AESJ-SC-P00X:202X

日本原子力学会標準

原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：202X

標準原案

公衆審査用

202X 年 X 月

一般社団法人　日本原子力学会

（白紙）

公衆審査用

まえがき

原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：202X は，日本原子力学会標準委員会がリスク専門部会の下に外的事象 PRA 分科会，断層変位 PRA 作業会を設けて検討し，リスク専門部会，標準委員会での審議を経て制定・発行したものです。原子力発電所の出力運転状態における断層変位を起因として発生する事故に関する確率論的リスク評価（断層変位 PRA）の有すべき要件について，PRA 実施の手順を踏まえて実施基準として規定したものです。

2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれに続く津波によって環境に放射性物質が放出される事態に至った福島第一原子力発電所事故を契機に，個別の原子力発電所において重要なハザードを同定し，安全性向上に係る意思決定を適切に行う上で，決定論的な評価を補完するものとして，PRA をはじめとするリスク評価から得られる情報を活用することが重要かつ必要であるとする認識が広く共有されるようになりました。

この標準では，起因となる外的事象として断層変位を対象としています。

我が国は地震国であり，その地盤の成り立ちから多くの断層が存在しています。そのため，高い安全性が求められる原子力発電所の設置に際しては，詳細な地形・地質，地盤，地震等に関する調査・検討が行われております。しかしながら，“想定外”を可能な限りなくすという観点から，原子力発電所の施設近傍で活断層が活動した場合等において，重要施設設置地盤にある断層の位置で変位が生じて，原子力発電所の機能に影響が生じる可能性とその影響について，定量的なリスクを評価できる手法を整備しておくことは重要です。そして，そのような手法に関する標準を迅速に制定することは，標準委員会の活動として重要なことであると考えています。

断層変位に関して，ハザードの評価のみならず，施設のフラジリティ評価及び事故シーケンス評価も含めて，PRA 等のリスク評価を実施して，安全設計，運転管理，アクシデントマネジメント策等，及び，それらに対する安全規制による確認を含む工学的対処の有効性について検討するとともに，残存するリスクを把握し，安全性向上対策等に係る意思決定に活用していくことが必要です。

以上の認識の下，日本原子力学会として，“**AESJ-SC-P00X：202X** 原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：202X”を制定しました。

制定に際しては，断層変位のハザード評価に加えて，特に近年の断層変位に対する施設のフラジリティ評価及び事故シーケンス評価に係る研究開発の進展を踏まえ，断層変位 PRA を実施する場合の考え方，満足すべき要件，具体的な方法等について，関連する分野の専門家の参画を得た分野横断的な調査検討を行うことによって，最新の知見の体系として整理しました。

産業界，規制機関等の関係者において，この標準に基づく断層変位 PRA の実施等，断層変位に対する原子力発電所の安全性を客観的に分析することが進められることによって，

継続的な安全性向上を効果的に実現するための共通の基盤が形成される一助になると考えています。

公表前提案

FOREWORD

A Standard for Procedure of Fault Displacement Probabilistic Risk Assessment (PRA) for Nuclear Power Plants 202X has been established and issued by the Standards Committee of the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) through the discussions at the Fault Displacement PRA Working Group under the External-Event PRA Subcommittee of the Risk Technical Committee. As an implementation standard, this standard specifies the requirements for the PRA, which assesses the risk from accidents triggered by fault displacements at nuclear power plants during power operation, considering the PRA implementation procedure.

Through the lessons learned and findings obtained from the severe accidents at Fukushima Dai-ichi nuclear power plants on March 11 2011, the importance and necessity to utilize risk information derived from risk assessment including PRA to identify the important hazards at individual plants, and to complement deterministic assessment during decision making, have been widely recognized. This standard focuses on fault displacement as the external event that could initiate accidents.

Japan is prone to earthquakes and existence of a large number of faults has been confirmed. Therefore, during the site evaluation of nuclear power plants of which a high level of safety is required, geological, geographical, soil and seismological conditions are investigated in detail to assure safety. To minimize the possibility of encountering unforeseen circumstances in case faults beneath safety-critical facilities would be forced to slip due to activities of active faults nearby the site, it is important to provide a standardized procedure to assess the likelihood and consequences of accidents induced by such fault displacements. The Standards Committee considers it important to establish a standard for the fault displacement PRA in a timely manner.

It is necessary to conduct a risk assessment against fault displacement events, such as PRAs that involve fragility analysis and accident sequence analysis in addition to hazard analysis. The risk assessment will be utilized to confirm the effectiveness and adequacy of safety design, plant operation management, accident management and related safety regulations, identification of residual risk, and risk informed decision making of safety improvement activities.

Based on the above-mentioned understanding, the Standards Committee established and issued "**AESJ-SC-P00X: 202X** Standard for Procedure of Fault Displacement Probabilistic Risk Assessment". In the process of establishing this standard, the findings from recent researches related to fragility analysis and accident sequence analysis were taken into consideration in addition of those related to hazard analysis. These findings were analyzed and reviewed to summarize the latest knowledge as concepts, requirements, practical procedures, etc. in a structured manner.

We also hope that this standard contributes to form a common basis to effectively and continuously enhance safety of nuclear power plants by providing an implementation standard to perform a fault

displacement PRA that can be utilized to objectively assess the risk from fault displacements, among the industry and regulatory members.

制定：202X 年 X 月 XX 日

この標準についてのご意見又はご質問は，一般社団法人日本原子力学会事務局標準委員会担当（〒105-0004　東京都港区新橋 2-3-7 TEL 03-3508-1263）にご連絡ください。

公衆審査用

免責条項

この標準は，審議の公平性，公正性，公開性を確保することを基本方針として定められた標準委員会の規則類に従って，所属業種のバランスに配慮して選出された委員で構成された委員会にて，専門知識及び関心を有する人々が参加できるように配慮しながら審議され，さらにその草案に対して産業界，学界，規制当局を含め広く社会から意見を求める公衆審査の手続きを経て制定されました。

一般社団法人日本原子力学会は，この標準に関する説明責任を有しますが，この標準に基づく設備の建設，維持，廃止などの活動に起因する損害に対しては責任を有しません。また，この標準に関連して主張される特許権及び著作権の有効性を判断する責任もそれらの利用によって生じた特許権や著作権の侵害に係る損害賠償請求に応じる責任もありません。そうした責任は全てこの標準の利用者にあります。

なお，この標準の審議に規制当局，産業界の委員が参加している場合においても，この標準が規制当局及び産業界によって承認されたことを意味するものではありません。

Disclaimer

This standard was developed and approved by the Standards Committee of AESJ in accordance with the Standards Committee Rules, which assure Balance, Due process, and Openness in the process of deliberating on a standard. The Committee is composed of individuals who are competent or interested in the subject and elected, keeping the balance of organizations they belong in the subject, with their professional affiliations well-balanced as specified in the Rules. Furthermore, the standard proposed by the Committee was made available for public review and comment, providing an opportunity for additional input from industry, academia, regulatory agencies and the public-at-large.

AESJ accepts the responsibility for interpreting this standard, but no responsibility is assumed for any detriment caused by the actions based on this standard during construction, operation, or decommissioning of facilities. AESJ does not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard.

AESJ does not take any position with respect to the validity of any patent rights or copyrights claimed in relation to any items mentioned in this document, nor assume any liability for the infringement of patent rights or copyrights as a result of using this standard. The risk of infringement of such rights shall be assumed entirely by the users.

The Committee acknowledges with appreciation the participation by regulatory agency representatives and industry-affiliated representatives, whose contribution is not to be interpreted that the government or industry has endorsed this standard.

原子力学会標準 公衆審査

著作権

文書による出版者の事前了解なしに，この標準のいかなる形の複写・転載も行ってはなりません。

この標準の著作権は，全て一般社団法人日本原子力学会に帰属します。

Copyright

No part of this publication may be reproduced in any form without the prior written permission of the AESJ.

Copyright © 2018 Atomic Energy Society of Japan

All Rights Reserved.

