 自重<br>(MN/m) | 偏心<br>距離<br>(m) | 剥離範囲     |                  |                  |
|-------|-----------------|--------------|-----------------|----------|------------------|------------------|
|       |                 |              |                 | 剥離<br>なし | ケースA：<br>S2から75m | ケースB：<br>S5から75m |
| ケース31 | 6               | 10           | 0               | ○        |                  |                  |
| ケース32 |                 |              | 0               |          | ○                |                  |
| ケース33 |                 |              | 2               | ○        |                  |                  |
| ケース34 |                 |              | 2               |          | ○                |                  |
| ケース35 |                 |              | 2               |          |                  | ○                |
| ケース36 |                 |              | 2               |          |                  |                  |

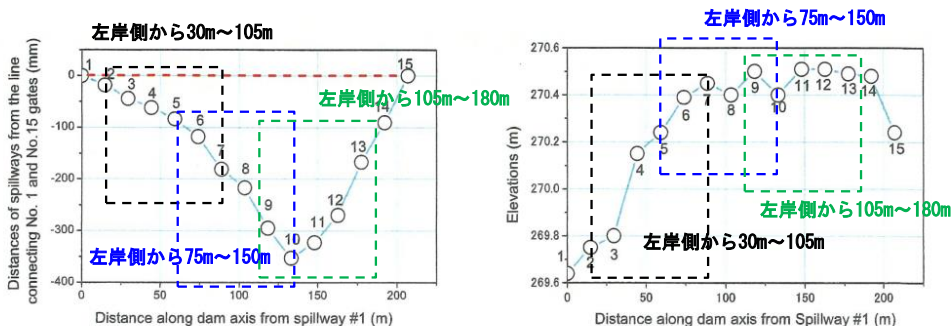
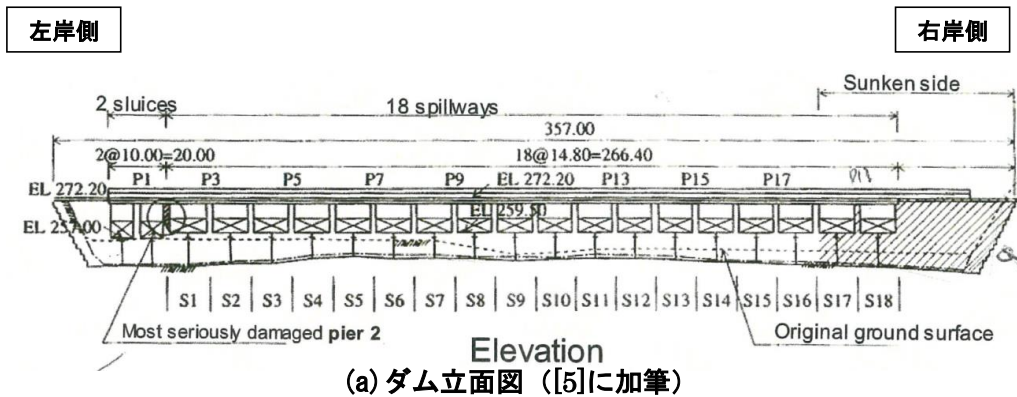


Figure. 2.19. Deformation of dam body along its axis

(b) 地震後のダム変形計測状況 ([5]に加筆)

図 A2.2.3-2 ダムの立面図と地震後のダム変形計測状況

## A2.2.4 解析結果と被害状況再現の確認

本項では、前項で示したモデルのパラメータを変化させた解析結果について示す。また、解析結果が A2.2.1 項で示した被害状況を再現できていることの確認を行った。ここでの検討は、A2.1.3.2 項に示した STEP32 にあたるものである。

### A2.2.4.1 被害状況再現の判断指標

解析モデルが被害の実現象を適切に再現できているか（A2.1.3.2 項で示した応答中央値像モデルとなっているか）の判断指標として、対象損傷シナリオの堤体軸方向への圧縮約 6m、剥離約 75m、上流方向への孕み出し約 2m を指標としたうえで、少なくとも応答解析モデルによる応答値の上限値がこれらの各値を満たすことをもって判断する。

### A2.2.4.2 応答パラメータ幅に基づく感度解析・イタレーションの実施

#### (1) 堤体基礎と基礎地盤間での剥離の検討結果

堤体基礎と基礎地盤間での剥離の再現では、図 A2.2.3-1 中に示す次の 3 つの着眼点に基づき解析を行った。

- ① 断層近傍の堤体変位量
- ② 断層近傍（右岸）の堤体と地盤の剥離量
- ③ 左岸側の堤体と地盤の剥離範囲

#### 1) 断層近傍の堤体変位量

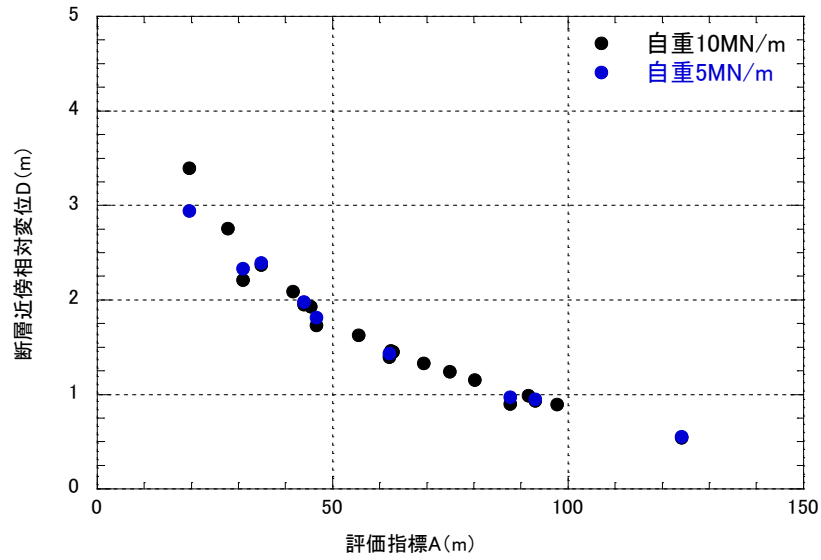
断層近傍の堤体変位量の解析結果一覧（自重 10MN/m 及び 5MN/m の場合）を表 A2.2.4-1 及び表 A2.2.4-2 に示す。評価指標 A(m)と断層近傍相対変位 D(m)との関係を図 A2.2.4-1(a)に、評価指標 A(m)と断層近傍左岸側最大変位との関係を図 A2.2.4-1(b)に示す。断層近傍の変位量は、地盤のせん断波速度が大きくなる程、また、ダム堤体の剛性が小さくなる程大きくなる傾向がある。自重による影響も無視できないものの、地盤のせん断波速度及びダム堤体の剛性による影響と比べると小さいものといえる。

表 A2.2.4-1 断層近傍の堤体変位量の解析結果一覧（自重 10 (MN/m)の場合）

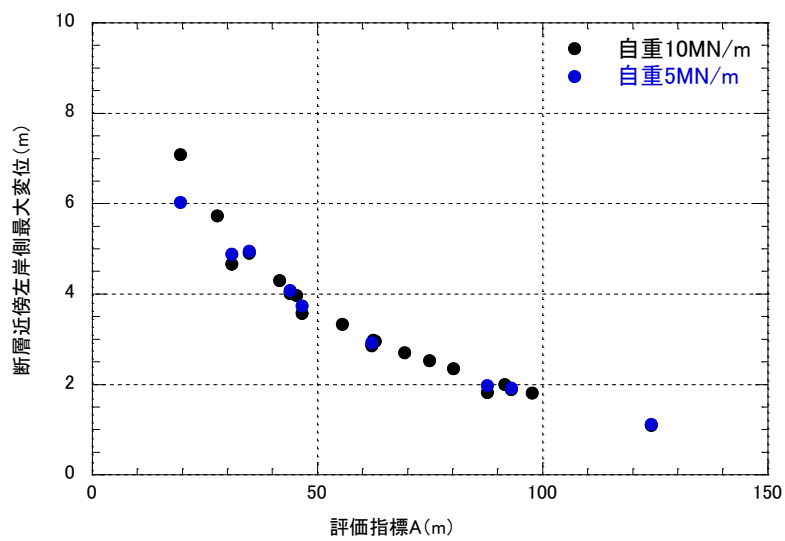
| 解析ケース  | 断層変位パターン | 評価指標<br>指標 A(m) | 断層近傍堤体変位(m) |      |      |      |      |      |      |
|--------|----------|-----------------|-------------|------|------|------|------|------|------|
|        |          |                 | X 方向        |      | Y 方向 |      | Z 方向 |      |      |
|        |          |                 | 左岸側         | 右岸側  | 左岸側  | 右岸側  | 左岸側  | 右岸側  | 相対変位 |
| CASE1  | Z        | 62.1            | 0.07        | 0.04 | 0.00 | 0.00 | 2.85 | 1.45 | 1.40 |
| CASE4  | Z        | 34.9            | 0.23        | 0.13 | 0.00 | 0.00 | 4.90 | 2.53 | 2.37 |
| CASE7  | Z        | 19.6            | 0.41        | 0.24 | 0.00 | 0.00 | 7.08 | 3.69 | 3.39 |
| CASE21 | Z        | 31.0            | 0.22        | 0.13 | 0.00 | 0.00 | 4.66 | 2.45 | 2.21 |
| CASE22 | Z        | 46.5            | 0.12        | 0.07 | 0.00 | 0.00 | 3.57 | 1.83 | 1.73 |
| CASE23 | Z        | 93.1            | 0.03        | 0.02 | 0.00 | 0.00 | 1.89 | 0.96 | 0.93 |
| CASE24 | Z        | 124.1           | 0.01        | 0.01 | 0.00 | 0.00 | 1.09 | 0.55 | 0.54 |
| CASE25 | Z        | 43.9            | 0.15        | 0.08 | 0.00 | 0.00 | 4.01 | 2.06 | 1.95 |
| CASE26 | Z        | 87.8            | 0.03        | 0.01 | 0.00 | 0.00 | 1.82 | 0.92 | 0.90 |
| CASE42 | Z        | 45.4            | 0.15        | 0.08 | 0.00 | 0.00 | 3.97 | 2.04 | 1.93 |
| CASE43 | Z        | 62.8            | 0.08        | 0.04 | 0.00 | 0.00 | 2.95 | 1.51 | 1.45 |
| CASE44 | Z        | 80.3            | 0.05        | 0.02 | 0.00 | 0.00 | 2.34 | 1.19 | 1.15 |
| CASE45 | Z        | 97.7            | 0.03        | 0.01 | 0.00 | 0.00 | 1.81 | 0.92 | 0.89 |
| CASE51 | Z        | 27.8            | 0.30        | 0.17 | 0.00 | 0.00 | 5.73 | 2.97 | 2.75 |
| CASE52 | Z        | 41.6            | 0.17        | 0.09 | 0.00 | 0.00 | 4.30 | 2.21 | 2.09 |
| CASE53 | Z        | 55.5            | 0.10        | 0.05 | 0.00 | 0.00 | 3.32 | 1.70 | 1.62 |
| CASE54 | Z        | 74.9            | 0.05        | 0.03 | 0.00 | 0.00 | 2.52 | 1.28 | 1.24 |
| CASE55 | Z        | 91.6            | 0.03        | 0.02 | 0.00 | 0.00 | 2.00 | 1.01 | 0.98 |
| CASE56 | Z        | 62.4            | 0.08        | 0.04 | 0.00 | 0.00 | 2.98 | 1.52 | 1.46 |
| CASE57 | Z        | 69.4            | 0.06        | 0.03 | 0.00 | 0.00 | 2.70 | 1.38 | 1.32 |

表 A2.2.4-2 断層近傍の堤体変位量の解析結果一覧（自重 5 (MN/m)の場合）

| 解析ケース  | 断層変位パターン | 評価指標<br>指標 A(m) | 断層近傍堤体変位(m) |      |      |      |      |      |      |
|--------|----------|-----------------|-------------|------|------|------|------|------|------|
|        |          |                 | X 方向        |      | Y 方向 |      | Z 方向 |      |      |
|        |          |                 | 左岸側         | 右岸側  | 左岸側  | 右岸側  | 左岸側  | 右岸側  | 相対変位 |
| CASE1  | Z        | 62.1            | 0.08        | 0.04 | 0.00 | 0.00 | 2.92 | 1.49 | 1.43 |
| CASE4  | Z        | 34.9            | 0.23        | 0.13 | 0.00 | 0.00 | 4.95 | 2.56 | 2.39 |
| CASE7  | Z        | 19.6            | 0.27        | 0.15 | 0.00 | 0.00 | 6.02 | 3.08 | 2.94 |
| CASE21 | Z        | 31.0            | 0.24        | 0.14 | 0.00 | 0.00 | 4.89 | 2.55 | 2.33 |
| CASE22 | Z        | 46.5            | 0.13        | 0.07 | 0.00 | 0.00 | 3.73 | 1.92 | 1.81 |
| CASE23 | Z        | 93.1            | 0.03        | 0.02 | 0.00 | 0.00 | 1.92 | 0.98 | 0.95 |
| CASE24 | Z        | 124.1           | 0.01        | 0.01 | 0.00 | 0.00 | 1.11 | 0.57 | 0.55 |
| CASE25 | Z        | 43.9            | 0.15        | 0.09 | 0.00 | 0.00 | 4.07 | 2.09 | 1.98 |
| CASE26 | Z        | 87.8            | 0.03        | 0.02 | 0.00 | 0.00 | 1.97 | 1.00 | 0.97 |



(a) 断層近傍相対変位 D との関係



(b) 左岸側最大変位との関係

図 A2.2.4-1 評価指標 A と断層近傍変位量との関係

## 2) 堤体と直下地盤の鉛直方向の剥離挙動

堤体と直下地盤の鉛直方向の剥離挙動の解析例としてCASE25の解析結果を図 A2.2.4-2に示す。図中の青着色は下流側からの視点での接触部を、赤着色は剥離部を表している。堤体と直下地盤の鉛直方向の剥離挙動の解析結果一覧（自重 10MN/m 及び 5MN/m の場合）を表 A2.2.4-3 及び表 A2.2.4-4 に示す。図 A2.2.4-3(a)に評価指標 A(m)と（断層遠方剥離範囲 S/ 評価指標 A）との関係を、図 A2.2.4-3(b)に評価指標 D/A と（断層遠方剥離範囲 S/ 評価指標 A）との関係を示す。

なお、図 A2.2.4-3(a) 及び図 A2.2.4-3(b) の縦軸は、石岡ダム以外の地盤－構造物連成系モデルにも汎用的に用いることができるように、（断層遠方剥離範囲 S/ 評価指標 A）で無次元化している。つまり、断層遠方剥離範囲 S が堤体長さに依存するため、その影響を取り除けるように、断層遠方剥離範囲 S を評価指標 A で無次元化し、構造物全体の剥離率のような概念としている。ただし、その数値は、相対的には意味があるものの、絶対的な意味があるわけではない。

剥離範囲は、地盤のせん断波速度が大きくなるほど、また、ダム堤体の剛性が小さくなるほど、大きくなる傾向がある。自重による影響も無視できないものの、地盤のせん断波速度及びダム堤体の剛性による影響と比べる小さいものといえる。

堤体に生じた実際の剥離状況から、相対変位が 2m 以下で、剥離率が 0.20～0.40 程度のケースでの評価指標 A は 40～60(m)程度、ひずみ指標 D/A は 2～4%程度であると推定された。評価指標 A が 40～60(m)程度及びひずみ指標 D/A が 2～4%程度での（断層遠方剥離範囲 S/ 評価指標 A）の比は、図 A2.2.4-3 から 1～3 程度であった。これらから、断層遠方剥離範囲は約 75～135m程度と推定され、実現象の再現が確認された。

石岡ダム地盤の平均的なせん断波速度  $V_s$  は、ダム堤体の実剛性 (EI) 及び地盤の局所的な塑性化状況を考慮すると、 $V_s=500\text{m/s}$  程度と推定され、上限でも  $V_s=1,000\text{m/s}$  程度と想定される。

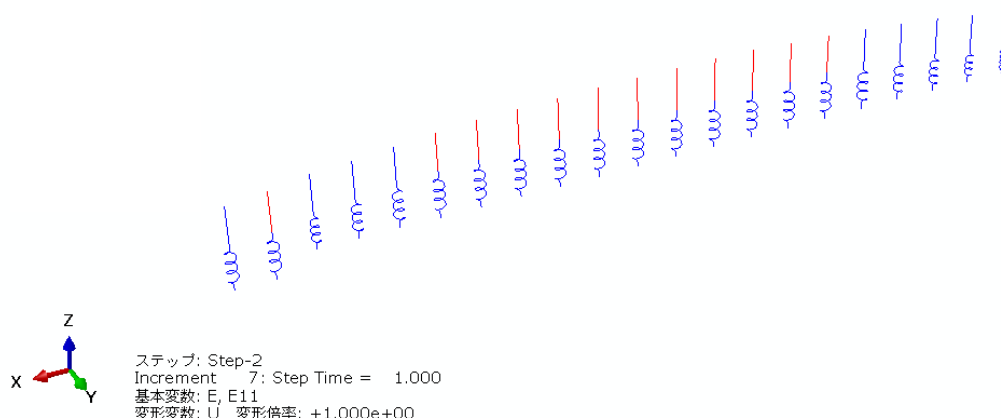


図 A2.2.4-2 CASE25 [下流側からの視点 (青着色 : 接触, 赤着色 : 剥離) ]