公衆縦覧用

日本原子力学会における原子力標準の策定について

標準委員会は，原子力安全の確保を目指して公平，公正，公開の原則のもと，学術界，産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て，活動を進めています。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて，原子力安全の向上を最も重要な目標として，国際的なエクセレンスに学び，我が国の社会経済的環境，国民性，産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し，原子力発電所など原子力に係るシステムや製品，仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し，それを新たな知見を随時反映して改定していくことが，標準委員会の使命です。原子力標準は安全性向上に資する最新の知慧の体系であり，真摯な議論を踏まえて，国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としています。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は，当該技術が標準化されたことを前提として，比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け，ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となります。

我が国においてはこれまで，国民の生活の質を確保し，経済社会の安定な発展を支えるため，国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し，行政判断に使用してきました。さらに近年では,機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向が進展してきました。しかしながら今後は，早期に体系化を整えることに加えて，新知見の取入れをより迅速に行うようにすることで，技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し,原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければなりません。学会における標準の策定活動を通じて，福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと,いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えます。標準委員会としては，原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で，学会が中核となって，全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め，優先度を明らかにしつつ，原子力安全の目標を達成するため適正な原子力標準を迅速に策定する役割を担っていきます。

このような精神に則り，標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し，公平，公正，公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していきます。公衆審査を経て制定される標準を規制機関と産業界が安全性向上を図るために利用していくことになれば，新しい技術的知見を迅速に，また国民の利用に供することになります。さらに，これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり，その実現は我が国の国際技術戦略に加え，福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えます。

202X 年○月

名簿の年月に合わせる

標準委員会

委員長　　関村　直人

原子力学会標準

原子力標準の位置付けについて

“原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル３PRA 編）: 2018”は，1999 年 9 月 22 日に設置された日本原子力学会標準委員会（Standards Committee of AESJ）が，原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から，原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術のあり方を，原子力技術の提供者，利用者，専門家の有する最新の知見を踏まえ，影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平，公正，公開の原則を遵守しながら審議し，合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

標準委員会は，専門家集団の果たすべきこのような役割と責任を意識しながら，原子力施設の安全性と信頼性の達成に必要なニーズに対応する標準策定活動を行うために，公平，公正，公開の原則に則って定めた運営規則に従い，リスク専門部会でこの標準の原案を作成しました。この標準が標準委員会設置の趣旨を踏まえて各方面で活用されることを期待します。

なお，この内容については，常に最新知見を原子力標準に反映すべく，原則として 5 年ごとに改定することとしておりますので，本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

202X 年○月

名簿の年月に合わせる

標準委員会
委員長　関村　直人

公衆審査用

リスク専門部会の活動について

リスク専門部会（以下，本専門部会）は，リスク情報活用のための考え方，各原子力施設における PRA（Probabilistic Risk Assessment）の手法及びそれから得られるリスク情報を各分野において活用するための具体的方法などに関連した標準の整備を行う専門部会として，2008 年 12 月以来，活動を行っています。

PRA は 1960 年代に米国において研究開発が進められ，1975 年の WASH-1400，さらに 1991 年の NUREG-1150 に至り，その後の PRA の礎が築かれました。PRA には，原子力施設のリスク抑制の程度に加え，リスクに寄与する要因やその寄与の程度などを把握できるという利点があります。我が国においては，1970 年代に PRA 手法の導入を行い，その後，安全評価としての利用を経て，1990 年代には，アクシデントマネジメント整備の取り組みが具体化し，さらに 2000 年代にはリスク情報を規制や安全確保活動に活用する動きとなり，当時の原子力安全委員会及び原子力安全・保安院からリスク情報を安全規制に活用する基本的考え方などが示され，安全目標，性能目標や規制資源の適正配分の議論も行われてきました。標準委員会は，これらに先駆け，2002 年に“原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価手順”を制定して以来，内的事象の PRA，外的事象の PRA，リスク活用などの実施基準策定を行ってきました。

2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれに伴う津波により，東日本の太平洋沿岸に大きな被害がもたらされ，福島第一原子力発電所では，設計想定を超える地震と津波のため，全交流電源喪失事象となり，3 基の原子炉が炉心損傷に至り，環境へ大量の放射性物質が放出される事態となりました。震源地に近い宮城，福島，茨城各県のその他の原子力発電所も大きな設備被害を受けましたが，アクシデントマネジメントが功を奏し原子炉停止を達成することができました。これらの事故を PRA の観点から見ると，自然災害のハザード解析，外的事象に対するリスクの把握からのアクシデントマネジメント整備，高影響事象に対する柔軟な対応策整備などの，PRA が貢献できる多くの点があったことが見出せます。

本専門部会としては，シビアアクシデントと公衆や環境への重大な影響の阻止に PRA の活用が不十分かつ不適切であったことを反省し，実効性のある対策につながるリスク情報を与えるとともに PRA の活用促進を働きかけることが最重要課題であると考えています。既に整備してきた標準について，福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた上で，PRA 技術の進歩，活用事例の増加に伴う評価経験の蓄積などに基づき，より実効的で使いやすいものに見直していくとともに，PRA をはじめとするリスク評価の拡充及び活用分野の拡大に努力していくことが必要と考えています。そのため，専門部会傘下にタスクを設け，リスク評価の拡充を図るための整備計画及びリスク情報を意思決定に活用する際に必要な事項について，標準策定の視点からの意見交換を行い，時宜を得た PRA 標準を策定することにより，原子力の安全に役立つリスク評価手法を提供していきます。

公衆審査用

本専門部会は公開で行われていますので，事前に連絡いただければ傍聴することができます。また審議過程は議事録として残し，ホームページにも掲載されますので，活動状況を確認いただくことも可能です。標準は，新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定されていくことによって,その利用価値を維持できるものです。そのため，皆様の御意見を拝聴し，少なくとも年に一度は本専門部会で改定の必要性について検討を行い，原則として 5 年ごとに改定版を作成していくこととしています。

202X 年○月

名簿の年月に合わせる

標準委員会
リスク専門部会
部会長　山本　章夫

公衆審査用

標準委員会，専門部会，分科会　委員名簿

標 準 委 員 会

（順不同，敬称略）

（202X 年●月●日現在）

公衆審査用

制定後記載

リスク専門部会

（順不同，敬称略）

（202X 年●月●日現在）

公衆審査用

制定後記載

外的事象 PRA 分科会

（順不同，敬称略）

（202X 年●月●日現在）

公衆審査用

制定後記載

断層変位 PRA 作業会

（順不同，敬称略）

（202X 年●月●日現在）

公衆審査用

制定後記載

標準の利用に当たって

標準は対象とする技術，活動又は結果の仕様についての関係者のコンセンサスを規定しているものです。標準にはこうあるべきという義務的事項の他，こうあってもよいとして合意された非義務的な事項も含まれています。しかし，標準は，対象としている技術，活動又は結果の仕様について，規定している以外のものを排除するものではありません。

また，標準が規定のために引用している他の規格・標準は，記載された年度版のものに限定されます。標準は全体として利用されることを前提に作成されており，公式な解釈は標準委員会が行います。標準委員会はそれ以外の解釈については責任を持ちません。標準を利用するに当たってはこれらのことを踏まえてください。

なお，標準委員会では，技術の進歩に対応するため，定期的に標準を見直しています。利用に当たっては，標準が最新版であることを確認してください。

公衆縦覧用

（白紙）

公衆審査用

目　次

1　適用範囲 1
2　引用規格 1
3　用語及び定義，略語 1
4　評価手順 6
4.1　断層変位 PRA の評価手順 6
4.2　断層変位 PRA の品質の確保 7
4.2.1　一般事項 7
4.2.2　専門家判断の活用 8
4.2.3　TI，TFI，専門家の選定基準 8
4.2.4　ロジックツリー作成における TI，TFI，専門家の責任の範囲 9
4.2.5　専門家活用水準ごとのロジックツリー作成手順 9
5　サイト・プラント情報の収集・分析及び事故シナリオの概括的分析 12
5.1　手順 12
5.2　サイト・プラント情報の収集・分析 13
5.2.1　一般事項 13
5.2.2　断層変位ハザード評価関連情報の収集・分析 14
5.2.3　フラジリティ評価関連情報の収集・分析 14
5.2.4　事故シーケンス評価関連情報の収集・分析 15
5.3　サイト・プラントウォークダウンの実施 15
5.3.1　一般事項 15
5.3.2　実施計画書の作成 16
5.4　事故シナリオの概括的な分析及び設定 18
5.4.1　広範な事故シナリオの選定 18
5.4.2　広範な事故シナリオのスクリーニング 21
5.5　事故シナリオの明確化及び起因事象の分類 22
5.5.1　事故シナリオの明確化 22
5.5.2　起因事象の分類 23
5.6　建屋・機器リストの作成 24
5.6.1　一般事項 24
5.6.2　留意事項 25
6　断層変位ハザード評価 27
6.1　断層変位ハザード評価の流れ 27
6.1.1　一般事項 27
6.1.2　PFDHA の基本的考え方 27
6.1.3　PFDHA の手順 28

原子力規制委員会

6.1.3.1　一般事項 28
6.1.3.2　地表面での断層変位ハザード曲線の評価 28
6.1.3.3　地表面での断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換 31
6.2　地表面での断層変位ハザード曲線の評価 31
6.2.1　断層変位モデルの設定 31
6.2.1.1　一般事項 31
6.2.1.2　震源の探索範囲の設定 31
6.2.1.3　サイトに影響を及ぼす震源の分類 32
6.2.1.4　特定震源による断層変位モデルのパラメータの設定 32
6.2.1.5　領域震源による断層変位モデルのパラメータの設定手順 36
6.2.2　断層変位量の距離減衰モデルの設定 36
6.2.2.1　一般事項 36
6.2.2.2　サイト周辺の断層変位量の距離減衰特性の把握 36
6.2.2.3　断層変位量の距離減衰モデル用の距離減衰式の選択 36
6.2.2.4　主断層用の距離減衰式を用いた手法におけるパラメータの設定 36
6.2.2.5　副断層用の距離減衰式を用いた手法におけるパラメータの設定 37
6.2.2.6　断層変位量の距離減衰モデルにおけるロジックツリー分岐において考慮する項目の設定 38
6.2.3　ロジックツリーの作成 38
6.2.3.1　一般事項 38
6.2.3.2　ロジックツリーで考慮すべき不確実さの選定 38
6.2.4　断層変位ハザード曲線の評価 38
6.2.4.1　一般事項 38
6.2.4.2　断層変位ハザード曲線の概略評価 39
6.2.4.3　炉心損傷頻度評価のための断層変位ハザード曲線の評価 39
6.3　地表面での断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換 40
7　建屋・機器フラジリティ評価 42
7.1　建屋・機器フラジリティ評価の流れ 42
7.2　評価対象及び損傷モードの設定 43
7.2.1　一般事項 43
7.2.2　評価対象物の選定 44
7.2.3　損傷モード及び損傷部位の抽出 44
7.2.4　損傷評価の指標の選定 47
7.2.5　フラジリティ評価用の断層変位 48
7.2.6　機器カテゴリの作成及びカテゴリごとの現実的耐力評価 48
7.2.7　不確実さ要因の分析 48

7.3　評価手法の選択 50
7.4　現実的耐力の評価 51
7.4.1　一般事項 51
7.4.2　現実的耐力の評価方法 52
7.4.2.1　建屋・構築物 52
7.4.2.2　機器・配管系 52
7.4.2.3　地盤 53
7.4.2.4　その他 54
7.5　現実的応答の評価 54
7.5.1　一般事項 54
7.5.2　現実的応答の評価方法 55
7.5.2.1　建屋・構築物 55
7.5.2.2　機器・配管系 57
7.5.2.3　地盤 59
7.5.2.4　その他 60
7.6　フラジリティ曲線の算定 60
7.7　損傷の相関の評価 60
7.7.1　一般事項 60
7.7.2　損傷の相関の評価手法の選択 60
8　事故シーケンス評価 61
8.1　事故シーケンス評価の流れ 61
8.2　起因事象の設定 63
8.2.1　起因事象の設定及び起因事象をもたらす SSCs の設定 63
8.2.2　起因事象のグループ化及び階層化 63
8.3　事故シーケンスのモデル化 65
8.3.1　一般事項 65
8.3.2　安全機能の設定 65
8.3.3　成功基準の設定 66
8.3.4　イベントツリーの作成 67
8.4　システムのモデル化 68
8.4.1　一般事項 68
8.4.2　モデル化の前提条件の設定 68
8.4.3　基事象のスクリーニング 68
8.4.4　フォールトツリーの頂上事象の設定 69
8.4.5　フォールトツリーの作成 69
8.5　事故シーケンスの定量化 71

原子力規制委員会

8.5.1　一般事項 71
8.5.2　燃料の重大な損傷頻度の算出 71
8.5.3　事故シーケンスの条件付き発生確率の評価 72
8.5.4　感度解析 73
8.5.5　不確実さ解析 74
8.5.6　重要度解析 75
8.5.7　損傷の相関の取扱い 75
8.6　格納容器機能喪失シナリオの分析 76
8.6.1　一般事項 76
8.6.2　格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析 76
8.6.3　格納容器機能喪失事故シーケンスの分析 76
9　文書化 78
9.1　一般事項 78
9.2　文書化項目 78
9.3　目的・範囲・結果及び手法等の文書化 79
9.4　規定への適合性の文書化 79
9.5　除外事項等の適用の妥当性の文書化 79
9.6　ピアレビュー報告書の作成 79
参考文献　..... 80

附属書 A（参考）断層変位 PRA の品質を確保するための具体的な方策に関する留意事項 81
附属書 B（参考）評価に必要な情報の情報源 83
附属書 C（参考）サイト・プラントウォークダウン実施における確認事項の考え方 86
附属書 D（参考）事故シナリオのスクリーニングの考え方 91
附属書 E（参考）断層変位によって損傷する可能性のある SSCs 及び事故シナリオの同定の考え方 92
附属書 F（参考）起因事象をもたらす SSCs 損傷の明確化の考え方 94
附属書 G（参考）PFDHA における予備解析の重要性 97
附属書 H（参考）確率論的断層変位ハザード解析 98
附属書 I（参考）領域震源による断層変位モデルで適用する主断層の評価式 103
附属書 J（参考）距離減衰式による断層変位量評価 106
附属書 K（参考）実験等による副断層の変位量評価 111
附属書 L（参考）認識論的不確実さとして考慮する可能性がある項目 114
附属書 M（参考）認識論的不確実さの感度及び留意事項について 116
附属書 N（参考）評価対象地点に複数の副断層が分布する場合の扱い 122