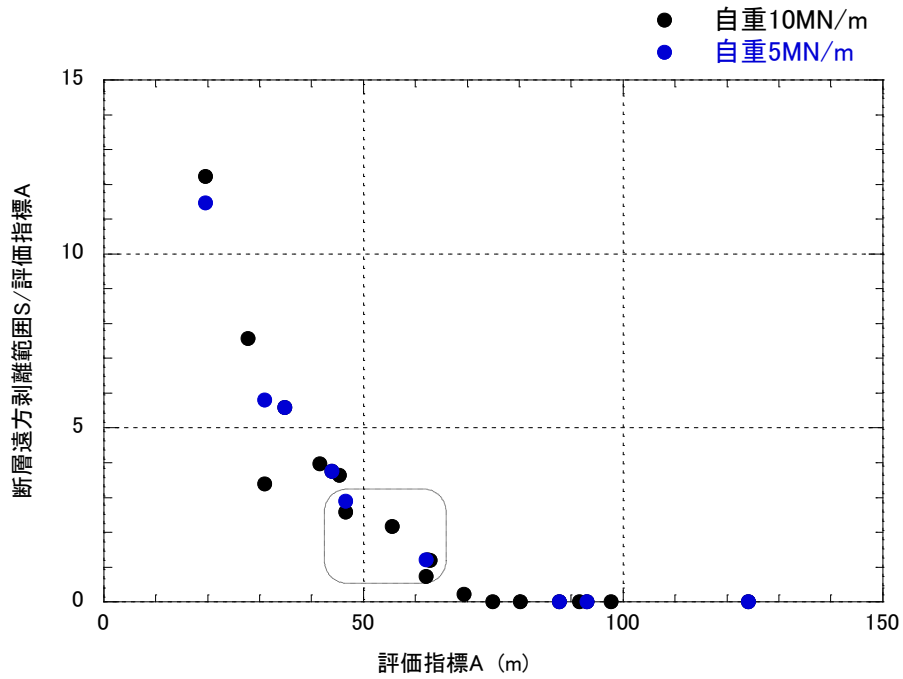
表 A2.2.4-3 堤体と直下地盤の鉛直方向の剥離挙動の比較表（自重 10 (MN/m)の場合）

| 解析<br>ケース | 断層変位<br>パターン | 評価指標   |       | 堤体と直下地盤の鉛直方向の剥離挙動 |          |      |          |       |      |
|-----------|--------------|--------|-------|-------------------|----------|------|----------|-------|------|
|           |              |        |       | 断層近傍              |          | 左岸側  |          |       |      |
|           |              | 指標A(m) | D/A   | 左岸変位(m)           | 相対変位D(m) | 剥離節点 | 剥離範囲S(m) | S/A   | 剥離率  |
| CASE1     | Z            | 62.1   | 0.022 | 2.85              | 1.40     | 3    | 45       | 0.73  | 0.16 |
| CASE4     | Z            | 34.9   | 0.068 | 4.90              | 2.37     | 13   | 195      | 5.59  | 0.70 |
| CASE7     | Z            | 19.6   | 0.173 | 7.08              | 3.39     | 16   | 240      | 12.23 | 0.86 |
| CASE21    | Z            | 31.0   | 0.071 | 4.66              | 2.21     | 7    | 105      | 3.38  | 0.38 |
| CASE22    | Z            | 46.5   | 0.037 | 3.57              | 1.73     | 8    | 120      | 2.58  | 0.43 |
| CASE23    | Z            | 93.1   | 0.010 | 1.89              | 0.93     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE24    | Z            | 124.1  | 0.004 | 1.09              | 0.54     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE25    | Z            | 43.9   | 0.044 | 4.01              | 1.95     | 11   | 165      | 3.76  | 0.59 |
| CASE26    | Z            | 87.8   | 0.010 | 1.82              | 0.90     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE42    | Z            | 45.4   | 0.043 | 3.97              | 1.93     | 11   | 165      | 3.64  | 0.59 |
| CASE43    | Z            | 62.8   | 0.023 | 2.95              | 1.45     | 5    | 75       | 1.19  | 0.27 |
| CASE44    | Z            | 80.3   | 0.014 | 2.34              | 1.15     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE45    | Z            | 97.7   | 0.009 | 1.81              | 0.89     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE51    | Z            | 27.8   | 0.099 | 5.73              | 2.75     | 14   | 210      | 7.57  | 0.76 |
| CASE52    | Z            | 41.6   | 0.050 | 4.30              | 2.09     | 11   | 165      | 3.96  | 0.59 |
| CASE53    | Z            | 55.5   | 0.029 | 3.32              | 1.62     | 8    | 120      | 2.16  | 0.43 |
| CASE54    | Z            | 74.9   | 0.017 | 2.52              | 1.24     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE55    | Z            | 91.6   | 0.011 | 2.00              | 0.98     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE56    | Z            | 62.4   | 0.023 | 2.98              | 1.46     | 5    | 75       | 1.20  | 0.27 |
| CASE57    | Z            | 69.4   | 0.019 | 2.70              | 1.32     | 1    | 15       | 0.22  | 0.05 |

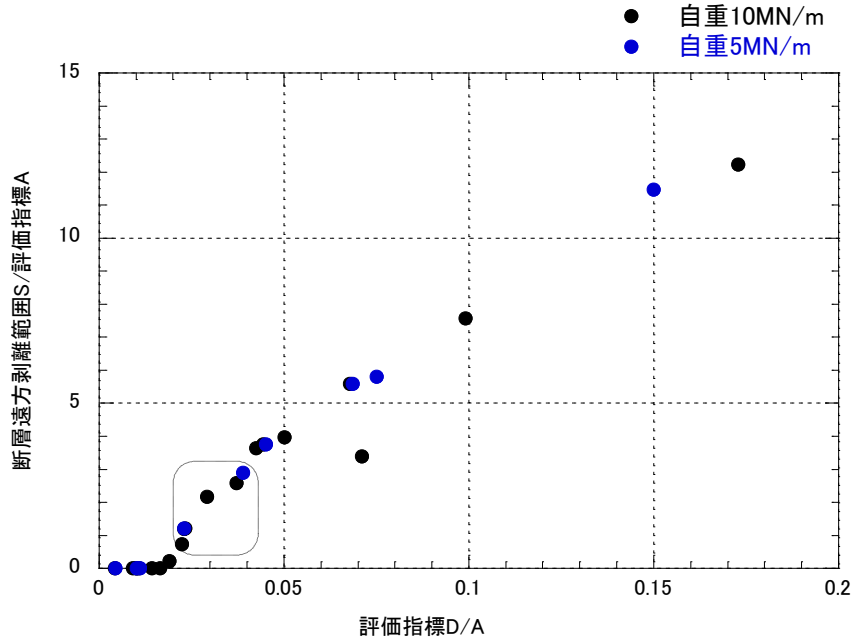
表 A2.2.4-4 堤体と直下地盤の鉛直方向の剥離挙動の比較表（自重 5 (MN/m)の場合）

| 解析<br>ケース | 断層変位<br>パターン | 評価指標   |       | 堤体と直下地盤の鉛直方向の剥離挙動 |          |      |          |       |      |
|-----------|--------------|--------|-------|-------------------|----------|------|----------|-------|------|
|           |              |        |       | 断層近傍              |          | 左岸側  |          |       |      |
|           |              | 指標A(m) | D/A   | 左岸変位(m)           | 相対変位D(m) | 剥離節点 | 剥離範囲S(m) | S/A   | 剥離率  |
| CASE1     | Z            | 62.1   | 0.023 | 2.92              | 1.43     | 5    | 75       | 1.21  | 0.27 |
| CASE4     | Z            | 34.9   | 0.069 | 4.95              | 2.39     | 13   | 195      | 5.59  | 0.70 |
| CASE7     | Z            | 19.6   | 0.150 | 6.02              | 2.94     | 15   | 225      | 11.47 | 0.81 |
| CASE21    | Z            | 31.0   | 0.075 | 4.89              | 2.33     | 12   | 180      | 5.80  | 0.65 |
| CASE22    | Z            | 46.5   | 0.039 | 3.73              | 1.81     | 9    | 135      | 2.90  | 0.49 |
| CASE23    | Z            | 93.1   | 0.010 | 1.92              | 0.95     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE24    | Z            | 124.1  | 0.004 | 1.11              | 0.55     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |
| CASE25    | Z            | 43.9   | 0.045 | 4.07              | 1.98     | 11   | 165      | 3.76  | 0.59 |
| CASE26    | Z            | 87.8   | 0.011 | 1.97              | 0.97     | 0    | 0        | 0.00  | 0.00 |





(a) 評価指標 A との関係



(b) ひずみ指標 (D/A) との関係

図 A2.2.4-3 評価指標 A 及びひずみ指標と断層遠方剥離範囲の関係

## (2) 上流側への孕み出しの検討結果

上流側への孕み出しに係る感度解析としては、表 A2.2.3-2 の各ケースを対象として、解析のイタレーションを行った。ケース 36 の解析結果を図 A2.2.4-4 に示す。このケースでは孕み出しが約 2.68m となった。解析結果の一覧を表 A2.2.4-5 中に示す。偏心距離が 2m の他のケースの場合も、孕み出しが約 2.6m 前後となった。同結果から、左岸側から軸圧縮作用及び自重作用下で、重心と剛心との偏心効果によって鉛直方向の剥離が起こることが確認された。

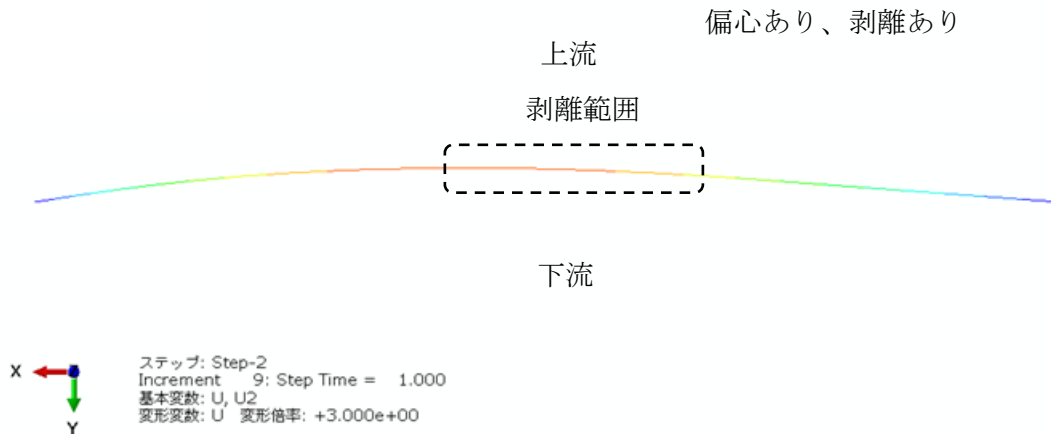


図 A2.2.4-4 強制変位 6m における堤体に生じる軸直方向変位分布(CASE36)

表 A2.2.4-5 上流側への孕み出しの再現に係る解析結果一覧

|       | 軸圧縮<br>強制変位 (m) | 自重<br>(MN/m) | 偏心<br>距離<br>(m) | 剥離範囲     |                  |                  | 上流側への<br>孕み出し最<br>大変位 (m) |                  |
|-------|-----------------|--------------|-----------------|----------|------------------|------------------|---------------------------|------------------|
|       |                 |              |                 | 剥離<br>なし | ケースA:<br>S2から75m | ケースB:<br>S5から75m |                           | ケースC:<br>S9から75m |
| ケース31 | 6               | 10           | 0               | ○        |                  |                  | 0.00m                     |                  |
| ケース32 |                 |              | 0               | ○        |                  |                  | 0.01m                     |                  |
| ケース33 |                 |              | 2               | ○        |                  |                  | 0.42m                     |                  |
| ケース34 |                 |              | 2               | ○        |                  |                  | 2.58m                     |                  |
| ケース35 |                 |              | 2               |          |                  | ○                |                           | 2.73m            |
| ケース36 |                 |              | 2               |          |                  |                  | ○                         | 2.68m            |

### A2.2.4.3 解析結果のまとめ

A2.2.4.1 項で示した被害状況再現の判断指標と以上で示した各解析結果を比較した結果として、損傷シナリオにおける剥離及び孕み出しの挙動が共に合理的・調和的に表されているとともに、これらの挙動に係る観測値も合理的に説明し得るといえる。したがって、本検討で用いた簡易弾性はりモデルは、剥離及び孕み出しに関する応答挙動を再現することができるものであり、モデルのパラメータと合わせて、原子力発電所建屋の基礎版下における断層変位による応答挙動を再現するモデルを検討する際に参照できるものであることがわかった。

### A2.2.5 今後の研究事項

一連のフラジリティ評価の妥当性検討を実現するにあたって、今後さらに研究が必要な事項について以下に示す。

本節では、台湾集集地震における断層変位による石岡ダム被害について、堤体の剥離と孕み出しについて簡易弾性は要素モデルによる解析で再現できることを確認し、原子力発電所基礎版の応答挙動の検討において参照できるものであることを示した。一方で、原子力発電所建屋での応答挙動をより現実的に検討するためには、応答の非線形性が持つ影響の程度や、基礎版の損壊に着目した検討が必要となる。したがって、今後はこれらを再現できるモデルの構築に向けた、以下のような研究が必要である。

#### ①非線形応答による影響の把握

A2.2.2 項で構築したモデルをベースとして必要な調整を行ったうえで、非線形効果の応答パラメータへの影響を検討するために非線形解析を行い、その影響を分析・検討する。

#### ②構造物の損壊に関する検討

剥離と孕み出しに加えて、堤体のひび割れ・損壊を再現するための詳細なモデルの構築に向けた研究を行う。具体的には、堤体 S#18～S#14 の損壊を対象として、図 A2.2.5-1 に示すような 3 次元 FEM を用いて、堤体基礎と基礎地盤の剥離に加えて、ひび割れ・損壊に関する詳細な検討を行うものである[1][8]。

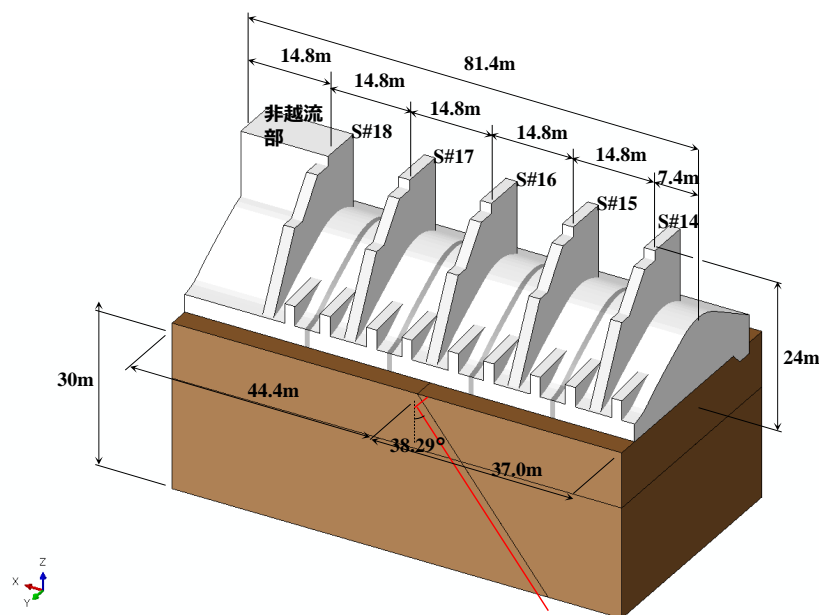


図 A2.2.5-1 3次元 FEM の概要

また、全体的な断層変位フラジリティ評価妥当性確認方法の確立に向けた研究を引き続き実施することが必要である。すなわち、本節で検討した結果と上記①及び②の結果を合わせて、A.1 節で示したフラジリティ妥当性検討の枠組みに実装し、原子力仕様への拡張に関する検討も含めてフラジリティ SSHAC を実際に実施して結果を得ることで、全体のプロセスの具体化と見直しが必要な事項の抽出を行い、手法としての完成を図るものである。

### A2.3 まとめ

断層変位 PRA を精緻で説明性の高い評価とするためには、十分な妥当性を持った、言い換えると、現実が発生する現象を適切に再現するフラジリティ評価を行うことが必要である。地震フラジリティの場合は、試験データ・被害データともに十分整備されており、それらを用いたフラジリティの妥当性確認が可能であるが、断層変位の場合はそのようなデータは地震動ほどには整備されていない。このため、本文 2.3.5.5 項において SSHAC のプロセスを活用したフラジリティ妥当性検討の手順を提案した。

本手順では、応答・耐力に関連する様々なパラメータについて不確かさ要因やそれらの取りうる値の幅を専門家の合議によって設定し、分岐に重みを付けたロジックツリーに適用することで最終的なフラジリティの不確かさを決定するものである。この SSHAC のプロセスをフラジリティに適用する試みは世界的にも例のないものであり、手法としての確立に向けて引き続き研究を進めていくものである。