原子力規制委員会

附属書 O（参考）地表面における断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換のための考え方及び留意事項.....124
附属書 P（参考）フラジリティ評価のための算定式及び考え方.....131
附属書 Q（参考）フラジリティ評価対象設備選定のための考え方.....135
附属書 R（参考）耐力値の評価におけるスクリーニング及び代表評価の検討のための考え方.....141
附属書 S（参考）損傷モード及び部位の抽出に関わる留意事項.....143
附属書 T（参考）損傷評価の指標の選定に関わる留意事項.....155
附属書 U（参考）機器カテゴリ分類のための考え方.....161
附属書 V（参考）不確実さ要因の分析に関わる考え方.....163
附属書 W（参考）評価手法の選択に関わる留意事項.....168
附属書 X（参考）建屋・構築物の現実的耐力の評価方法.....171
附属書 Y（参考）機器・配管系の現実的耐力評価に関わる留意事項.....179
附属書 Z（参考）機器・配管系の現実的応答評価に関わる留意事項.....181
附属書 AA（参考）フラジリティ評価手法.....189
附属書 AB（参考）耐力係数と応答係数とによる方法を用いたフラジリティ評価の考え方.....206
附属書 AC（参考）事故シナリオの概括的な分析及び設定における広範な事故シナリオの考え方.....215
附属書 AD（参考）断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認のための考え方.....220
附属書 AE（参考）断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法の活用のための考え方.....227
附属書 AF（参考）断層変位に対する建屋・構築物フラジリティ評価モデルの考え方及び留意事項.....237
附属書 AG（参考）フラジリティ評価の観点からの断層変位による構造物被害の特徴.....254
附属書 AH（参考）原子炉格納容器のフラジリティ評価の基本的な考え方.....257
附属書 AI（参考）断層変位作用点に関する不確実さの取扱いのための考え方及び留意事項.....260
附属書 AJ（参考）階層イベントツリーの考え方.....268
附属書 AK（参考）イベントツリー作成の考え方.....273
附属書 AL（参考）フォールトツリー作成の考え方.....275
附属書 AM（参考）SSCs の断層変位による機能喪失における留意すべき事項.....278
附属書 AN（参考）断層変位発生後の恒設設備に対する復旧操作について.....279
附属書 AO（参考）感度解析項目選定において留意すべき事項.....280
附属書 AP（参考）不確実さ解析の考え方.....282
附属書 AQ（参考）相関性の取扱いに関わる留意事項.....286

附属書 AR（参考）格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析に関わる留意事項.....288
附属書 AS（参考）格納容器イベントツリーにおけるモデル設定の考え方 290

解説 1　制定の趣旨 295
解説 2　制定の経緯 296
解説 3　適用の対象範囲について 297
解説 4　審議中問題となった事項等 298
解説 5　本体・附属書の解説 299
解説 6　懸案事項 300
解説 7　その他 300

公衆審査用

日本原子力学会標準

原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：202X

A Standard for Procedure of Fault Displacement Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants : 202X

原案公表

1　適用範囲

この標準は，軽水型原子力発電所を対象とする確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment：PRA）のうち，断層変位に起因して出力運転状態にある炉心の重大な損傷に至る事故シーケンス及びそれらの発生頻度（レベル1PRA），断層変位に起因して使用済燃料プール内の燃料の重大な損傷に至る事故シーケンス及びそれらの発生頻度，並びに断層変位に起因して格納容器機能喪失に至る事故シーケンスを同定する方法のもつべき要件及びそれを満たす具体的方法を，実施手順を踏まえて実施基準として規定する。

ただし，次に示す評価については対象外とする。**【解説 3 及び解説 4.1** 参照】

・複数プラントにおける同時被害発生を考慮した評価

・断層変位以外の事象との重畳を考慮した評価

2　引用規格

次に示す規格は，この標準に引用されることによって，この標準の規定の一部を構成する。引用規格とこの標準の規定との間に相違がある場合は，この標準の規定を優先する。これらの引用規格は，その最新版(追補を含む)を適用する。

AESJ-SC-RK003 原子力発電所の確率論的リスク評価標準で共通に使用される用語の定義

AESJ-SC-RK006 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準

3　用語及び定義，略語

この実施基準で用いる主な用語の定義は，**2 引用規格**に示した規格によるほか，次による。また，略語の定義を**表 3.1** に示す。

3.1 応答

断層変位が作用することによって建屋・構築物，機器・配管系などに生じる変形，応力などを表す量

3.1.1 現実的応答

断層変位作用時の建屋・構築物，機器・配管系などの応答を表す確率量

注記　入力する作用点，断層の形式，傾斜角などの断層変位の特徴，及び地盤，建屋・構築物，機器・配管系などの物性値について，不確実さを考慮し，可能な限り保守性を排除した形で求める。

3.2 応答係数

現実的応答を求めるために用いる，基準応答の保守性及び不確実さを表す確率量

3.2.1 サブ応答係数

応答係数を影響因子ごとに細分化した確率量

3.3 応答の相関

断層変位作用時における複数の建屋・構築物，機器・配管系などの応答を確率量で表した際の，それらの確率量間の関連性

3.3.1 耐力の相関

断層変位作用時における複数の建屋・機器の耐力を確率量で表した際の，それらの確率量間の関連性

3.4 機能損傷

機械的動的機能，電気的動的機能などに対して，断層変位作用時に機器が動作（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，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できない状態

注記　機械的動的機能とはポンプ類などの動作に関する機能を，電気的動的機能は電気盤類などの電気的なシステムの機能を指す。

3.4.1 機能損傷モード

機能損傷に至る損傷の形態

3.5 構造損傷

断層変位作用時に，建屋・構築物，機器・配管系などの構成要素に大変形，破断などが生じ，機器のバウンダリ維持又は構造体としての支持機能に関する機能を喪失した状態

3.6 地震地体構造

地震規模，震源深さ，発震機構，地震発生頻度に着目するとき，地震の発生の仕方に共通の性質をもっているある拡がりをもった一定の地域の地質構造

注記　領域震源による断層変位モデルのパラメータを設定するに当たり，地震地体構造を考慮する。

3.7 主断層

震源断層の延長部と考えられる断層

注記　分岐断層も主断層に含まれる。

3.8 専門家活用水準

断層変位ハザード評価及び／又はフラジリティ評価における認識論的不確実さの評価において，専門家判断を活用するために設定する専門家活用のレベル

3.9 損傷

公衆審査用

断層変位作用時に，建屋・構築物，機器・配管系などの応答が耐力を超え機能を喪失した状態

3.9.1 損傷部位

建屋・構築物，機器・配管系などが損傷する場所

3.9.2 損傷モード

建屋・構築物，機器・配管系などが損傷に至る損傷の形態

3.10 損傷確率

所定の期間内に，建屋・構築物，機器・配管系などが損傷する確率

3.11 耐力

断層変位作用時に，建屋・構築物，機器・配管系などにおいて所定の機能が保持される限界を応力，変形などの指標で表したもの

3.11.1 現実的耐力

建屋・構築物，機器・配管系などの断層変位作用時の耐力を表す確率量

3.12 耐力係数

現実的耐力を求めるために用いる，設計耐力の保守性及び不確実さを表す確率量

3.13 建屋・機器リスト

PRA で対象とする原子力発電プラントの炉容器，ポンプ，配管，弁及び電気盤，並びにこれらが設置される建屋・構築物，地盤などを含むリスト

3.14 断層変位

断層面に沿って生じる両側の地盤のずれ（食いちがい）

注記　主断層における断層変位及び副断層における断層変位がある。断層変位ハザード評価で扱う断層変位は，地震動加速度波形を 2 回積分して得られる変位ではない。

3.15 断層変位ハザード曲線

任意地点において将来の一定期間中に発生するであろう任意の断層変位量と，その値を超過する頻度又は確率との関係

3.15.1 フラクタイル断層変位ハザード曲線

断層変位ハザードの不確実さ評価結果のひとつとして得られる，信頼度別の断層変位ハザード曲線群の総称

3.16 断層変位モデル

断層変位ハザード評価において，断層変位の発生原因となる地震の発生位置，規模，頻度に関するモデル

注記　特定震源による断層変位モデル及び領域震源による断層変位モデルの二つがある。

3.17 断層変位量

断層変位による地盤のずれ（食いちがい）の大きさ

3.18 断層変位量の距離減衰モデル

断層変位ハザードの評価において，主断層の断層変位量が主断層の中点からの距離に応

公衆審査用

じて減衰する特徴，副断層の断層変位量が主断層からの距離に応じて幾何減衰する特徴などを考慮して，任意地点における主断層及び副断層の断層変位量を求めるモデル

3.19 副断層

主断層の活動に伴って主断層から離れた場所で副次的又は従属的に生じる断層

3.20 フラジリティ曲線

解放基盤表面位置での断層変位量に対する建屋・構築物，機器・配管系などの条件付損傷確率を定量化した曲線

3.21 フラジリティ評価

建屋・構築物，機器・配管系などの現実的耐力及び現実的応答の評価を行い，その結果に基づき，フラジリティ曲線及び損傷の相関を求めること

3.22 裕度

建屋・構築物，機器・配管系などにおける基準となる損傷評価指標の値に対する，耐力に相当する損傷評価指標の比率

注記　損傷評価指標として，断層変位量，応力，ひずみなどを用いる。

3.23 ロジックツリー

認識論的不確実さの取扱いに関し，複数の可能性のある考え方を取り上げ，それらを分岐として樹状（ツリー状）に表現し，確からしさ可能性の度合いに応じて分岐の重みを設定するもの