また、フラジリティ妥当性検討において活用するために、台湾集集地震による石岡ダム of 被害を再現するモデルの構築に向けた検討を行っており、本検討ではダム堤体の剥離と孕み出しを再現できるモデルを構築した。非線形応答による影響や構造物の損壊の再現については、さらなる研究が必要であるが、これらの結果と合わせて、今後フラジリティ SSHAC に実装し、断層変位フラジリティの妥当性確認に向けた検討を進めていく。

<参考文献>

- [1] H.Tsutsumi, et al., "Improvement of Fault Displacement PRA Methodology and Example of its Application to an Assumed NPP (3) The Validation Strategy of Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology", SMiRT25, 2019
- [2] “原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書”, 原子力安全推進協会 敷地内断層評価手法検討委員会, 平成 25 年 9 月
- [3] 瀬野徹三: "99 年 9 月 20 日台湾地震文部省突発災害科研費調査団同行記速報", <http://www.eri.u-tokyo.ac.jp/people/seno/taiwan.report.html>
- [4] 財団法人土工技術研究発展基金会発刊: "Taiwan Chi-chi earthquake 9.21.1991 Bird's eye view of Cher-Lung-Pu fault 大地裂痕", ISBN 957-99763-2-5
- [5] Technical Committee for Fault-related Geotechnical Issue about Civil-infrastructures Japan Geotechnical Society (JGS) and Members of the JCPS Research Project 2004-2006 Grant-in-Aid for Scientific Research (A) (No. 16208048): "Infrastructures near Seismic Faults, Data archive prepared for JSPS Research Project 2004-2006 Grant-in-Aid for Scientific Research (A) (No. 16208048), Key Points for Rational Design of Civil Infrastructures near Seismic Faults Reflecting Soil-Structure Interaction Features and Final Report of the Technical Committee for Fault-related Geotechnical Issue about Civil-infrastructures Japan Geotechnical Society (JGS)", Aug. 2007
- [6] 二階堂他, “断層変位フラジリティ評価手順の妥当性確認(2)局所応答モデルの台湾集集地震石岡ダム被害への適用例”, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 富山大学, 2019 年 9 月 12 日
- [7] 小長井・三浦・杉村: 台湾地震と石岡ダムの被害について (速報), 大ダム, No.171 (2000-4), pp.63-80
- [8] H.Tsutsumi, et al., "The Concept of Validation Strategy about Fault Displacement Fragility Evaluation Methodology and its Application to Actual Damaged Structure", PSAM 14, 2018.
- [9] 杉村他, “1999 年集集地震による石岡ダムの被害要因に関する一考察”, 第 26 回地震工学研究発表会講演論文集, 2001 年 8 月
- [10] コンクリート標準示方書, 土木学会



## 付録 3

### 仮想プラントにおける 事故シーケンス評価

## 目次

|        |                                  |     |
|--------|----------------------------------|-----|
| A3.    | 仮想プラントにおける事故シーケンス評価.....         | 277 |
| A3.1   | 断層変位ハザード.....                    | 277 |
| A3.2   | 事故シーケンスのモデル化.....                | 280 |
| A3.2.1 | 使命時間.....                        | 280 |
| A3.2.2 | 安全機能の設定.....                     | 280 |
| A3.2.3 | 成功基準の設定.....                     | 282 |
| A3.2.4 | イベントツリーの作成.....                  | 284 |
| A3.2.5 | システムのモデル化（フォールトツリーの作成）.....      | 295 |
| A3.2.6 | 事故シーケンスの定量化・点推定評価.....           | 305 |
| A3.3   | 重要事故シーケンスを対象とした CDF の不確実さ評価..... | 314 |
| A3.3.1 | 対象事故シーケンスの設定.....                | 314 |
| A3.3.2 | CDF の不確実さ評価.....                 | 314 |



### A3. 仮想プラントにおける事故シーケンス評価

本付録は、本文 3.5.3 項に示した、仮想プラントに対する断層変位 PRA における事故シーケンス評価について、その詳細を示すものである。

ここでは、事故シーケンス・プラントシステムのモデル化を行ない、事故シーケンスを定量化する。事故シーケンスのモデル化としては、起因事象ごとに既往の地震 PRA でのモデル化を参考にして、安全機能、成功基準を検討する。また、検討結果を反映し断層変位事象の場合のイベントツリーを展開する。また、システムのモデル化として、イベントツリーのヘディングとして設定する起因事象の発生確率及び緩和系の損傷確率を評価するため、フォールトツリーを作成する。

事故シーケンスの定量化としては、断層変位ハザードデータから変位量を 10 区分に分割し断層変位発生頻度及びフラジリティ評価から SSC の損傷確率を算出する。更にランダム故障確率のデータも合わせて事故シーケンスの発生頻度の評価を行う。

#### A3.1 断層変位ハザード

断層変位ハザードは本文 3.3 節に示した高尾ら (2014) [1]による確率論的断層変位ハザードの 95%及び 5%信頼度のデータに基づき、解析において必要な値を算出する。点推定評価向けには、年超過頻度は対数正規分布に従うと仮定し、95%及び 5%信頼度のデータより中央値を算出している。これらを表 A3.1-1 に示す。

次に、不確実さ解析で用いるフラクタイルハザードデータは、10%刻みで 0~100%までのデータが必要であることから、対数正規分布の累積分布関数を用いてフラクタイルハザードデータを算出した。フラクタイルハザードの算出結果を表 A3.1-2 に示す。

表 A3.1-1 文献によるハザードデータ[1]

|    | 副断層の<br>変位量(cm) | 年超過頻度 (/年)            |                       |                       |
|----|-----------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
|    |                 | 95%信頼度                | 5%信頼度                 | 中央値                   |
| 1  | 1               | $7.2 \times 10^{-8}$  | $3.5 \times 10^{-8}$  | $5.0 \times 10^{-8}$  |
| 2  | 2               | $7.0 \times 10^{-8}$  | $3.3 \times 10^{-8}$  | $4.8 \times 10^{-8}$  |
| 3  | 3               | $6.8 \times 10^{-8}$  | $3.2 \times 10^{-8}$  | $4.7 \times 10^{-8}$  |
| 4  | 4               | $6.2 \times 10^{-8}$  | $3.1 \times 10^{-8}$  | $4.4 \times 10^{-8}$  |
| 5  | 5               | $6.0 \times 10^{-8}$  | $3.0 \times 10^{-8}$  | $4.2 \times 10^{-8}$  |
| 6  | 6               | $5.8 \times 10^{-8}$  | $2.8 \times 10^{-8}$  | $4.0 \times 10^{-8}$  |
| 7  | 7               | $5.6 \times 10^{-8}$  | $2.5 \times 10^{-8}$  | $3.7 \times 10^{-8}$  |
| 8  | 8               | $5.4 \times 10^{-8}$  | $2.4 \times 10^{-8}$  | $3.6 \times 10^{-8}$  |
| 9  | 9               | $5.0 \times 10^{-8}$  | $2.3 \times 10^{-8}$  | $3.4 \times 10^{-8}$  |
| 10 | 10              | $4.8 \times 10^{-8}$  | $2.2 \times 10^{-8}$  | $3.2 \times 10^{-8}$  |
| 11 | 20              | $3.4 \times 10^{-8}$  | $1.4 \times 10^{-8}$  | $2.2 \times 10^{-8}$  |
| 12 | 30              | $2.4 \times 10^{-8}$  | $9.6 \times 10^{-9}$  | $1.5 \times 10^{-8}$  |
| 13 | 40              | $1.7 \times 10^{-8}$  | $7.0 \times 10^{-9}$  | $1.1 \times 10^{-8}$  |
| 14 | 50              | $1.2 \times 10^{-8}$  | $5.0 \times 10^{-9}$  | $7.7 \times 10^{-9}$  |
| 15 | 60              | $1.0 \times 10^{-8}$  | $3.7 \times 10^{-9}$  | $6.1 \times 10^{-9}$  |
| 16 | 70              | $8.0 \times 10^{-9}$  | $3.0 \times 10^{-9}$  | $4.9 \times 10^{-9}$  |
| 17 | 80              | $6.4 \times 10^{-9}$  | $2.4 \times 10^{-9}$  | $3.9 \times 10^{-9}$  |
| 18 | 90              | $5.4 \times 10^{-9}$  | $1.9 \times 10^{-9}$  | $3.2 \times 10^{-9}$  |
| 19 | 100             | $4.3 \times 10^{-9}$  | $1.6 \times 10^{-9}$  | $2.6 \times 10^{-9}$  |
| 20 | 200             | $1.2 \times 10^{-9}$  | $3.0 \times 10^{-10}$ | $6.0 \times 10^{-10}$ |
| 21 | 300             | $3.8 \times 10^{-10}$ | $9.0 \times 10^{-11}$ | $1.8 \times 10^{-10}$ |
| 22 | 400             | $1.7 \times 10^{-10}$ | $3.6 \times 10^{-11}$ | $7.8 \times 10^{-11}$ |
| 23 | 500             | $8.0 \times 10^{-11}$ | $1.6 \times 10^{-11}$ | $3.6 \times 10^{-11}$ |

表 A3.1-2 フラクタイルハザードデータ

| 断層変位量 [cm] | 0-10%   | 10-20%  | 20-30%  | 30-40%  | 40-50%  | 50-60%  | 60-70%  | 70-80%  | 80-90%  | 90-100% |
|------------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|---------|
| 1          | 3.8E-08 | 4.2E-08 | 4.5E-08 | 4.7E-08 | 5.0E-08 | 5.3E-08 | 5.6E-08 | 6.0E-08 | 6.6E-08 | 1.9E-07 |
| 2          | 3.6E-08 | 4.0E-08 | 4.3E-08 | 4.5E-08 | 4.8E-08 | 5.1E-08 | 5.4E-08 | 5.8E-08 | 6.4E-08 | 1.9E-07 |
| 3          | 3.5E-08 | 3.8E-08 | 4.1E-08 | 4.4E-08 | 4.7E-08 | 4.9E-08 | 5.3E-08 | 5.7E-08 | 6.3E-08 | 1.8E-07 |
| 4          | 3.3E-08 | 3.7E-08 | 3.9E-08 | 4.2E-08 | 4.4E-08 | 4.6E-08 | 4.9E-08 | 5.2E-08 | 5.7E-08 | 1.6E-07 |
| 5          | 3.2E-08 | 3.6E-08 | 3.8E-08 | 4.0E-08 | 4.2E-08 | 4.5E-08 | 4.7E-08 | 5.1E-08 | 5.6E-08 | 1.5E-07 |
| 6          | 3.0E-08 | 3.3E-08 | 3.6E-08 | 3.8E-08 | 4.0E-08 | 4.3E-08 | 4.5E-08 | 4.9E-08 | 5.4E-08 | 1.5E-07 |
| 7          | 2.7E-08 | 3.0E-08 | 3.3E-08 | 3.5E-08 | 3.7E-08 | 4.0E-08 | 4.3E-08 | 4.6E-08 | 5.1E-08 | 1.6E-07 |
| 8          | 2.6E-08 | 2.9E-08 | 3.2E-08 | 3.4E-08 | 3.6E-08 | 3.8E-08 | 4.1E-08 | 4.4E-08 | 4.9E-08 | 1.6E-07 |
| 9          | 2.5E-08 | 2.8E-08 | 3.0E-08 | 3.2E-08 | 3.4E-08 | 3.6E-08 | 3.8E-08 | 4.1E-08 | 4.6E-08 | 1.4E-07 |
| 10         | 2.4E-08 | 2.7E-08 | 2.9E-08 | 3.1E-08 | 3.2E-08 | 3.5E-08 | 3.7E-08 | 4.0E-08 | 4.4E-08 | 1.3E-07 |
| 20         | 1.5E-08 | 1.7E-08 | 1.9E-08 | 2.0E-08 | 2.2E-08 | 2.3E-08 | 2.5E-08 | 2.7E-08 | 3.1E-08 | 1.1E-07 |
| 30         | 1.1E-08 | 1.2E-08 | 1.3E-08 | 1.4E-08 | 1.5E-08 | 1.6E-08 | 1.8E-08 | 1.9E-08 | 2.2E-08 | 8.1E-08 |
| 40         | 7.7E-09 | 8.7E-09 | 9.5E-09 | 1.0E-08 | 1.1E-08 | 1.2E-08 | 1.3E-08 | 1.4E-08 | 1.5E-08 | 5.5E-08 |
| 50         | 5.5E-09 | 6.2E-09 | 6.7E-09 | 7.2E-09 | 7.7E-09 | 8.3E-09 | 8.9E-09 | 9.7E-09 | 1.1E-08 | 3.8E-08 |
| 60         | 4.1E-09 | 4.7E-09 | 5.2E-09 | 5.6E-09 | 6.1E-09 | 6.6E-09 | 7.1E-09 | 7.8E-09 | 9.0E-09 | 3.7E-08 |
| 70         | 3.3E-09 | 3.8E-09 | 4.2E-09 | 4.5E-09 | 4.9E-09 | 5.3E-09 | 5.7E-09 | 6.3E-09 | 7.2E-09 | 2.9E-08 |
| 80         | 2.7E-09 | 3.0E-09 | 3.4E-09 | 3.6E-09 | 3.9E-09 | 4.2E-09 | 4.6E-09 | 5.0E-09 | 5.7E-09 | 2.3E-08 |
| 90         | 2.1E-09 | 2.5E-09 | 2.7E-09 | 3.0E-09 | 3.2E-09 | 3.5E-09 | 3.8E-09 | 4.2E-09 | 4.8E-09 | 2.2E-08 |
| 100        | 1.8E-09 | 2.0E-09 | 2.2E-09 | 2.4E-09 | 2.6E-09 | 2.8E-09 | 3.1E-09 | 3.4E-09 | 3.9E-09 | 1.6E-08 |
| 200        | 3.5E-10 | 4.2E-10 | 4.8E-10 | 5.4E-10 | 6.0E-10 | 6.7E-10 | 7.5E-10 | 8.6E-10 | 1.0E-09 | 7.5E-09 |
| 300        | 1.1E-10 | 1.3E-10 | 1.5E-10 | 1.7E-10 | 1.8E-10 | 2.1E-10 | 2.3E-10 | 2.7E-10 | 3.2E-10 | 2.6E-09 |
| 400        | 4.3E-11 | 5.3E-11 | 6.1E-11 | 6.9E-11 | 7.8E-11 | 8.8E-11 | 1.0E-10 | 1.2E-10 | 1.4E-10 | 1.3E-09 |
| 500        | 1.9E-11 | 2.4E-11 | 2.8E-11 | 3.2E-11 | 3.6E-11 | 4.0E-11 | 4.6E-11 | 5.4E-11 | 6.7E-11 | 6.7E-10 |

## A3.2 事故シーケンスのモデル化

### A3.2.1 使命時間

断層変位は地震に伴って発生する可能性が高い。地震 PRA では、地震により外部支援の到着に時間がかかることを考慮し、7日間の使命時間としていることから、断層変位 PRA でも同様に使命時間は7日間とする。

### A3.2.2 安全機能の設定

評価で対象とする起因事象に対し、燃料の重大な損傷の防止のために必要な安全機能を設定する。設定した各安全機能については、それらを構成するフロントライン系、評価対象フロントライン系の機能維持に不可欠なサポート系、及び運転員操作を設定する。

安全機能は、以下の項目に分類される。

- ① 反応度制御機能（原子炉停止機能）
- ② 炉心冷却機能／1次系保有水維持機能（注入時／再循環時）
- ③ 崩壊熱除去機能（注入時／再循環時）
- ④ 格納容器内雰囲気気の冷却／格納容器外への除熱機能

なお、④格納容器内雰囲気気の冷却／格納容器外への除熱機能について、格納容器先行破損に伴う炉心損傷を防止するために、格納容器の健全性を確保する必要があるが、必要な緩和設備・操作は③において包絡している。

各安全機能について、必要となる緩和設備・操作を抽出し、各起因事象に対して必要な緩和設備・操作を以下のように整理した。

#### ① 反応度制御（原子炉停止）機能

断層変位 PRA で考慮する「反応度制御（原子炉停止）」機能は、原子炉トリップ（スクラム）である。原子炉停止失敗により発生する ATWS は保守的に炉心損傷に至るとして評価する。断層変位 PRA で評価対象とする起因事象のうち、原子炉トリップ機能に期待する起因事象は以下のものである。

- ・ 2次冷却系の破断
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 主給水流量喪失

## ② 炉心冷却及び1次系保有水維持機能

断層変位 PRA で考慮する「炉心冷却及び1次系保有水維持」機能は、アクシデントマネジメント (AM) 設備としての代替低圧注水ポンプによる炉心への注入である。本機能に期待する起回事象は以下のものである。

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・外部電源喪失

## ③ 崩壊熱除去（原子炉を「冷やす」機能のための緩和設備または緩和操作）

「崩壊熱除去」に係る緩和設備・操作は、蒸気発生器除熱（補助給水系、主蒸気系）、余熱除去冷却器による冷却及び格納容器スプレイ冷却器による冷却、また、AM 設備としてフィードアンドブリード操作、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却から構成される。

各起回事象シナリオにおける緩和設備・操作の組み合わせを以下に示す。

### ・蒸気発生器除熱（補助給水系、主蒸気系）

起回事象「2次冷却系の破断」、「原子炉補機冷却機能の全喪失」、「外部電源喪失」、及び「主給水流量喪失」の事故シナリオでは、1次系圧力バウンダリは健全であり、安全注入設備は作動しないため、蒸気発生器除熱（補助給水系、主蒸気系）による崩壊熱除去を必要とする。また、当緩和設備・操作はこれらの起回事象シナリオにおいて「炉心冷却」機能も果たしている。

### ・格納容器スプレイ冷却器による冷却

起回事象「2次冷却系の破断」、「外部電源喪失」、及び「主給水流量喪失」において、フィードアンドブリード操作を行う場合に「格納容器スプレイ冷却器による冷却」が可能となる。

### ・フィードアンドブリード操作

起回事象「2次冷却系の破断」、「外部電源喪失」、及び「主給水流量喪失」において、蒸気発生器への給水が失われた場合に、蒸気発生器除熱の代替手段としてフィードアンドブリード操作を必要とする。

### ・格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却

起回事象「2次冷却系の破断」、「主給水流量喪失」、「外部電源喪失」、及び「補機冷却水の喪失」において、格納容器除熱機能が喪失した場合に、代替手段として格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を必要とする。

### A3.2.3 成功基準の設定

成功基準の設定として、一般的な PRA 評価では成功基準設定のための熱水力解析を実施するが、本評価では仮想プラントが評価対象であるため、定性的判断として以下のような設定とした。

#### ・2次系の破断

##### －成功シーケンス①

設計で期待する緩和機能が喪失しない場合に相当し、原子炉トリップによって原子炉出力を抑制した後に、主蒸気隔離弁等による蒸気隔離を行い、補助給水を用いた健全 SG による 2 次系冷却によって事象収束を図る。

##### －成功シーケンス②

成功シーケンス①において、補助給水による 2 次系冷却に失敗した場合であり、「フィードアンドブリード」（高圧注入及び加圧器逃がし弁の強制開）によって事故後短期の炉心冷却を達成するシナリオである。事故後の長期炉心冷却については、再循環運転による炉心注入及び格納容器スプレイ再循環による格納容器除熱によって行われる。

##### －成功シーケンス③

成功シーケンス②において、格納容器スプレイ注入に失敗した場合であり、格納容器内自然対流冷却によって、事故後の長期炉心冷却を達成するシナリオである。

##### －成功シーケンス④

成功シーケンス①において、主蒸気隔離失敗によって 2 次系冷却に失敗した場合であり、「フィードアンドブリード」（高圧注入及び加圧器逃がし弁の強制開）によって事故後短期の炉心冷却を達成するシナリオである。事故後の長期炉心冷却については、再循環運転による炉心注入及び格納容器スプレイ再循環による格納容器除熱によって行われる。

##### －成功シーケンス⑤

成功シーケンス④において、格納容器スプレイ注入に失敗した場合であり、格納容器内自然対流冷却によって、事故後の長期炉心冷却を達成するシナリオである。

#### ・海水/補機冷却水喪失

##### －成功シーケンス①

原子炉トリップにより原子炉出力を抑制した後に、2 次系強制冷却、蓄圧注入及び代替低圧注水ポンプによる注入によって短期的な炉心冷却が達成される。事故後の長期炉心冷却は大容量ポンプを用いた再循環運転、格納容器冷却は大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却によって確保される。

- ・外部電源喪失

- －成功シーケンス①

- 設計で期待する緩和機能が喪失しない場合に相当し、原子炉トリップによって原子炉出力を抑制した後に、補助給水による 2 次系冷却によって事象収束を図る。

- －成功シーケンス②

- 成功シーケンス①において、補助給水による 2 次系冷却に失敗した場合であり、「フィードアンドブリード」（高圧注入及び加圧器逃がし弁の強制開）によって事故後短期の炉心冷却を達成するシナリオである。事故後の長期炉心冷却については、低圧再循環によるブースティング、高圧再循環による炉心注入及び格納容器スプレイ再循環による格納容器除熱によって行われる。

- －成功シーケンス③

- 成功シーケンス②において、格納容器スプレイ注入に失敗した場合であり、格納容器内自然対流冷却によって、事故後の長期炉心冷却を達成するシナリオである。

- －成功シーケンス④

- 成功シーケンス①において、非常用所内電源の確立が失敗した場合であり、全交流電源喪失に相当する。1 次冷却材ポンプ封水 LOCA が発生し、2 次系強制冷却、蓄圧注入及び代替低圧注水ポンプによる注入によって短期的な炉心冷却が達成される。事故後の長期炉心冷却は大容量ポンプを用いた再循環運転、格納容器冷却は大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却によって確保される。

設備容量の成功基準については、事故シナリオによらず、簡易的に以下の設定としている。

- ・緩和系、サポート系、恒設重大事故対処設備

- 仮想プラントでは、主要な緩和系、サポート系、恒設重大事故対処設備について、A 系統、B 系統の 2 系統を考慮している。これらの設備については、事故シナリオによらず、A/B 系統片方の成功を成功基準と設定した。

- ・可搬式の代替設備

- 一般に、可搬型の重大事故対処設備については、多様性、独立性、位置的分散を考慮した設計がなされているが、仮想プラントでは簡易的に位置的分散は考慮せず、可搬式設備 1 台（あるいは 1 系統）の確立を成功基準とした。

### A3.2.4 イベントツリーの作成

イベントツリー（ET）のモデル化とは、起因事象の発生から、起因事象ごとに必要な緩和系の成功／失敗の組み合わせにより事故シーケンスを明示的に示すことである。

#### ① 起因事象イベントツリー

起因事象イベントツリーを図 A3.2.4-1 に示す。

起因事象イベントツリーのヘディングは、プラントへの影響が厳しい順に並べている。断層変位 PRA においては、複数の SSC が同時損傷する可能性があることから、起因事象の重畳を考慮する必要があるが、起因事象の重畳は緩和系イベントツリーでの機器損傷において表現する。

#### ② 炉心損傷直結事象

起因事象イベントツリーにおいて、炉心損傷直結での分岐は即炉心損傷に至るものとして扱っており、緩和系イベントツリーは不要である。

#### ③ 2次系の破断の緩和系イベントツリー

2次系の破断は、2次側配管のギロチン破断により2次側インベントリが放出される事象である。2次系の破断が発生した場合、主蒸気隔離により蒸気放出を停止し、補助給水により崩壊熱除去を行うのが基本となる対応である。主蒸気隔離あるいは補助給水に失敗した場合は、フィードアンドブリードによる炉心冷却や再循環運転により長期的な冷却を達成する。2次系の破断の緩和系イベントツリーを図 A3.2.4-2 に示す。また、以下に各ヘディングの説明を示す。

- ・原子炉トリップ

原子炉トリップにより原子炉出力を抑制する。原子炉トリップに失敗した場合、ATWS事象となるが、本評価では簡易的に炉心損傷として扱っている。

- ・主蒸気隔離

主蒸気隔離弁を閉止することにより、2次系からの蒸気放出を停止する。

- ・補助給水

補助給水を用いた SG 給水により、1次系の加圧を防ぐための2次系による炉心冷却を実施し、炉心損傷を防止する。



- ・ 高圧注入

非常用所内電源の復旧時に 2 次系の除熱機能が喪失した場合、1 次系の強制減圧により高圧注入系（フィードアンドブリード）を使用して炉心冷却を行う。加圧器逃がし弁の手動開による減圧で加圧器逃がしタンクより 1 次冷却材を放出し、LOCA 状態での炉心冷却を行う。

- ・ 加圧器逃がし弁強制開

2 次系の除熱機能が喪失した場合、1 次系の強制減圧により高圧注入系を使用して炉心冷却を行う。加圧器逃がし弁の手動開による減圧で加圧器逃がしタンクより 1 次冷却材を放出し、LOCA 状態での炉心冷却を行う。

- ・ 格納容器スプレイ注入

1 次系のブローダウンにより格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力異常高に到達すると、格納容器スプレイ作動信号（P 信号）が発信され、格納容器スプレイポンプが起動する。格納容器スプレイは、格納容器雰囲気中の放射性物質の除去及び格納容器内圧の上昇抑制の機能を持つ。

- ・ 再循環運転（CCW）

再循環切替による、再循環サンプからの 1 次系への冷却材の補給（高圧再循環及び低圧再循環）及び格納容器長期冷却を、簡易的に再循環運転として取り扱う。

- ・ 格納容器内自然対流冷却（CCW）

格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失した場合に、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内の長期的な熱除去を行う。

#### ④海水系・補機冷却機能喪失の緩和系イベントツリー

海水系機能喪失は、海水系ポンプや海水系配管の損傷により、海水系の冷却水供給機能が喪失する事象である。海水系機能喪失が発生すると、補機冷却水の冷却機能が喪失することにより、補機冷却水により冷却されている各種安全系設備の機能が喪失するとともに、1 次冷却材ポンプ（RCP）シール冷却機能（RCP サーマルバリア及び RCP シール封水）が喪失し RCP シール LOCA が発生する可能性がある。RCP シール冷却機能が喪失した状況においても RCP シールの耐力により RCP シール LOCA の発生が回避される可能性があるが、本検討では RCP シール LOCA が必ず発生すると仮定し、より事象進展が複雑な RCP シール LOCA シーケンスに着目したイベントツリーを作成した。

海水系機能喪失事象では、RCP シール LOCA が発生した場合、補助給水系と主蒸気逃し弁による 2 次系強制冷却による 1 次系減圧を行う。その後、蓄圧注入系によるほう酸添

加とインベントリ確保を行い、恒設代替ポンプによる炉心注入を行う。長期安定冷却のためには、大容量ポンプによる補機冷却水機能の回復を行い、再循環運転に移行する。これらの緩和策のいずれが失敗した場合でも炉心冷却が不能になり炉心損傷に至る。

海水系・補機冷却機能喪失の緩和系イベントツリーを図 A3.2.4-3 に示す。また、イベントツリーのヘディングの説明を以下に示す。

- ・原子炉トリップ

原子炉トリップにより原子炉出力を抑制する。原子炉トリップに失敗した場合、ATWS 事象となるが、本評価では簡易的に炉心損傷として扱っている。

- ・補助給水

補助給水により、炉心発生熱を除去し、1 次系の加圧を防ぐために 2 次系による冷却を実施し、炉心損傷を防止する。

- ・RCP シール LOCA (本評価ではヘディングを省略)

海水喪失による、1 次冷却材ポンプ (RCP) 封水部の冷却不能に続く、封水機能喪失によって、RCP シール部からの漏えいの可能性があるが、今回は、海水喪失により必ず RCP シール LOCA が発生することを想定した。

- ・2 次系強制冷却

2 次系強制冷却によって、蒸気発生器 2 次側による 1 次系の減圧、減温を実施する。  
(補助給水系及び主蒸気逃がし弁の手動操作によって達成される。なお、2 次系強制冷却は補助給水によって達成されるため、本ヘディングでは補助給水もモデル化している。)

- ・蓄圧注入

2 次系強制冷却による 1 次系の減圧後、蓄圧注入によって 1 次冷却材の漏えい分及び収縮分、また未臨界維持に必要なほう酸水を 1 次系に補給する。1 次冷却材ポンプ封水 LOCA が発生した場合においても、1 次系が高圧に維持されるため、2 次系強制冷却による 1 次系の減圧後に、蓄圧注入が有効になる。

- ・代替低圧注水ポンプ

1 次冷却材ポンプ封水 LOCA によって減少した 1 次系保有水を回復させるために、代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施する。1 次冷却材ポンプ封水 LOCA が発生した場合においても、1 次系が高圧に維持されるため、2 次系強制冷却による 1 次系の減圧に成功した場合にのみ、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が有効になる。

仮想プラントにおいては、恒設代替低圧注水及び可搬型の代替低圧注水の 2 つの独立した系統をモデル化している。

- ・大容量ポンプの確立

RCP シール LOCA が発生した場合の長期対策として、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニット、高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環を実施する。（本ヘディングは、大容量ポンプを用いた各冷却機器への通水を意味する。）

- ・再循環運転（海水）

RCP シール LOCA が発生した場合、長期対策として大容量ポンプを用いた高圧注入ポンプの冷却器への海水通水により、再循環運転を実施する。再循環運転では、大容量ポンプによって海水を通水された高圧注入ポンプを用い、再循環運転のための流路を確保し、格納容器再循環サンプル水を炉心へ注入継続する。

- ・格納容器内自然対流冷却（海水）

RCP シール LOCA が発生した場合の長期対策として、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を実施する。本ヘディングは、大容量ポンプによって海水を通水された格納容器再循環ユニットによる格納容器からの除熱を意味する。

## ⑤ 外部電源喪失

外部電源喪失は、送電系統や所内電気設備の故障や電氣的・構造的損傷などにより所内常用電源が全て喪失し、運転状態が攪乱されるような事象として考える。所内補機用交流電源の喪失により、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップ（停止）し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が発生する。

外部電源喪失の緩和系イベントツリーを図 A3.2.4-4 及び図 A3.2.4-5 に示す。また、イベントツリーのヘディングの説明を以下に示す。

- ・原子炉トリップ

原子炉トリップにより原子炉出力を抑制する。原子炉トリップに失敗した場合、ATWS 事象となるが、本評価では簡易的に炉心損傷として扱っている。

- ・非常用所内電源

非常用所内電源によって、外部電源喪失後、ディーゼル発電機により工学的安全設備への非常用所内電源の確保を行う。外部電源喪失に伴う非常用高圧電源の喪失により、

UV 信号が発信され、ディーゼル発電機が起動し、非常用母線に給電する。非常用所内電源が喪失すると、全交流電源喪失状態となる。

- ・ 補助給水

補助給水を用いた SG 給水により、1 次系の加圧を防ぐための 2 次系による炉心冷却を実施し、炉心損傷を防止する。

- ・ 空冷式非常用発電装置

空冷式非常用発電装置により、全交流電源喪失からの空冷式非常用発電装置による交流電源の回復を行う。

- ・ 高圧注入

非常用所内電源の復旧時に 2 次系の除熱機能が喪失した場合、1 次系の強制減圧により高圧注入系（フィードアンドブリード）を使用して炉心冷却を行う。加圧器逃がし弁の手動開による減圧で加圧器逃がしタンクより 1 次冷却材を放出し、LOCA 状態での炉心冷却を行う。

- ・ 加圧器逃がし弁強制開

2 次系の除熱機能が喪失した場合、1 次系の強制減圧により高圧注入系を使用して炉心冷却を行う。加圧器逃がし弁の手動開による減圧で加圧器逃がしタンクより 1 次冷却材を放出し、LOCA 状態での炉心冷却を行う。

- ・ 格納容器スプレイ注入

1 次系のブローダウンにより格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力異常高に到達すると、格納容器スプレイ作動信号（P 信号）が発信され、格納容器スプレイポンプが起動する。格納容器スプレイは、格納容器雰囲気中の放射性物質の除去及び格納容器内圧の上昇抑制の機能を持つ。

- ・ 再循環運転(CCW)

再循環切替による、再循環サンプからの 1 次系への冷却材の補給（高圧再循環及び低圧再循環）及び格納容器長期冷却を、簡易的に再循環運転として取り扱う。

- ・ 格納容器内自然対流冷却(CCW)

格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失した場合に、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内の長期的な熱除去を行う。

- ・ 2次系強制冷却

2次系強制冷却によって、蒸気発生器2次側による1次系の減圧、減温を実施する。  
 (補助給水系及び主蒸気逃がし弁の手動操作によって達成される。なお、2次系強制冷却は補助給水によって達成されるため、本ヘディングでは補助給水も含まれる。)
- ・ 蓄圧注入

2次系強制冷却による1次系の減圧後、蓄圧注入によって1次冷却材の漏えい分及び収縮分、また未臨界維持に必要なほう酸水を1次系に補給する。RCPシールLOCAが発生した場合においても、1次系が高圧に維持されるため、2次系強制冷却による1次系の減圧に成功した場合にのみ、蓄圧注入が有効になる。
- ・ 代替低圧注水ポンプ

RCPシールLOCAによって減少した1次系保有水を回復させるために、代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施する。RCPシールLOCAが発生した場合においても、1次系が高圧に維持されるため、2次系強制冷却による1次系の減圧に成功した場合にのみ、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が有効になる。仮想プラントにおいては、恒設代替低圧注水及び可搬型の代替低圧注水の2つの独立した系統をモデル化している。
- ・ 大容量ポンプの確立

全交流電源喪失後、RCPシールLOCAが発生した場合の長期対策として、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニット、高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環を実施する。(本ヘディングは、大容量ポンプを用いた各冷却機器への通水を意味する。)
- ・ 再循環運転 (海水)

RCPシールLOCAが発生した場合、長期対策として大容量ポンプを用いた高圧注入ポンプへの海水通水により、再循環運転を実施する。再循環運転によって、大容量ポンプによって海水を通水された高圧注入ポンプを用い、再循環運転のための流路を確保し、格納容器再循環サンプル水を炉心へ注入継続する。
- ・ 格納容器内自然対流冷却 (海水)

RCPシールLOCAが発生した場合の長期対策として、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内の長期冷却を行う。本ヘディングは、大容量ポンプによって海水を通水された格納容器再循環ユニットによる格納容器からの除熱を意味する。