3.23.1 ロジックツリー手法

ロジックツリーを用いて評価された断層変位ハザード曲線群などの形で認識論的不確実さを求める手法

公衆審査用

表 3.1－略語一覧

略語	英　語	日本語
CBR	Center, Body, Range	平均的傾向，分布及び範囲
FEM	Finite Element Method	有限要素法
LHS	Latin Hypercube Sampling	ラテン超方格サンプリング
MCS	Monte Carlo Simulation	モンテカルロ シミュレーション
MS	Mitigation System	異常影響緩和系
PFDHA	Probabilistic Fault Displacement Hazard Analysis	確率論的断層変位ハザード解析
PS	Prevention System	異常発生防止系

公衆縦覧用

4　評価手順

4.1　断層変位 PRA の評価手順

断層変位 PRA は，**図 4.1** に示す評価手順のとおり**箇条 5**～**箇条 9** に従い，サイト・プラント情報の収集・分析，事故シナリオの概括的分析，断層変位ハザード評価，建屋・機器フラジリティ評価及び事故シーケンス評価を実施し，調査及び評価の内容及び結果については文書化を行う。

各箇条に求める調査・評価の結果は，関連する調査・評価などへフィードバックする。

注記 1　サイト・プラント情報の収集・分析では，サイト固有の断層変位ハザード関連情報及びフラジリティ評価関連情報の収集・分析を行う。また，チームを編成し，範囲を明確にし，着眼点を整理した上でサイト・プラントウォークダウンを行う。

注記 2　事故シナリオの概括的分析では，事故シナリオの広範な分析を行った上で，事故シナリオを類型化し，評価対象とする事故シナリオを設定する。また，起因事象の分析，建屋・機器フラジリティ評価及び事故シーケンス評価に必要な建屋・機器リストを作成する。

注記 3　断層変位ハザード評価では，断層変位ハザード評価における不確実さの要因の分析，断層変位モデルの設定，断層変位量の距離減衰モデルの設定を行う。断層変位ハザードはロジックツリーを作成した上で，断層変位量をパラメータとして，年超過発生頻度（又は確率）の形で求める。

注記 4　建屋・機器フラジリティ評価では，評価対象及び損傷モードの設定，耐力及び応答の評価手法の選択並びに現実的な耐力・応答の評価を実施し，フラジリティ曲線を求める。

注記 5　事故シーケンス評価では，起因事象の設定，事故シーケンスのモデル化，システムのモデル化を行い，事故シーケンスを定量化する。

原子力規制委員会 公表資料

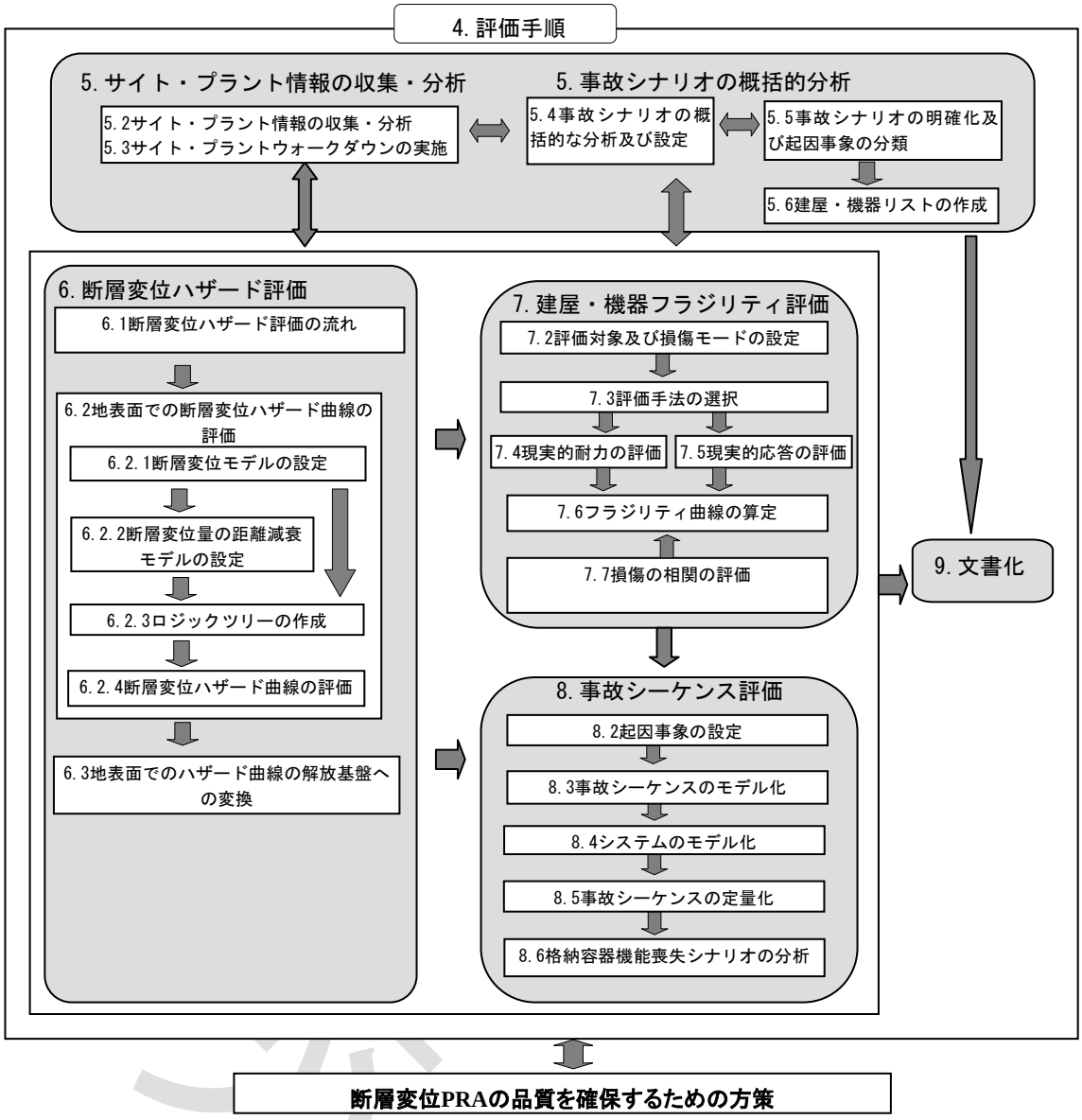


図 4.1－断層変位 PRA の評価手順

4.2 断層変位 PRA の品質の確保

4.2.1 一般事項

断層変位 PRA の品質を確保するため，専門家判断の活用，ピアレビュー及び品質保証活動を実施する。専門家判断の活用，ピアレビュー及び品質保証活動は，断層変位 PRA の実施の各段階において，**AESJ-SC-RK006**（原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準）に従い実施する。特に専門家判断の活用に関わるピアレビューに関しては最終段階で一括して行う形式ではなく，検討の全期間にわたり参加型のピアレビューを実施することが望ましい。**【附属書 A（参考）**及び**解説 5.1** 参照】

4.2.2 専門家判断の活用

a) 一般事項 断層変位 PRA に供される断層変位ハザード及び／又はフラジリティの評価に当たっては，認識論的不確実さをロジックツリー手法を用いて反映してもよい。評価対象とする認識論的不確実さが PRA 結果に及ぼす影響の大きさ及び技術的な難易度を判断し，次の 3 段階の専門家活用水準のいずれかを設定し，TI 又は TFI の専門家判断による認識論的不確実さの評価を行う。専門家活用水準ごとに作業手順が大きく異なるので，作成するロジックツリーに関する信頼性・説明性に留意して，その水準を設定する。

注記 TI (Technical Integrator)は技術的なとりまとめを行い, TFI (Technical Facilitator / Integrator)は専門家の意見を統合することによって技術的なとりまとめを行う。

b) 3 段階の専門家活用水準

1) 専門家活用水準 1 不確実さが比較的小さい水準を想定し，TI が文献レビュー及び自らの経験に基づき抗弁性のあるモデルを選定し，抗弁性の度合いに応じて重み（科学者集団が総合的に評価するその時点での不確実さの客観的分布）を評価し，ロジックツリーを作成する。

2) 専門家活用水準 2 不確実さが比較的大きく，重要項目に対する専門家判断が分かれることを想定する。そして，TI がモデル提案者及び関連する専門家と接触して，その見解及び根拠を聴取するか，又はそれらの専門家を一堂に集めての討論などを通じて，モデルの改善及び絞り込みを行い，抗弁性のあるモデルを選定し，抗弁性の度合いに応じて重みを評価して，ロジックツリーを作成する。

3) 専門家活用水準 3 不確実さが広範囲で多岐に渉り，重要かつ複雑と判断され，その評価に関して多大な時間・費用・人的資源を要し，場合によっては各種調査が必要となることを想定する。そして，TFI が専門家によるパネルを編成し，専門家をモデル提案者でなく不確実さの客観的評価者として活用し，パネルが評価した抗弁性のあるモデルを選定し，抗弁性の度合いに応じて重みを公平に集約して，ロジックツリーを作成する。

c) 専門家活用水準設定における留意事項

1) 専門家活用水準 1 及び専門家活用水準 2 における TI の役割を，断層変位ハザード及び／又はフラジリティの評価者自らが担ってもよい。

2) 専門家活用水準 3 においてロジックツリーを適切に作成するのに困難が生じないよう TFI 及び専門家の選定においては，利益相反によって中立性を損なわないこと，多忙で時間がとれないという状況を避けることに留意する。

4.2.3 TI，TFI，専門家の選定基準

a) TI の選定基準 TI の選定においては，TI が不確実さ評価の過程について，技術課題に関する専門的技術・知識をもち，それらを踏まえて次の **1)**から **3)**の役割を担うことに留意する。

公衆審査用

1) 技術課題の抽出及び選定，並びに専門家の選定

2) 技術課題に関する情報の収集及びコミュニティにおける専門家判断の分布の作成

3) ピアレビューへの対応及び文書作成

b) TFI の選定基準 TFI の選定においては，TFI が不確実さ評価の過程について，次の **1)**から **2)**の知識・見識が必要である。

1) 確率論的リスク評価，対象技術課題，及び専門家判断抽出方法に関する専門知識

2) 専門分野の科学コミュニティを把握し，広範な技術的解釈を行うための見識

また，TFI は，上記の知識及び見識を踏まえて，次の 3)から 6)の役割を担う。

3) 技術課題の抽出及び選定，専門家の選定，技術課題に関する討論及び焦点の絞込み

4) 確率論的アプローチに関する専門家の訓練

5) 専門家パネルの討議の促進及び個別の専門家判断の抽出

6) 専門家判断の集約及び不一致点の明確化，文書作成

上記 **1)**から **6)**の観点から，TFI は個人ではなく 1 つのチームとして編成されることが望ましい。

c) 専門家の選定基準 専門家は，次に示す能力をもっていることが望ましい。

1) 専門家としての学識，経験，論文などによって評価される高い専門性をもつ。

2) 特定のモデル，仮説，理論の提案者としてではなく，全ての仮説及び理論を客観的に検討する専門家として，データに基づいてそれらの相対的な信頼性を評価し得る。

3) 技術課題を評価するための強い目的意識をもつ。

4) 対象技術課題に関する具体的な知識をもつ。

5) 討論に参加して真摯に評価又は解釈を披露し，プロジェクトに参加するその他の専門家との情報交換において，技術的な立場を公に説明かつ擁護する能力をもつ。

6) 高いコミュニケーション能力などをもち，解釈及び技術的な立場について明確かつ簡潔に説明する能力をもつ。

上記 **1)**から **6)**の個人的な能力に加え，組織としての見解の範囲を超えて，科学的な意見の多様性を確保することができるような専門家が選ばれることが望ましい。

4.2.4 ロジックツリー作成における TI，TFI，専門家の責任の範囲

PRA 実施者及び TI, TFI を含む専門家の責任の範囲は，**AESJ-SC-RK006** の **5.3** に従う。

4.2.5 専門家活用水準ごとのロジックツリー作成手順

a) 専門家活用水準 1 での作成手順 専門家活用水準 1 のロジックツリー作成手順を次に示す。

1) TI の選出 評価者は，ロジックツリーで考慮すべき技術的内容に応じて，ロジックツリーをまとめる役割を担う TI を **4.2.3** に示す基準に従い選定する。

2) ロジックツリーで対象とする項目の選定 TI は，モデル設定における認識論的不確実さのうち，ロジックツリーで対象とする項目を最終的に選定する。対象項目の選定に当たっては，感度解析を適宜実施して断層変位ハザード曲線の算出に寄与影響する項目

を選択する。また，結果に大きな影響を及ぼす重要項目及び結果に影響しない項目は，感度解析等でそれらの影響度を確認する。

3) ロジックツリーの作成 TI は，**図 4.2** に示すように，対象項目ごとに不確実さを分岐及びその重みで表し，それらを組み合わせてロジックツリーを作成する。

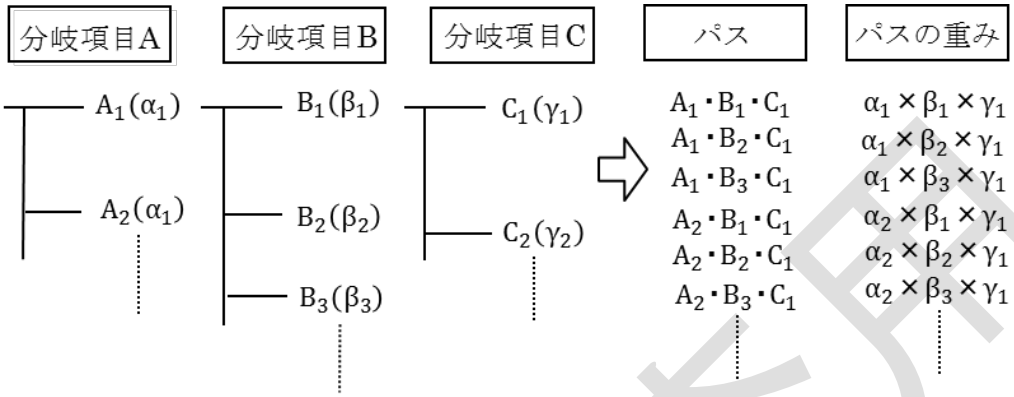


図 4.2－ロジックツリーの対象項目の組合せ及び各パスの重み付けの例（模式図）

b) 専門家活用水準 2 での作成手順 専門家活用水準 2 のロジックツリー作成手順を次に示す。

1) TI の選出 評価者は，ロジックツリーで考慮すべき不確実さの技術的内容に応じて，専門家の意見を抽出・統合し，ロジックツリーをまとめる役割を担う TI を選出する。

2) ロジックツリーで対象とする項目の選定 専門家活用水準 1 と同じ取扱いを行う。

3) モデル提案者・関連する専門家の選定及び情報の収集 TI は，対象項目に関する分野の専門家を **4.2.3** に従って選定し，専門家の意見を抽出することによって関連情報を収集する。