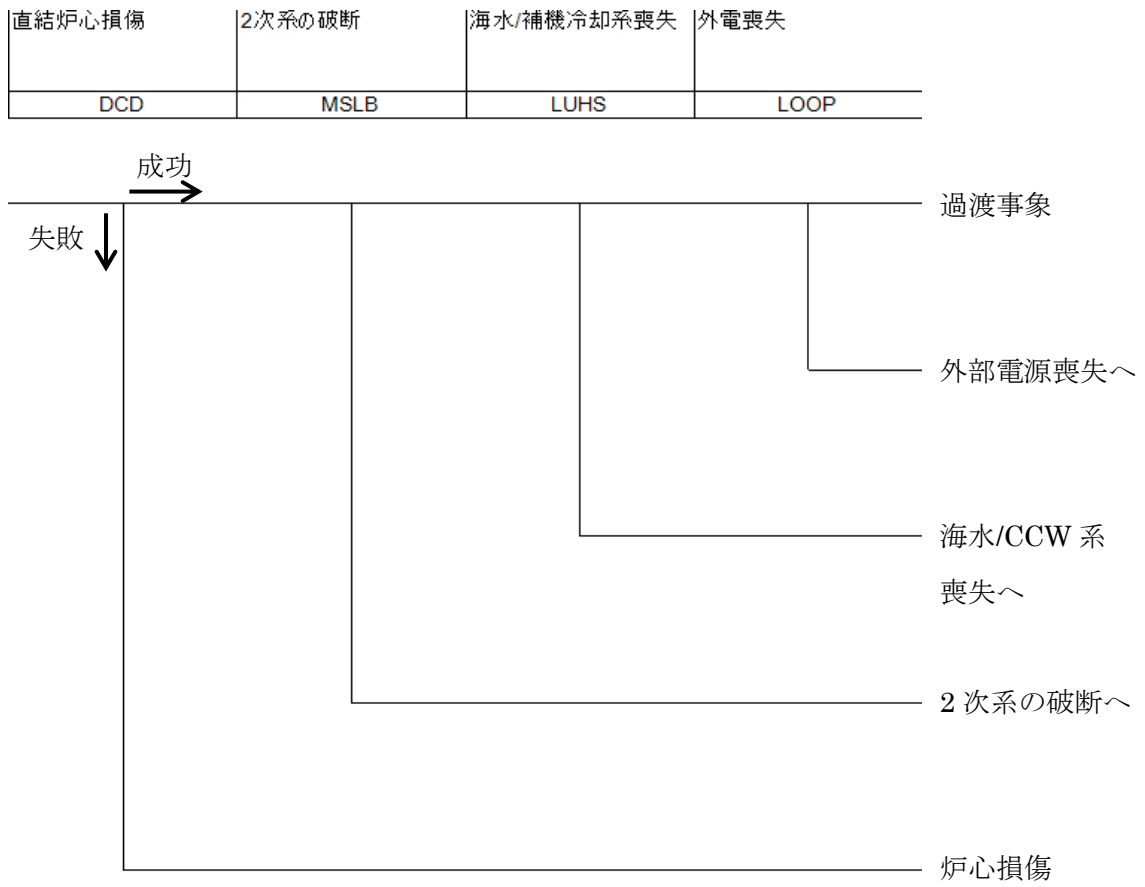


図 A3.2.4-1 起因事象イベントツリー

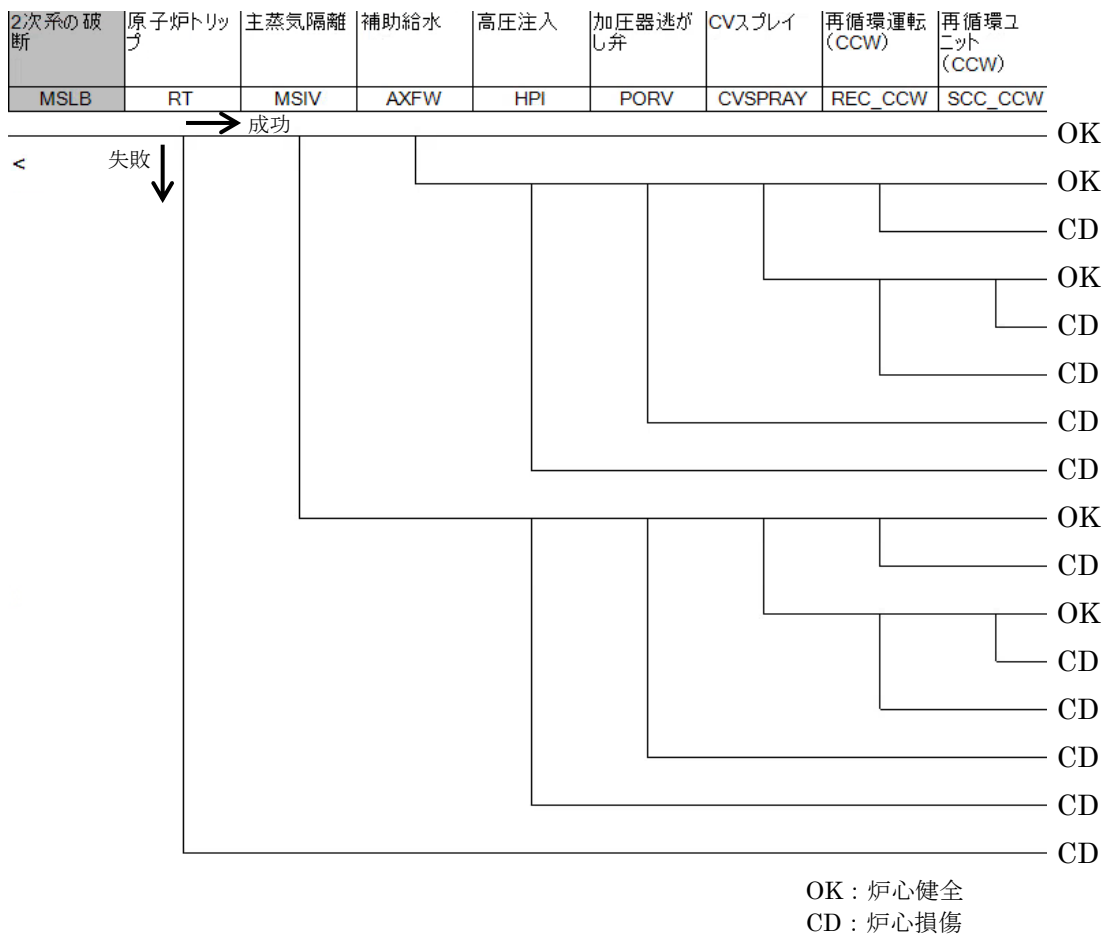


図 A3.2.4-2 2次系の破断 緩和系イベントツリー

| 海水系/CCW喪失 | 原子炉トリップ | 補助給水 | 2次系強制減圧 | 蓄圧注入 | 代替低圧注水ポンプ | 大容量ポンプ | 再循環運転(海水) | 再循環ユニット(海水) |
|-----------|---------|------|---------|------|-----------|--------|-----------|-------------|
| LUHS      | RT      | AXFW | MSRV    | ACC  | LCP       | HCS    | REC_SWS   | SCC_SWS     |

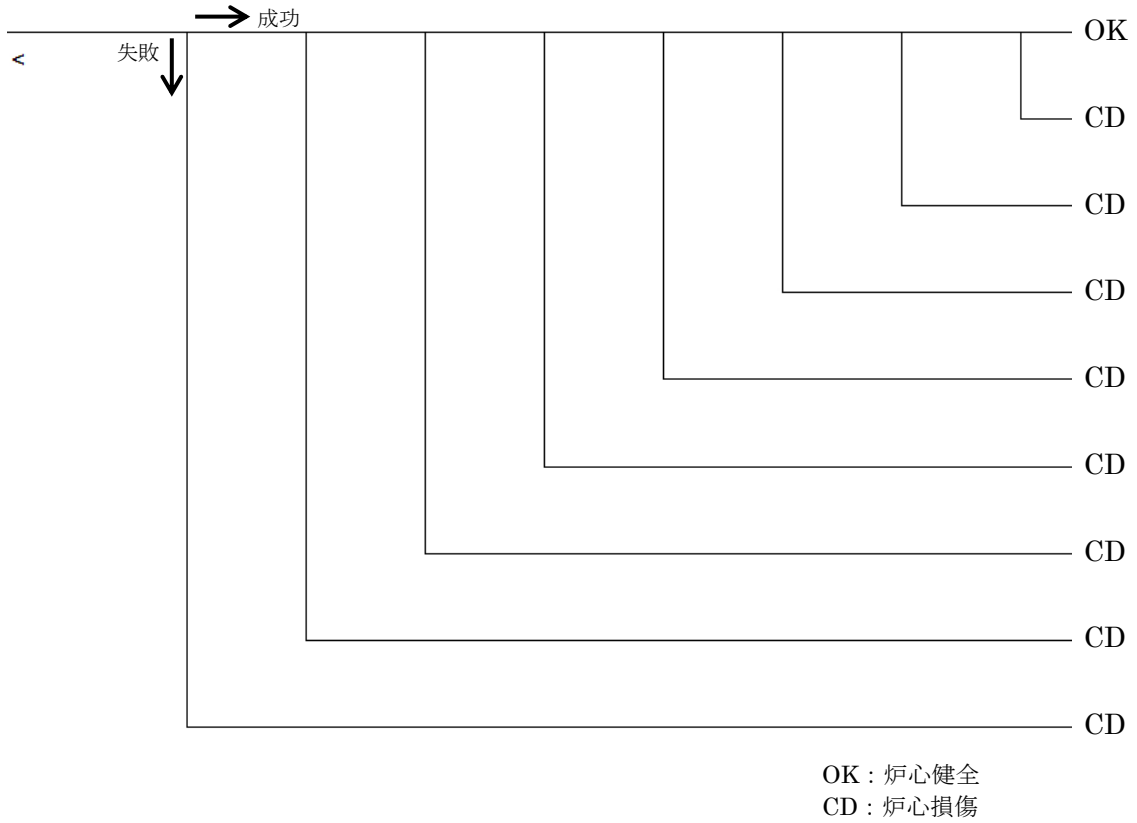


図 A3.2.4-3 海水系/CCW 喪失 緩和系イベントツリー



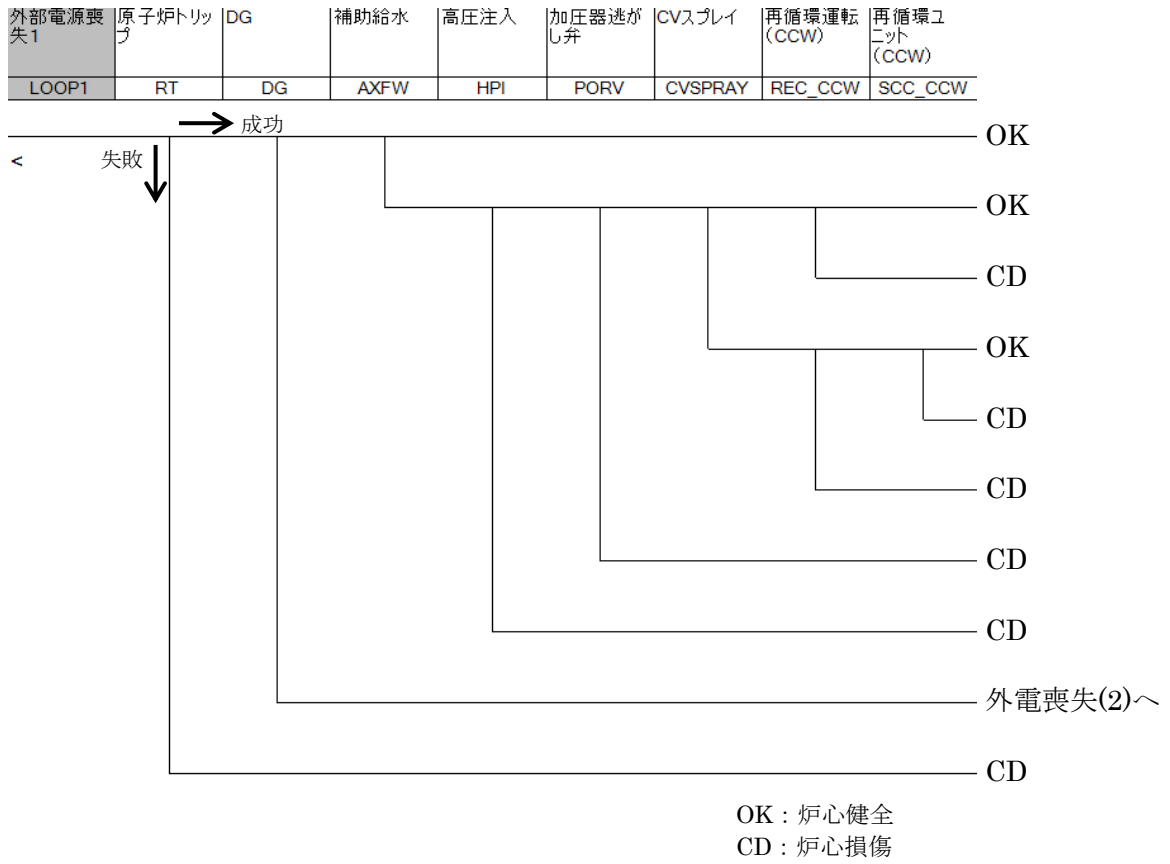


図 A3.2.4-4 外部電源喪失(1) 緩和系イベントツリー

| 外部電源喪失2 | 原子炉トリップ | DG | 補助給水 | 空冷式非常用発電装置 | 2次系強制減圧 | 蓄圧注入 | 代替低圧注水ポンプ | 大容量ポンプ | 再循環運転(海水) | 再循環ユニット(海水) |
|---------|---------|----|------|------------|---------|------|-----------|--------|-----------|-------------|
| LOOP2   | RT      | DG | AXFW | AAC        | MSRV    | ACC  | LCP       | HCS    | REC_SWS   | SCC_SWS     |

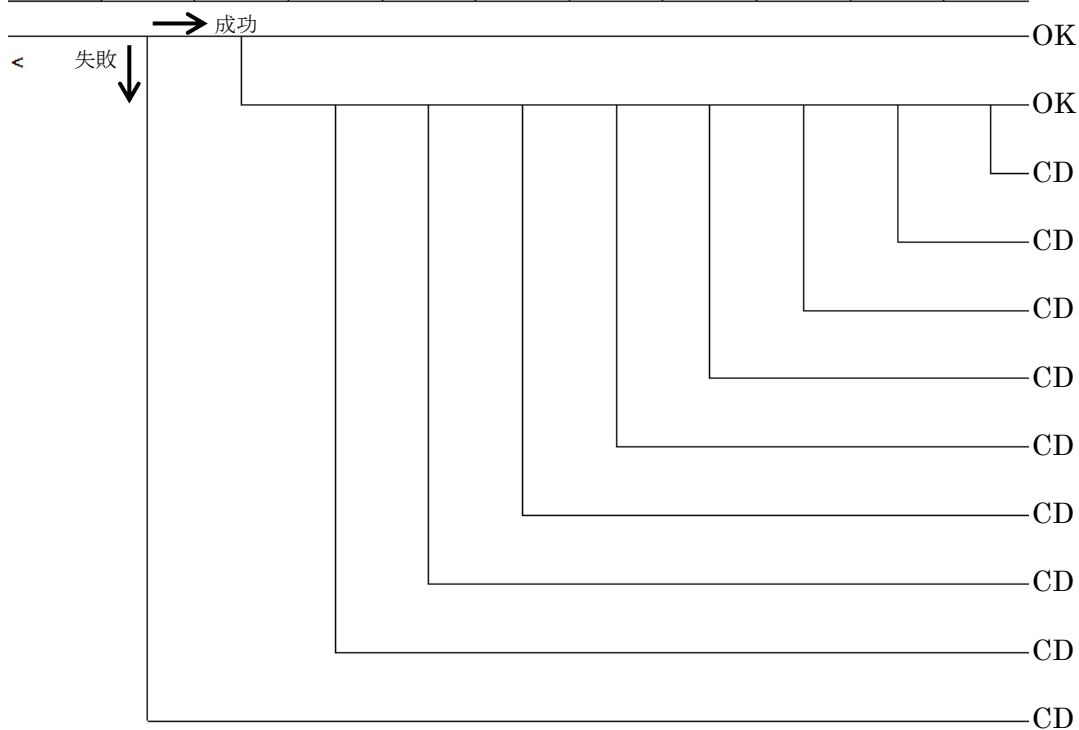


図 A3.2.4-5 外部電源喪失(2) 緩和系イベントツリー

### A3.2.5 システムのモデル化（フォールトツリーの作成）

本項では、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、システムのアンパベイラビリティ（不稼働率）の定量化を実施するために、フォールトツリーを作成する。

#### A3.2.5.1 フォールトツリーの構成

##### (1) フォールトツリー（FT）で扱う基事象の種類

断層変位 PRA の炉心損傷頻度を評価する際のフォールトツリーで取り扱う損傷は以下の3種類である。なお、地震動による損傷については、基本ケースでは考慮せず、感度解析の項で重畳に関する影響評価を行うこととする。

－ランダム故障

ランダム故障、共通原因故障、試験／保守による待機除外及び人的過誤等。

－断層変位による SSC の損傷。

－地震動による SSC の損傷。

##### (2) 起因事象のフォールトツリー

断層変位 PRA で考慮する起因事象は断層変位により発生することを想定するため、起因事象については SSC の断層変位による損傷に着目してフォールトツリーを作成し、統計的に起こるランダム故障による起因事象との重畳は考慮しない。

##### (3) 緩和系のフォールトツリー

緩和系としてモデル化対象とする設備については、以下の方針とした。

－系統機能の達成に必要な代表的な動的機器及び静的機器

－動的機能維持に必要なサポート系（補機冷却水系、海水系、電気系）

－ラインアップに必要な弁については、モデル化対象外とする

#### A3.2.5.2 フォールトツリーの作成

断層変位 PRA のフォールトツリー作成に際して、一般的な内の事象出力時レベル 1PRA と比較して断層変位による特徴的な点を以下に示す。

①SSC の機能喪失確率が上昇

②複数の SSC が同時に機能喪失

③人的過誤確率が上昇

④外部支援（7日後を想定）

⑤SSC の損傷状態

### ① SSC の機能喪失確率が上昇

一般的な内的事象出力時レベル 1PRA で期待している緩和系の SSC はランダム故障による機能喪失を想定しているが、断層変位 PRA ではさらに断層変位による損傷確率を考慮する必要がある。また、断層変位は地震を伴って発生する可能性が高いことから、地震 PRA の評価条件に倣い、耐震性の低い外部電源系は断層変位の発生に伴い必ず損傷すると仮定した。

### ② 複数の SSC が同時に機能喪失

#### ・ 起回事象の重畳を考慮

断層変位が建屋の直下において発生した場合、複数の SSC が同時に機能喪失する確率が高くなる。その結果、複数の起回事象が同時に発生する可能性や、複数の緩和系の SSC が同時に機能喪失する可能性がある。SSC の同時損傷により、発生するシナリオは以下が考えられ、起回事象イベントツリーやフォールトツリーにおいて表現する。

- 複数の起回事象の同時発生
- 複数の緩和系の SSC の同時損傷
- 起回事象の発生と緩和系の SSC の損傷の同時発生

特に、耐力の高い SSC が損傷して起回事象が発生している場合には、耐力の低い外部電源系も損傷している可能性が高い。したがって、断層変位 PRA では、外部電源喪失が他の起回事象に重畳して発生した場合の事故シナリオを検討して、フォールトツリーを構築した。

#### ・ 相関性の取扱い

断層変位は局所的に生じる事象であることから、冗長設備間の相関性は考慮しない。

### ③ 人的過誤確率が上昇

断層変位は、地震動を伴う可能性が高いことから、既往の地震 PRA を参考に、以下の設定を行っている。

#### ・ 運転員操作全般

地震 PRA で使用されている人的過誤確率値を、簡易的に切り上げた値として 0.01 を使用する。ただし、下記については個別設定とする。

#### ・ 空冷式非常用電源装置

事象発生後早期に必要な運転員操作であることから、0.05 とした。

- ・大容量ポンプ

海水ストレーナブロー配管又は原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと、可搬型ホースを接続するなど、現場での特殊な操作が必要となることから、0.05とした。

#### ⑤ SSC の損傷の程度

- ・復旧が困難

ランダム故障は通常の圧力状態において発生する故障であるが、断層変位時にはさらに外力が作用することから、損傷度合いはランダム故障より厳しくなると考えられる。したがって、以下の設備の復旧については期待しない評価とする。

- －電源系の復旧（外部電源の復旧）

- －代替給水（主給水の回復）

- ・建屋損傷の取扱い

建屋損傷時の影響は、原子炉建屋が損傷した時は炉心損傷直結、それ以外の建屋損傷については、当該建屋内の断層変位 PRA で期待している設備が損傷するとしてモデル化した。建屋と建屋内の機器との対応づけは、機器リストにて考慮している。

なお、ランダム故障率については、（一社）原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA（<http://www.nucia.jp/>）で公開されている国内プラントの故障実績を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982年度～2010年度 29 ヶ年 56 基データ）JANSI-CFR-02（2016年6月）」[2]に記載されているデータを使用した。