4) 関連情報の絞込み TI は，**3)**で収集した情報に基づき，モデルの改善及び絞込みを行う。

5) ロジックツリーの作成 TI は，**4)**で絞込んだ結果に基づき，モデル提案者及び関連する専門家からの意見を反映して，対象項目ごとに不確実さを分岐及びその重みで表した暫定ロジックツリーを作成する。そして，その暫定ロジックツリーに関して専門家によるレビューを受けロジックツリーを完成する。また，対象項目の難易度が高く，分岐の重み付けが困難な場合には，重みを等しくしてもよい。

c) 専門家活用水準 3 での作成手順 専門家活用水準 3 のロジックツリー作成手順を次に示す。

1) TFI の選出 評価者は，ロジックツリーで考慮すべき不確実さの技術的内容に応じ

て，専門家間の相互交流及び意見統合を手助けし，ロジックツリーをまとめる役割を担う TFI を **4.2.3** に示す基準に従い選定する。

2) ロジックツリーで対象とする項目の選定 専門家活用水準 1 と同じ取扱いを行う。

3) 専門家の選定及びパネルの編成 TFI は，対象とする項目に関して客観的評価を行う専門家を選定し，それら専門家からなるパネルを編成する。課題が極めて複雑で難易度が高い場合は複数の専門家パネルを編成してもよい。

4) 対象項目に関する専門家の意見の抽出 TFI は，専門家パネルでの意見の抽出に当たって，専門家が評価に必要な情報及びデータを共有し共通認識をもった上で，専門家意見を抽出するよう配慮する。また，専門家の相互交流を促進し幅広く意見を抽出する事が望ましい。

5) 対象項目に関する専門家の意見の統合 TFI は, **4)**で抽出した対象項目に関する専門家の意見が十分かつ正確に収集されていることを確認するとともに, 専門家パネルの多様な情報を意思決定に活用できる形式に統合する。

6) ロジックツリーの作成 TFI は，専門家パネルから提示された不確実さの各分岐及びその重みについて, その時点における科学者集団の情報及び見解が網羅され正確に反映されているかを確認し，それらを集約して暫定ロジックツリーを作成する。そして，その暫定ロジックツリーに関して専門家によるレビューを受けロジックツリーを完成する。

専門家査読
公衆審査

5　サイト・プラント情報の収集・分析及び事故シナリオの概括的分析

5.1　手順

サイト・プラント情報の収集・分析及び事故シナリオの概括的分析は，**図 5.1** に示す手順で実施する。

a)　サイト・プラント情報の収集・分析　**箇条 6** 及び**箇条 7** で実施する断層変位ハザード評価とフラジリティ評価とに必要な情報を入手するために実施する。まず，情報収集の範囲及び詳細さを設定する。次いで，設定した情報収集の範囲において，設定した詳細さの度合いで，最新のプラント状態，運転経験など関連情報を収集・分析する。

b)　サイト・プラントウォークダウンの実施　サイト・プラントウォークダウンは，次の項目を目的として行う。

- **a)**で収集・分析した机上のプラント情報（設計情報又は設計，建設，運転時の検査，評価に関する情報の調査など）の収集からは十分に得られない情報の収集
- 安全機能をもつ SSCs の損傷に伴う重大な燃料の損傷（炉心の重大な損傷及び使用済み燃料プール内の燃料の重大な損傷）又は格納容器機能喪失へ至る広範な事故シナリオの分析に用いる情報の収集

c)　事故シナリオの概括的な分析・設定　**a)**及び **b)**で得られる情報を用いて，断層変位による安全機能をもつ SSCs の直接的な損傷及び二次的影響による損傷も含めた広範な事故シナリオを概括的に分析・設定する。次いで，設定した広範な事故シナリオのスクリーニングを行う。

d)　事故シナリオの明確化及び起因事象の分析　スクリーニングで残った事故シナリオを対象として，事故シナリオを明確化する。また，重大な燃料の損傷に至る起因事象を分析し事象進展の緩和に有効な緩和系を明確にする。明確化された事故シナリオと起因事象の分析結果は，**箇条 8** に従って行う事故シーケンス評価の際に必要となる。

e)　建屋・機器リストの作成　事故シナリオの明確化及び起因事象の分析結果に基づき，**箇条 7** 及び**箇条 8** に関わる建屋及び機器を同定し，必要な建屋・機器のリストを作成する。

公衆審査用

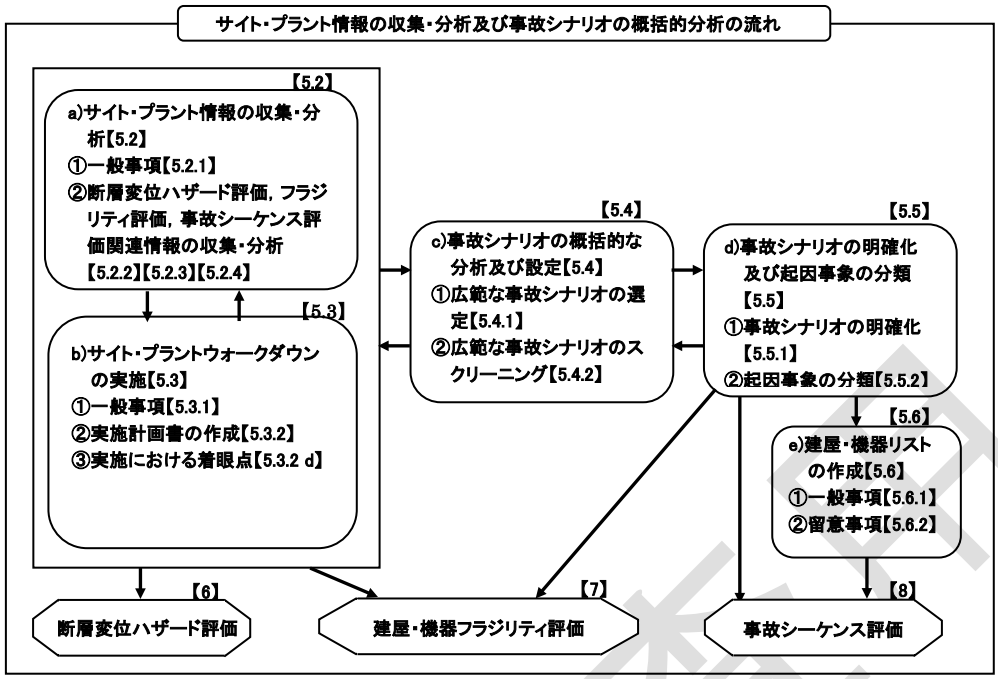


図 5.1－プラント情報の収集・分析及び事故シナリオの概括的分析のフロー図

5.2 サイト・プラント情報の収集・分析

5.2.1 一般事項

断層変位 PRA を実施するに当たって必要となる**表 5.1** に示すようなサイトの最新の状況，設計情報，運転管理などプラント及びサイト関連の固有の情報を幅広く収集する。**表 5.1** に評価作業で必要となる情報を示す。**【附属書 B（参考）**参照】

それらに加え，既存の断層変位 PRA に関する情報，原子力プラント以外を含めた国内外の断層変位による被災事例等に関連する文献などの情報も収集する。ただし，プラント固有でない情報を評価に用いる場合には，当該プラントとの類似点及び相違点を分析し，それらの PRA から得られる情報が当該プラントに適用できることを説明する。

公表審査中

表 5.1－断層変位 PRA の評価作業で必要な情報の例

	PRA の評価作業		必要な情報
1	プラントの設計関連・運転の把握		PRA 実施に当たって必要とされる設計関連，運転管理に関する情報 ・基本仕様 ・系統設備の構成特性 ・重大事故等対処設備 ・設計上の特徴 ・プラントの配置上の特徴
2	断層変位ハザード評価		･対象サイト周辺地域での断層変位モデルの設定に係る断層変位特性に関する情報 ･距離減衰モデルの設定に係る距離減衰特性に関する情報
3	建屋・機器フラジリティ評価		プラント固有の建屋･機器の耐力評価及び応答評価に関連する情報
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析及び起因事象の分類	断層変位発生時に想定されるプラント状態
		b)事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員により実施される緩和操作の手順 ・対象プラントに則した機器故障モード，運転形態など
		c)システムのモデル化	
		d)事故シーケンスの定量化	
		e)格納容器機能健全性に関する評価	・格納容器の隔離機能に関する情報