上記の検討により作成した断層変位 PRA のフォールトツリーのうち、緩和系に係る主要なものを例として図 A3.2.5-1 から図 A3.2.5-10 に示す。

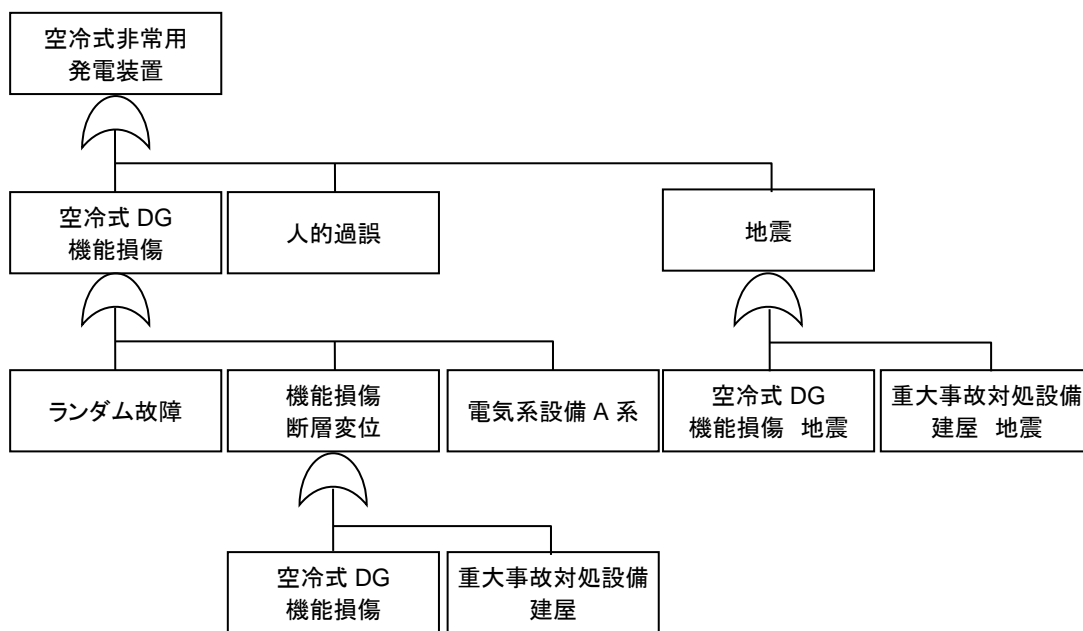


図 A3.2.5-1 空冷式非常用発電装置 フォールトツリー

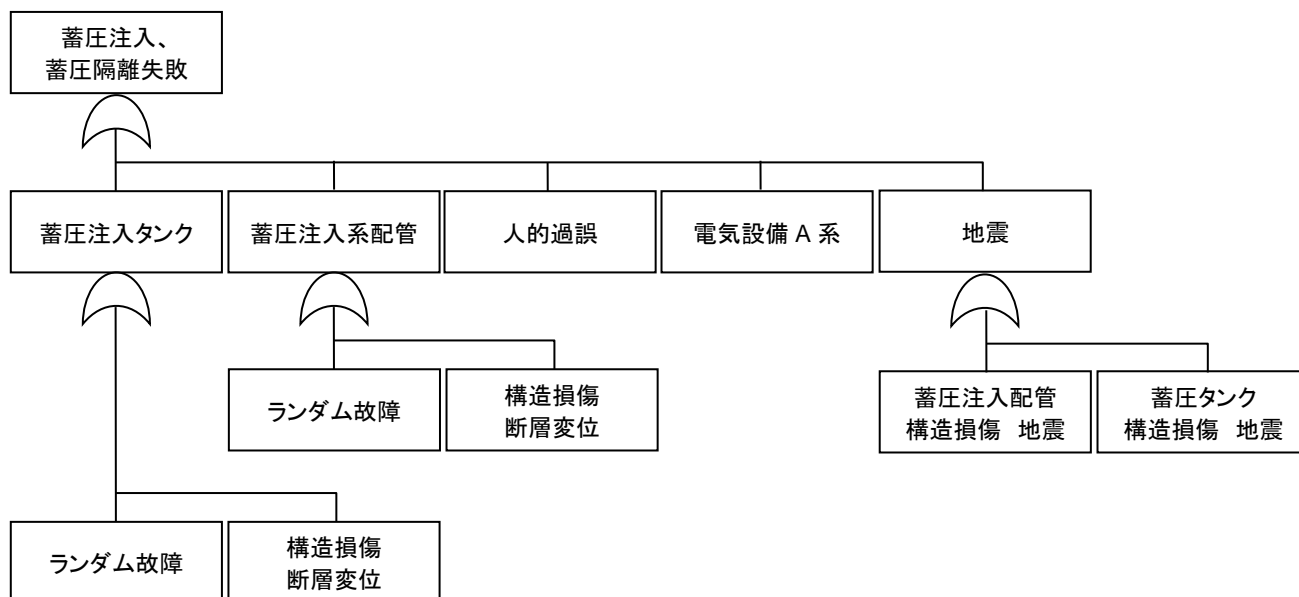


図 A3.2.5-2 蓄圧注入／隔離 フォールトツリー

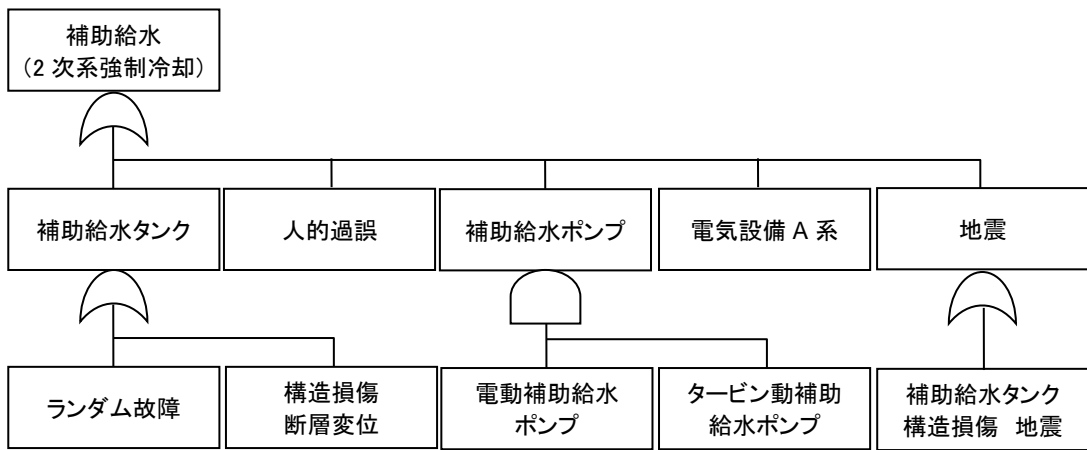


図 A3.2.5-3 補助給水 フォールトツリー

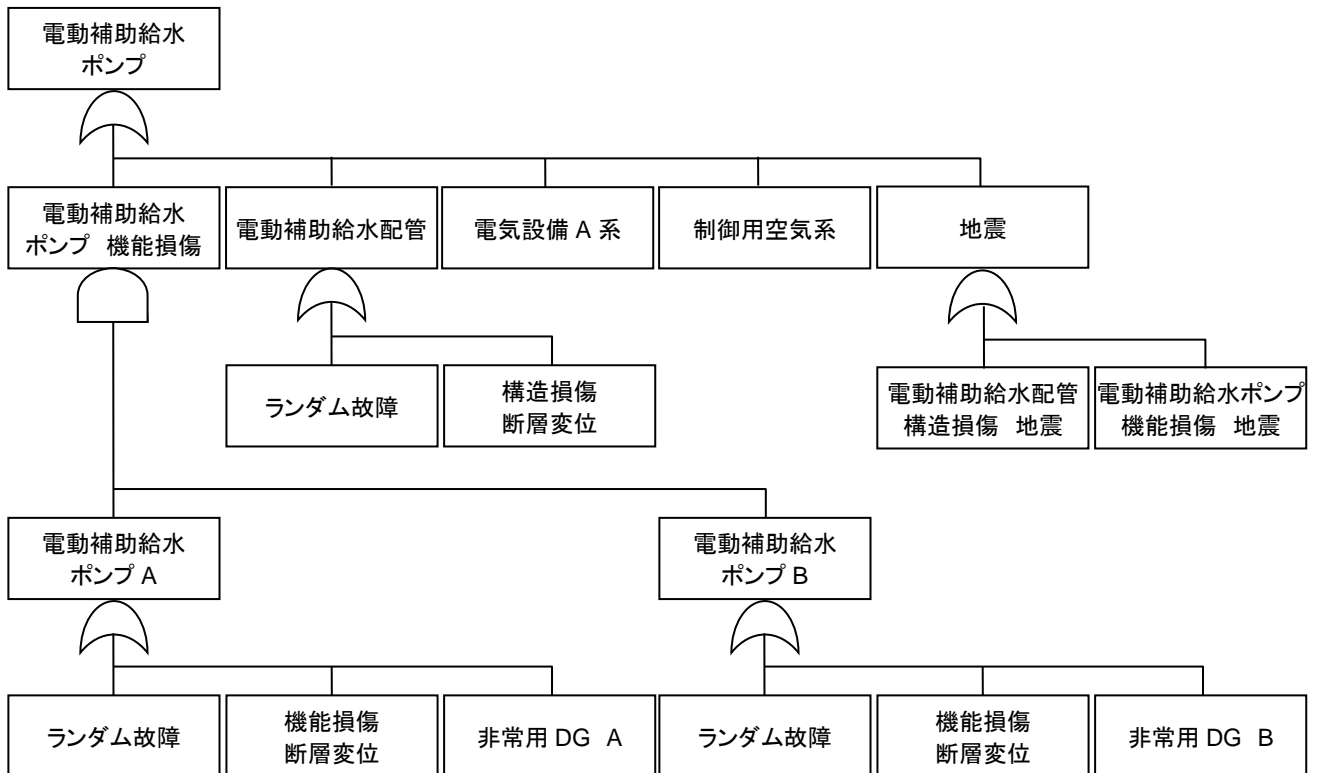


図 A3.2.5-4 電動補助給水ポンプ フォールトツリー

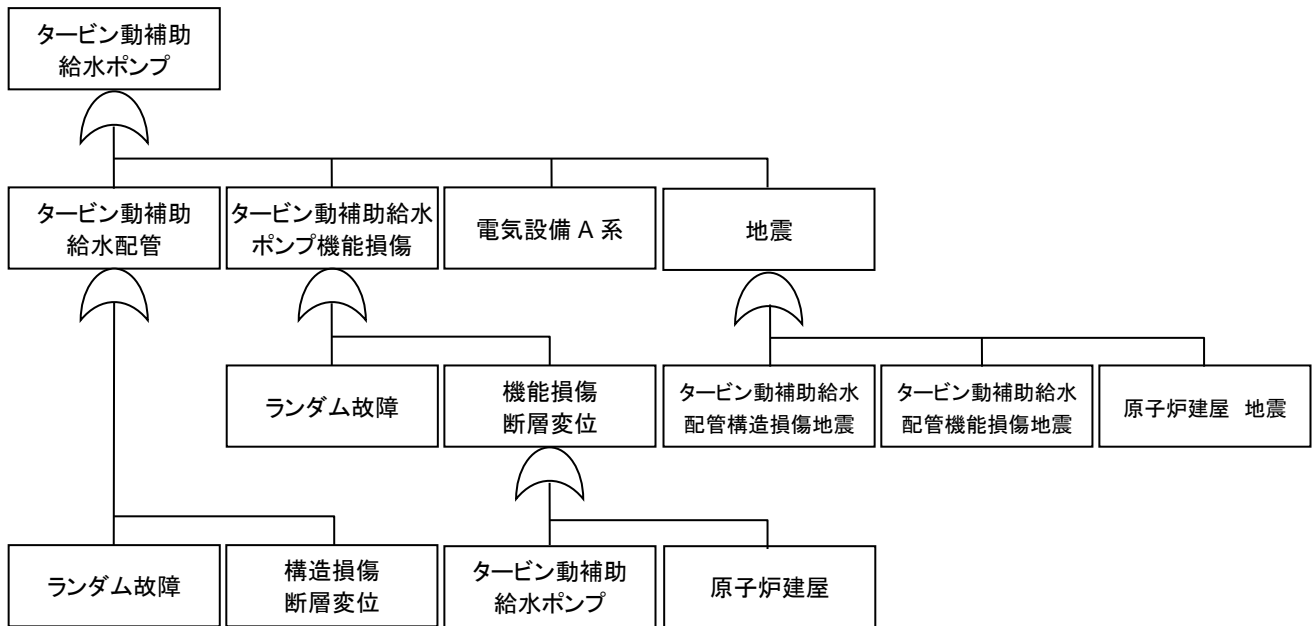


図 A3.2.5-5 タービン動補助給水ポンプ フォールトツリー

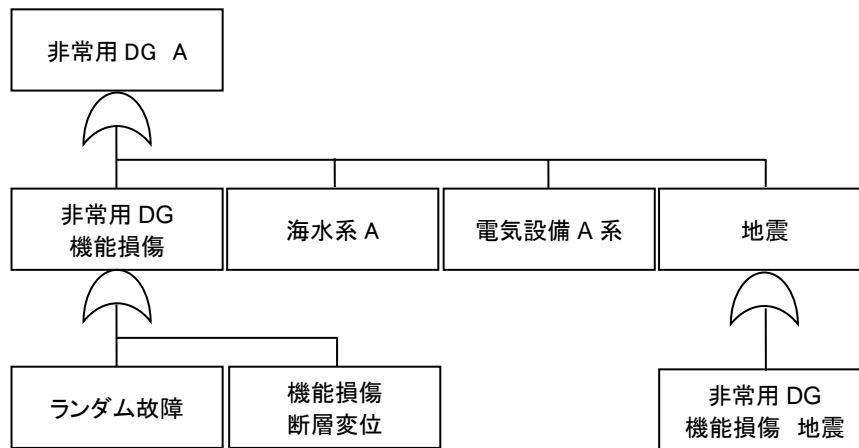


図 A3.2.5-6 非常用 DG (A 系統の例) フォールトツリー



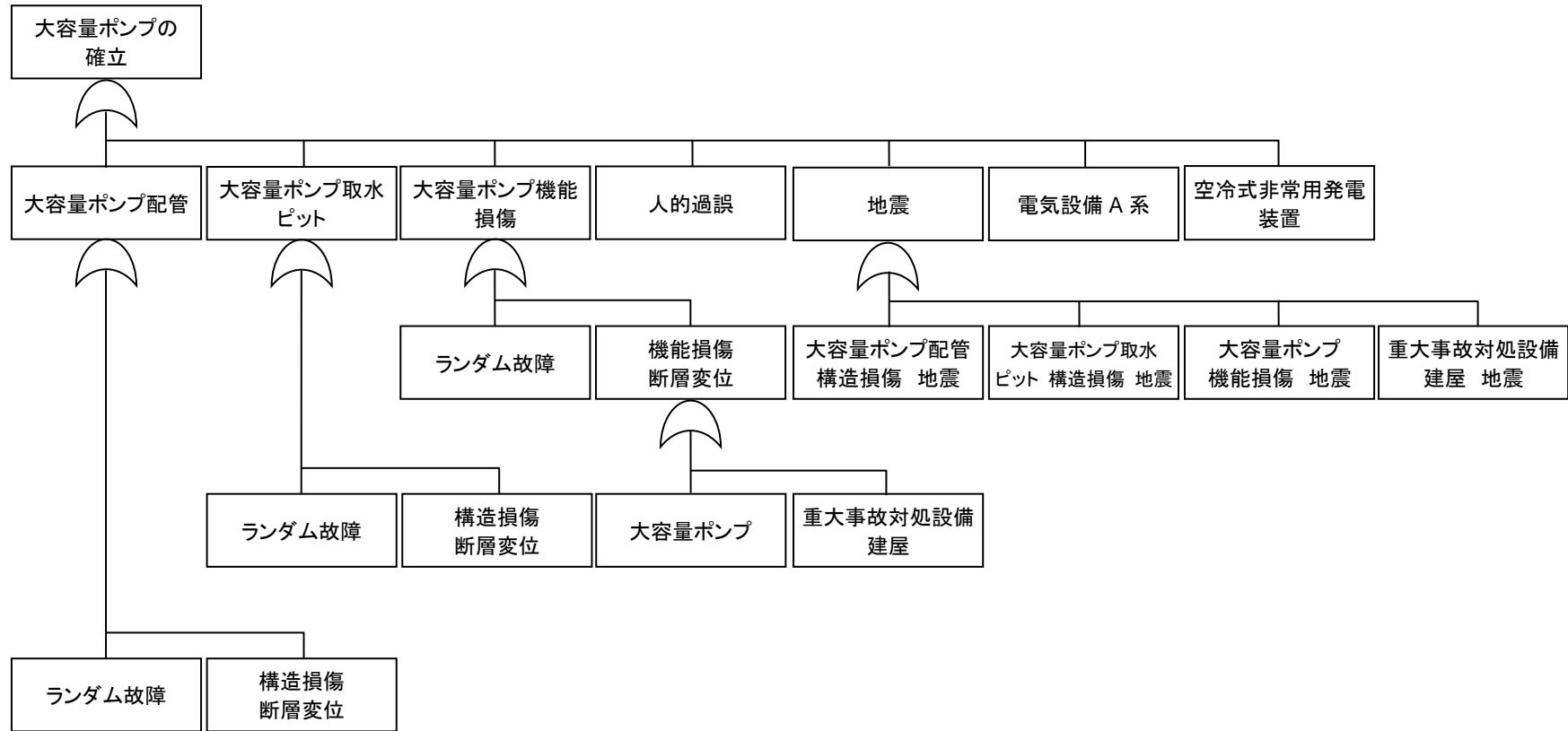


図 A3.2.5-7 大容量ポンプの確立 フォールトツリー

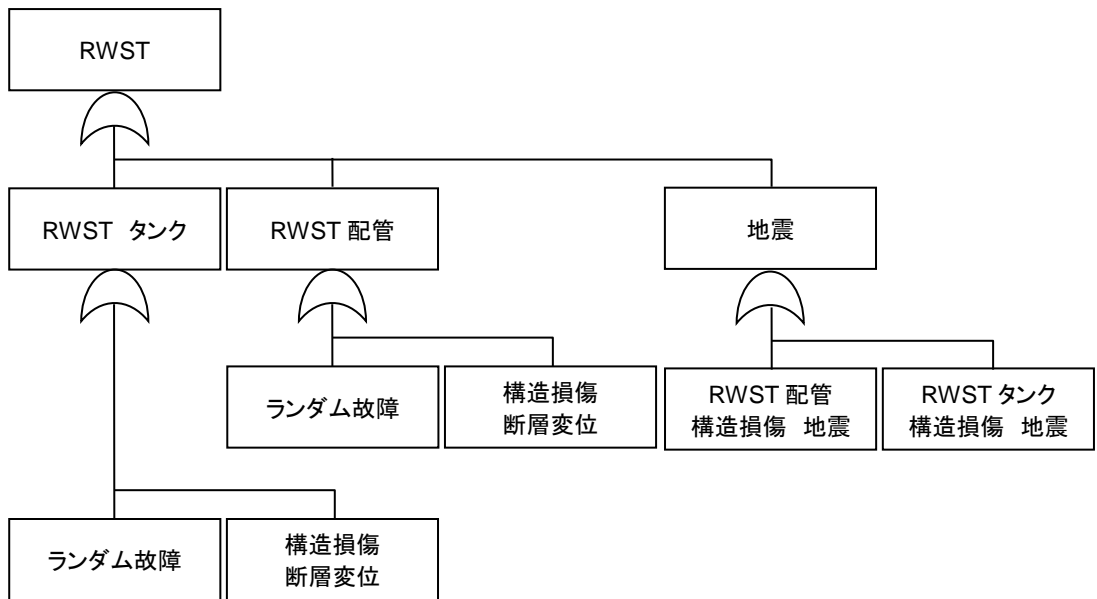


図 A3.2.5-8 RWST フォールトツリー

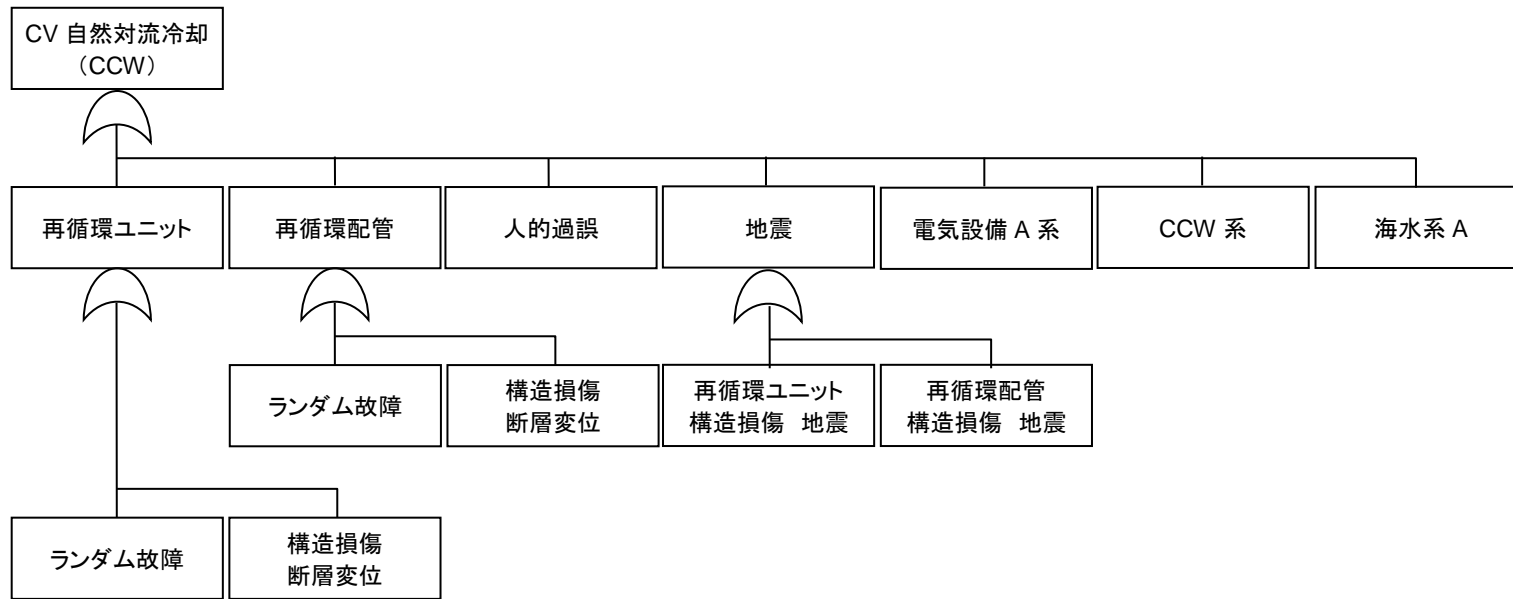


図 A3.2.5-9 CV 自然対流冷却 (CCW) フォールトツリー

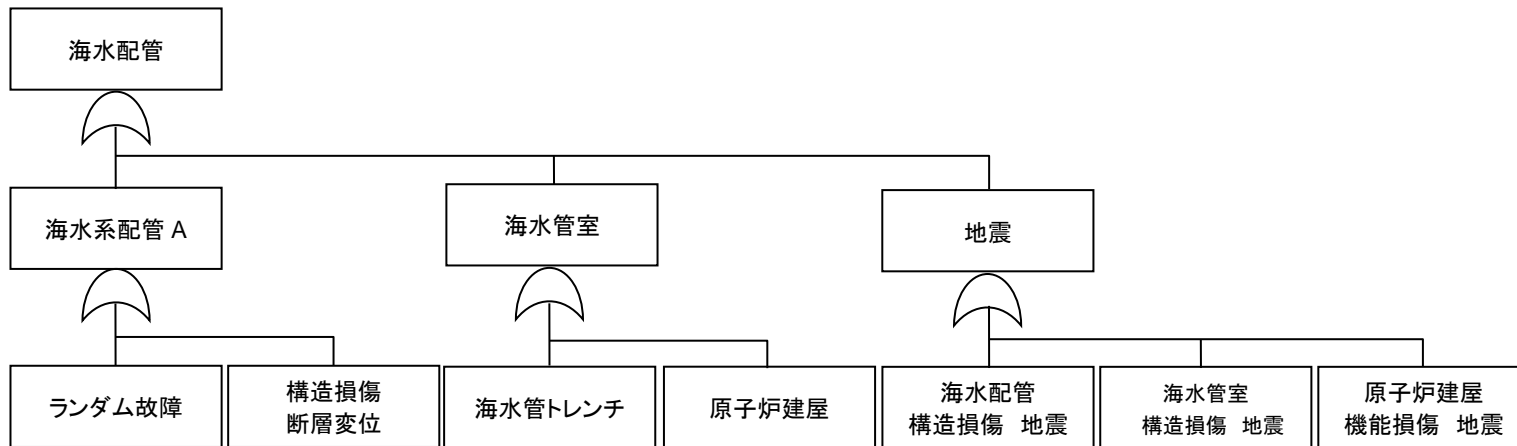


図 A3.2.5-10 海水配管 フォールトツリー

### A3.2.6 事故シーケンスの定量化・点推定評価

イベントツリー及びフォールトツリーを用いて事故シーケンスを定量化する。

事故シーケンスの定量化手法としては、フォールトツリー結合法や条件付き分岐確率イベントツリー法、モンテカルロ法があるが、本試評価では、小イベントツリー/大フォールトツリー法[3]を用いる。

本評価の解析には、以下の解析コードを使用する。

- ・ 断層変位平均発生頻度、SSC の損傷確率の算出  
解析コード：HazardLite ver. 1.1
- ・ システムモデルの構築及び事故シーケンスの定量化  
解析コード：RiskSpectrum ver. 1.3

#### A3.2.6.1 手法

炉心損傷頻度評価（点推定）は、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を合計して算出する。各事故シーケンスの発生頻度は、断層変位ハザードから求めた発生頻度に事故シーケンスの条件付き発生確率を乗じて算出する。

炉心損傷頻度評価は、以下の方法により算出した。

##### (1) 変位量区分ごとの断層変位発生頻度

変位量区分  $i$  の断層変位発生頻度  $f_i$  は、断層変位量  $h_i$  と  $h_{i-1}$  のハザード曲線の超過発生頻度  $F(h_i)$  と  $F(h_{i-1})$  から求められる。

$$f_i = -(F(h_i) - F(h_{i-1})) \quad (\text{式 A3.2.6-1})$$

上記の手法で、断層変位発生頻度はハザード（変位量区分ごとの超過発生頻度）を入力データとして、計算プログラム（HazardLite ver. 1.1）を用いて変位量区分ごとに算出する。

##### (2) 変位量区分ごとの機器損傷確率

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、変位量区分ごとの損傷確率を算出して使用する。

機器損傷確率は、機器のフラジリティ評価結果（ $A_m$ 、 $\beta_R$ 、 $\beta_U$ ）を入力データとして、計算プログラム（HazardLite ver. 1.1）を用いて変位量区分ごとの機器損傷確率を算出する。

変位量区分ごとの損傷確率は、下式に示すとおり更に 100 等分した小区分内の損傷確率とハザード発生頻度を合積することによりハザードを重みとした損傷確率として算出している。

$$F_i = \frac{\sum_{j=1}^{100} [P_i(j) * f_i(j)]}{\sum_{j=1}^{100} f_i(j)} \quad (\text{式 A3.2.6-2})$$

$F_i$  = 断層変位量区分  $i$  の損傷確率

$P_i(j)$  = 小区分  $j$  のフラジリティ (損傷確率)

$f_i(j)$  = 小区分  $j$  のハザード (発生頻度)

### (3) 炉心損傷頻度の算出方法

特定の断層変位量区分  $i$  で発生する  $n_i$  種類の事故シーケンス  $j_i$  の発生頻度  $CDF_{ij}$  は、断層変位量区分  $i$  の断層変位発生頻度  $f_i$  及び事故シーケンス  $j_i$  の条件付き炉心損傷確率  $CCDP_{ij}$  を用いて、次式によって求める。

$$CDF_{ij} = f_i \times CCDP_{ij} \quad (\text{式 A3.2.6-3})$$

全炉心損傷頻度  $CDF_t$  は、断層変位量区分  $i$  で発生する炉心損傷頻度  $CDF_{ij}$  を全ての断層変位量区分 ( $i=1 \sim m$ ) で計算して合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CDF_t = \sum_{i=1}^m \left( \sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDP_{ij} \right) \quad (\text{式 A3.2.6-4})$$

### A3.2.6.2 評価条件

#### (1) 想定する断層変位

定量化において想定する断層変位を以下のようにケース分けする。（本文 3.1 節参照）

ケース 1：F1 断層を個別に考慮

ケース 2：F2 断層を個別に考慮

ケース 3：F3 断層を個別に考慮

ケース 4：F1 断層、F2 断層、F3 断層の同時発生を考慮

※いずれのケースでも地震動との重畳は考慮しない

#### (2) 定量化対象

前記の各ケースにつき、全 CDF、起因事象毎の CDF、支配的な事故シーケンス CDF を算出する。

#### (3) 評価対象範囲とする断層変位量の下限值

評価する断層変位量の下限値は 1cm とした。内の事象 PRA での評価とのダブルカウントを避けるために、将来的には、主給水流量喪失等の何らかの起因事象が発生する最低限の変位量を設定することが必要になると考えられる（それ以下の変位量では、ランダム故障あるいは人的過誤が起因事象となり、内の事象と同等となる）。

#### (4) 評価対象範囲とする断層変位量の上限值

評価する変位量の上限値は 500cm とした。将来的に断層変位 PRA 評価結果を、プラントの安全性向上に用いていくという観点からは、条件付き炉心損傷確率が 1 となる変位量を上限値とすることが考えられる。これは、それ以上の断層変位量では必ず炉心損傷に至ると考えられることから、全炉心損傷頻度の値にその領域が与える影響が大きくなり、安全性向上に向けた設備改良等の対策を考える上で有用な情報とならないと考えられるためである。

#### (5) 断層変位ハザードデータの取扱い

ハザードデータは A3.1 節で作成したものを使用する。

事故シーケンスの定量化では変位量区分ごとに離散化して評価を行っているが、区分ごとの頻度を表 A3.2.6-1 に示す。

#### (6) フラジリティデータの取扱い

断層変位による SSC の構造損傷や機能喪失の確率は、フラジリティ評価で得られた中央値及び偶然的・認識論的不確実さから評価されるフラジリティ曲線で表される。

## (7) 定量化近似手法

定量化における近似手法としては、上限近似を適用した。

## (8) カットセットのカットオフの取り扱い

最小カットセットのカットオフ値（打切り値）は、0（カットオフを使用しない）とした。現段階での断層変位 PRA モデルは規模がそれほど大きいものではないため、この設定で計算時間は現実的な範囲に収まると判断したものである。

### A3.2.6.3 定量化結果

点推定評価結果を、表 A3.2.6-2～表 A3.2.6-4 に示す。

断層変位量区分ごとの炉心損傷頻度からは、F1 断層においては区分 6（70～100cm）、F2 断層では区分 3（10～20cm）、F3 断層では区分 1（1～5cm）から炉心損傷頻度が有意に上昇していることが分かる。これは、断層位置と機器配置の関係を表しており、例として、F1 断層ならば海水配管、F2 断層ならば原子炉建屋及びその内部の機器が配置されており、その脆弱性（損傷確率）が有意となる変位量区分が決まる。F3 断層では起因事象を引き起こす機器が配置されていないことから、ランダム故障や人的過誤が起因事象となるため、変位量区分 1 からある程度の炉心損傷頻度がある。CDF の絶対値としては、F1、F2、F3 断層同時発生の場合でも  $3.9 \times 10^{-8}$  炉年となり、これは F2 断層単体の値とほぼ同じである。仮想プラント評価においては、複数の建屋／機器損傷を起こしやすい特徴のある、原子炉建屋を通る F2 断層の影響が支配的な結果となった。

起因事象別の炉心損傷頻度は、F1 断層及び F2 断層では海水系/CCW 喪失が、F3 断層では外部電源喪失が支配的となっている。F3 断層においては、断層変位により直接的には起因事象は発生しないので、外部電源喪失のみが起因事象となっている。同様に、F1 断層は直接的には海水配管のみに影響するため、海水系/CCW 喪失が起因事象として支配的である。F2 断層については、多数の建屋／機器に影響することから、海水系/CCW 喪失の確率が比較的高いものの、全ての起因事象が  $1 \times 10^{-9}$  以上の発生確率を持っている。

各起因事象について、主要な事故シーケンスごとの CDF を見ると、2 次系の破断では主蒸気隔離失敗+高圧注入が支配的であり、他のシーケンスは数桁少ない値となっている。海水系/CCW 喪失では、補助給水失敗により炉心損傷に至るシーケンスが最も確率が高く、これは全 CDF の約 4 割程度を占める。外部電源喪失では、DG の起動失敗+補助給水失敗の確率が最も高い。



表 A3.2.6-1 断層変位量区分ごとの平均発生頻度

| 変位量区分             | 断層変位平均発生頻度 (／年) |
|-------------------|-----------------|
| 区分1 : 1cm～5cm     | 1.1E-08         |
| 区分2 : 5cm～10cm    | 1.1E-08         |
| 区分3 : 10cm～20cm   | 1.2E-08         |
| 区分4 : 20cm～40cm   | 1.6E-08         |
| 区分5 : 40cm～70cm   | 8.1E-09         |
| 区分6 : 70cm～100cm  | 3.4E-09         |
| 区分7 : 100cm～150cm | 1.8E-09         |
| 区分8 : 150cm～300cm | 1.8E-09         |
| 区分9 : 300cm～500cm | 3.3E-10         |
| 区分10 : 500cm～     | 1.0E-10         |

表 A3.2.6-2 炉心損傷頻度評価結果

| 断層              | F1      |        | F2      |        | F3      |        | F1, F2, F3同時 |        |
|-----------------|---------|--------|---------|--------|---------|--------|--------------|--------|
|                 | 炉心損傷頻度  | 割合     | 炉心損傷頻度  | 割合     | 炉心損傷頻度  | 割合     | 炉心損傷頻度       | 割合     |
| 変位区分            |         |        |         |        |         |        |              |        |
| 区分1：1cm～5cm     | 1.6E-11 | 0.4%   | 1.8E-11 | < 0.1% | 1.6E-11 | 9.7%   | 1.8E-11      | < 0.1% |
| 区分2：5cm～10cm    | 2.6E-11 | 0.6%   | 6.5E-10 | 1.7%   | 2.6E-11 | 15.8%  | 6.5E-10      | 1.7%   |
| 区分3：10cm～20cm   | 2.4E-11 | 0.6%   | 6.8E-09 | 17.5%  | 2.4E-11 | 14.5%  | 6.8E-09      | 17.5%  |
| 区分4：20cm～40cm   | 3.6E-11 | 0.8%   | 1.6E-08 | 41.1%  | 3.3E-11 | 20.0%  | 1.6E-08      | 41.1%  |
| 区分5：40cm～70cm   | 2.2E-10 | 5.1%   | 8.1E-09 | 20.8%  | 2.6E-11 | 15.8%  | 8.1E-09      | 20.8%  |
| 区分6：70cm～100cm  | 7.7E-10 | 17.8%  | 3.4E-09 | 8.7%   | 1.7E-11 | 10.3%  | 3.4E-09      | 8.7%   |
| 区分7：100cm～150cm | 1.1E-09 | 25.5%  | 1.7E-09 | 4.4%   | 9.8E-12 | 5.9%   | 1.7E-09      | 4.4%   |
| 区分8：150cm～300cm | 1.7E-09 | 39.3%  | 1.8E-09 | 4.6%   | 1.1E-11 | 6.7%   | 1.8E-09      | 4.6%   |
| 区分9：300cm～500cm | 3.3E-10 | 7.6%   | 3.3E-10 | 0.8%   | 1.7E-12 | 1.0%   | 3.3E-10      | 0.8%   |
| 区分10：500cm～     | 1.0E-10 | 2.3%   | 1.0E-10 | 0.3%   | 5.4E-13 | 0.3%   | 1.0E-10      | 0.3%   |
| 合計              | 4.3E-09 | 100.0% | 3.9E-08 | 100.0% | 1.6E-10 | 100.0% | 3.9E-08      | 100.0% |

(単位：/年)

表 A3.2.6-3 起因事象別炉心損傷頻度評価結果(1)

| 起因事象      | 炉心損傷頻度(断層変位ごと) |         |         |              |
|-----------|----------------|---------|---------|--------------|
|           | F1             | F2      | F3      | F1, F2, F3同時 |
| 直接炉心損傷    | 0.0E+00        | 9.9E-09 | 0.0E+00 | 9.9E-09      |
| 2次系の破断    | 0.0E+00        | 5.8E-09 | 0.0E+00 | 5.8E-09      |
| 海水系/CCW喪失 | 4.2E-09        | 1.8E-08 | 0.0E+00 | 1.9E-08      |
| 外部電源喪失    | 1.2E-10        | 4.3E-09 | 1.6E-10 | 4.3E-09      |
| 合計        | 4.3E-09        | 3.9E-08 | 1.6E-10 | 3.9E-08      |

(単位：/年)

表 A3.2.6-4 起因事象別炉心損傷頻度評価結果(2) 主要事故シナリオの例

| 起因事象      | 断層位置 | 主要シーケンス                      | CDF     |
|-----------|------|------------------------------|---------|
| 2次系の破断    | F2   | 2次系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 高圧注入失敗    | 7.6E-09 |
| 海水系/CCW喪失 | F2   | 海水系/CCW喪失 + 補助給水失敗           | 1.8E-08 |
|           | F1   | 海水系/CCW喪失 + 再循環失敗            | 2.7E-09 |
|           | F2   | 海水系/CCW喪失 + 大容量ポンプ失敗         | 1.4E-09 |
| 外部電源喪失    | F2   | 外部電源喪失 + DG失敗 + 補助給水失敗       | 4.3E-09 |
|           | F3   | 外部電源喪失 + DG失敗 + 空冷式非常用発電装置失敗 | 8.3E-11 |
|           | F1   | 外部電源喪失 + DG失敗 + 大容量ポンプ失敗     | 6.4E-11 |

(単位：/年)

#### A3.2.6.4 事故シーケンスの定量化・重要度解析

##### (1) 手法

重要度解析では、炉心損傷頻度に対する Fussell-Vesely (FV) 重要度を評価し、炉心損傷頻度への寄与の大きい要因を分析した。FV 重要度は、炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標であり、特定の機器の故障又は人的過誤の発生確率を低減することによって、どれほどの安全性の向上が望めるかを示す指標でもある[3]。

なお、定義式は以下に示す通りである[3]。

$$\text{Fussell-Vesely 重要度} = \frac{F_A(CD)}{F(CD)} = \frac{F(CD) - F(CD/A=0)}{F(CD)} \quad (\text{式 A3.2.6-5})$$

ここで、

$F_A(CD)$ : 事象 A の発生が寄与して発生する炉心損傷頻度

$F(CD)$ : 炉心損傷頻度

$F(CD/A=0)$ : 事象 A の発生確率が 0 の場合の炉心損傷頻度

本評価では、F1 断層、F2 断層、F3 断層の各ケースに対して、全断層変位量区分の炉心損傷頻度の積分値に対する FV 重要度を算出した。

##### (2) 結果

FV 重要度評価結果を、表 A3.2.6-5～表 A3.2.6-7 に示す。

F1 断層については、海水管が最も FV 重要度が高い値となった。これは、海水配管の HCLPF が比較的低いことや、断層の位置から考えて妥当である。F2 断層については、こちらも HCLPF が比較的低いことから、ケーブルトレイ、CCW 配管、タービン建屋が挙げられている。F3 断層については、いずれもランダム故障であるが、DG が最も FV 重要度が高くなっている。CDF への影響という観点からは、F2 断層の CDF が高いことからケーブルトレイや CCW 配管が、ランダム故障の観点では影響範囲及び程度の大きさから DG が、CDF への影響が大きいといえる。

表 A3.2.6-5 FV 重要度評価結果 (F1 断層)

| 順位 | 機器名称               | HCLPF | FV 重要度 |
|----|--------------------|-------|--------|
| 1  | 海水配管 (断層)          | 0.54  | 0.37   |
| 2  | DG (ランダム故障)        | —     | 0.017  |
| 3  | 可搬式代替低圧注水 (ランダム故障) | —     | 0.025  |

表 A3.2.6-6 FV 重要度評価結果 (F2 断層)

| 順位 | 機器名称         | HCLPF | FV 重要度 |
|----|--------------|-------|--------|
| 1  | ケーブルトレイ (断層) | 0.07  | 0.38   |
| 2  | CCW 配管 (断層)  | 0.07  | 0.11   |
| 3  | タービン建屋 (断層)  | 0.24  | 0.11   |

表 A3.2.6-7 FV 重要度評価結果 (F3 断層)

| 順位 | 機器名称                | HCLPF | FV 重要度 |
|----|---------------------|-------|--------|
| 1  | DG (ランダム故障)         | —     | 0.55   |
| 2  | 大容量ポンプ (ランダム故障)     | —     | 0.29   |
| 3  | 空冷式非常用発電装置 (ランダム故障) | —     | 0.11   |

### A3.3 重要事故シーケンスを対象とした CDF の不確実さ評価

#### A3.3.1 対象事故シーケンスの設定

断層変位 PRA の特徴の一つとして、断層位置によって事故シナリオ及びその結果である炉心損傷頻度が大きく異なってくることが挙げられる。それを踏まえ、不確実さ解析の対象としては、各断層変位 F1、F2、F3 が個別に生じたケースと、断層変位 F1～F3 同時発生ケースの 4 ケースとし、全断層変位量区分について積分した炉心損傷頻度の不確実さを求める。

#### A3.3.2 CDF の不確実さ評価

##### A3.3.2.1 手法

断層変位 PRA の点推定評価で使用した入力データは、様々な不確実さ要因が存在する（ハザード、SSC のフラジリティ、ランダム故障、人的過誤など）。よって、炉心損傷頻度に対してこれらの不確実さ要因を反映し点推定評価に対する不確実さ幅を把握するために不確実さ解析を実施した。

不確実さ解析では、点推定評価モデルを用いて、以下に示す不確実さ要因に対し、モンテカルロ計算を行った。なお、モンテカルロ試行回数は 20,000 回とした。

○断層変位 PRA に対する不確実さ要因

- ・ハザードデータ：断層変位発生頻度の不確実さ
- ・フラジリティデータ： $A_m$ 、 $\beta_R$ 、 $\beta_U$ で得られる SSC の損傷確率の不確実さ
- ・ランダム故障確率の不確実さ
- ・人的過誤確率の不確実さ

不確実さ解析では、炉心損傷頻度の平均値、中央値、上限値（95%信頼度値）及び下限値（5%信頼度値）を算出した。エラーファクタ（EF）は、上限値（95%信頼度値）と下限値（5%信頼度値）を用いて以下の定義式により求めた。

$$EF = \sqrt{\frac{\text{上限値(95\%信頼度値)}}{\text{下限値(5\%信頼度値)}}} \quad (\text{式 A3.3.2-1})$$

評価条件として、点推定評価との相違点を示す。

① ハザードデータの取扱い

表 A3.1-2 に示す信頼度区分ごとの 10 本のハザードデータを用いる。

② フラジリティデータの取扱い

フラジリティは、以下の式で評価する。

$$f(d) = \Phi \left[ \frac{\ln \left( \frac{d}{Am} \right) + X\beta_U}{\beta_R} \right] \quad (\text{式 A3.3.2-2})$$

ここで、

$f(d)$  : 断層変位量  $d$  のときの損傷確率

$\Phi$  : 標準正規累積分布関数

$Am$  : フラジリティ変位中央値

$X$  : 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 ( $X = \Phi^{-1}(p)$ )

例えば、 $p = 5\%$ 信頼度のとき  $X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度のとき  $X = 0$

$p = 95\%$ 信頼度のとき  $X = 1.65$

$\beta_R$  : 偶然的な不確かさ

$\beta_U$  : 認識論的な不確かさ

### A3.3.2.2 結果

不確かさ評価の解析結果を、図 A3.3.2-1 に示す。

本評価では、F1 断層及び F2 断層が断層による機器損傷（ハザード及びフラジリティ）、F3 断層がランダム故障や人的過誤の不確かさの影響が主であると考えられるが、ケース間の不確かさ幅には大きな差異はなく、ハザードの不確かさの寄与が大きいといえる結果となった。

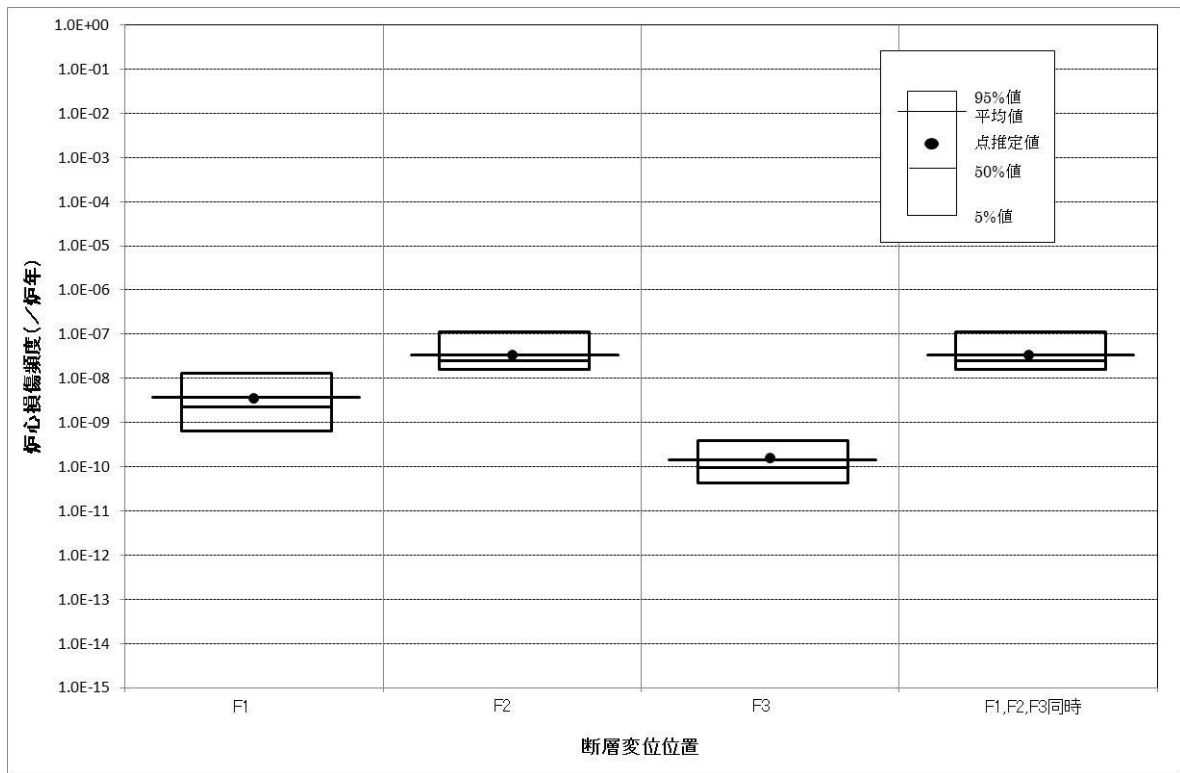


図 A3.3.2-1 不確実さ評価結果

<参考文献>

- [1] 高尾他、“確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上”，日本地震工学会論文集，第14巻，第2号，pp.16-36，2014年。
- [2] “故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982年度～2010年度29ヵ年56基データ）”，JANSI-CFR-02，原子力安全推進協会，2016年6月
- [3] “日本原子力学会標準 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015”，日本原子力学会，2015年12月