5.2.2 断層変位ハザード評価関連情報の収集・分析

a) 情報の収集 広範な断層変位ハザード評価関連情報を対象として，対象サイト周辺地域での断層変位モデルの設定に係る断層変位特性及び距離減衰モデルの設定に係る距離減衰特性に関する情報を幅広く収集する。これらのモデル化では，専門家の意見の相違をロジックツリーとして表すために，専門家の異なる見解を収集する。収集に当たっては，対象サイトへの影響が小さいと想定される断層変位特性及び距離減衰特性の情報についても，対象サイト周辺の断層変位モデル及び距離減衰モデルの設定に参考になる場合もあるので，併せて収集しておくことが望ましい。

断層変位ハザード評価に大きな影響を及ぼす可能性のある最新知見などが公開された場合には，情報の再収集の一環として，各種調査を実施し最新情報を入手することが望ましい。

b) 情報の分析 **5.4**，**5.5**，及び**箇条 6** を行う上で，**5.2.2 a)**で収集した情報が必要十分であるかについて分析する。不足が認められる場合には，追加の情報を収集する。

断層変位モデルの設定に係る次の項目について，対象サイト固有の断層変位特性に着目して分析する。

・対象断層の分類

・特定震源断層変位モデル及び領域震源断層変位モデルのパラメータの設定

・断層変位モデルにおける不確実さ要因

5.2.3 フラジリティ評価関連情報の収集・分析

公衆審査用

a)　情報の収集　プラント固有の建屋・機器の耐力及び応答評価に関連する情報を収集する。関連情報としては，次に示す許認可関連，技術基準関連などが挙げられる。

・原子炉設置許可申請書
・工事計画認可申請書
・日本機械学会編発電用原子力設備規格　設計・建設規格＜第Ⅰ編　軽水炉規格＞
・日本電気協会編原子力発電所耐震設計技術規程及び同技術指針
・日本建築学会,土木学会から耐力及び応答評価において適用可能な情報

これら以外に設計データ，既往の構造関連試験結果，断層変位による被災事例なども参照することが望ましい。

b)　情報の分析　**5.4**，**5.5**，及び**箇条 7** を行う上で，**5.2.3 a)**で収集した情報が必要十分であるかについて分析する。不足が認められる場合には，追加の情報を収集する。

1)　耐力評価にかかる情報の分析　**5.2.3 a)**で収集した許認可関連情報，技術基準関連情報などに加え，追加調査・試験情報も用いて，対象とする建屋・構築物，機器・配管系，地盤・斜面などの耐力評価にかかる項目（損傷部位・損傷モード及び損傷指標，これらの不確実さ要因など）について分析する。特に，耐力評価における不確実さ要因の分析については，不確実さ要因（耐力評価式における地盤物性値及び材料定数などのパラメータに含まれる不確実さ），及び認識論的不確実さ（耐力評価式の不確実さ）に着目して，重要な要因の選定及び不確実さの定量評価に必要な情報を分析する。

2)　応答評価にかかる情報の分析　**5.2.3 a)**で収集した情報を対象として，応答評価に係る項目（断層変位応答特性，その不確実さ要因など）について，プラント固有の情報に着目して分析する。特に，建屋・構造物，地盤，斜面などの応答評価における不確実さ要因の分析については，偶然的不確実さ（応答解析モデル作成のためのパラメータ（地盤物性値及び材料定数など）に含まれる不確実さ），及び認識論的不確実さ要因（応答解析手法及びモデル化に関わる不確実さ）に着目して，重要な要因の選定及び不確実さの定量評価に必要な情報を分析する。

5.2.4　事故シーケンス評価関連情報の収集・分析

a)　情報の収集　事故シーケンス評価関連情報として，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を収集する。また，内的事象 PRA，既往の地震 PRA に関する報告書などから，断層変位 PRA 評価対象プラントへの適用情報として収集し，評価上の留意点として整理することが望ましい。

b)　情報の分析　**5.4**，**5.5**，及び**箇条 8** を行う上で，**5.2.4 a)**で収集した情報が必要十分であるかについて分析する。不足が認められる場合には，追加の情報を収集する。

5.3　サイト・プラントウォークダウンの実施

5.3.1　一般事項

サイト・プラントウォークダウンでは，机上で行うプラント情報（設計，建設，運転時

の検査，評価に関する情報，設計情報の調査など）の収集からは十分に得られない情報の収集を実施する。サイト・プラントウォークダウンは，必要に応じ複数回実施してもよいが，実効的な実施のために，それぞれのサイト・プラントウォークダウンの相互の位置付け及び関係を明確にする。

5.3.2 実施計画書の作成

サイト・プラントウォークダウンの実施に当たっては，実施計画書を作成する。実施計画書には，下記を定める。

・実施チームの編成
・実施範囲
・対象とする SSCs
・実施における着眼点

なお，部分的又は追加のサイト・プラントウォークダウンを実施する場合には，サイト・プラントウォークダウンの目的に応じた対象に限定した実施計画書とする。

a) 実施チームの編成 品質確保の観点から，専門的知識及び技術をもつ者からなるサイト・プラントウォークダウンチームを編成する。チーム構成員に求められる能力，知見，経験の内容を次に示す。ただし，一人が次の要件全てを満足する必要はない。

・対象プラントのシステム，安全設計，運転操作，構造設計，耐震設計，配置設計に関する専門的な知識・技術及び経験（特に事故時のシステム挙動又は対応操作等に関するものを含む）
・断層変位による影響下での設備の挙動及び損傷部位・損傷モードに関わる試験及び断層変位による被災調査に関する専門的な知識・技術及び経験
・断層変位 PRA における断層変位ハザード評価，フラジリティ評価（建屋・構築物，機器・配管），事故シーケンス評価に関する専門的知識・技術及び経験

b) 実施範囲の設定 実効的なサイト・プラントウォークダウンの実施の観点から，断層変位 PRA の目的を考慮し，次の事項に留意して実施範囲を設定する。

・**5.2** で収集した対象プラント固有情報（断層変位ハザード，機器の耐力，プラントシステムの配置など）では十分ではないと判断した SSCs を対象範囲に含める。
・既往又は公開されている断層変位 PRA の結果がある場合にはこれらを参照して設定する。
・プラント全体のリスクレベルの把握を目的とした場合には，安全上重要な設備などに焦点を合わせる。
・プラント全体のリスクに影響を及ぼすような個別設備の脆弱性の確認を目的とした場合には，対象範囲として影響が大きいと判断される設備に焦点を合わせる。
・シビアアクシデント対策として整備した設備等を断層変位 PRA で考慮する場合は，当該設備を対象範囲に含める。

c) 対象 SSCs の選定 **5.3.2 b)**に従い対象 SSCs リストを作成する。リストには，種類，ID

甲案 公表

番号，設置位置などの情報とともに，必要に応じて材質，設置方法などに関するデータも集約する。

注記　選定に当たっては，既往の断層変位 PRA で範囲外とされている SSCs（例えば，構造安全性が確認されていなかったため範囲外とされているシビアアクシデント対策設備，配管及び運転員による復旧操作に関連する機器）について，新たに実施範囲に加える必要があるかについても検討する。

d)　実施における着眼点

1)　一般事項　次の **2)**から **5)**に示す着眼点を持って，サイト・プラントウォークダウンを実施する。なお，次の項目のように，対象 SSCs にアクセスすることが困難な場合には，写真などのその他の手段による確認で代替してもよい。**【附属書 C（参考）**参照】

・高線量エリア，汚染の程度が著しいエリアにある SSCs
・確認する場合に通電部位へ接触するおそれがある SSCs
・高所・狭隘部にある SSCs

2)　断層変位に対する構造安全性の確認　構造上設計図書から十分に得られない情報について確認する。さらに情報を付け加える必要があると判断した場合には，次に示すように評価対象 SSCs の調査・確認を行う。

・評価対象プラントの設計書（システム配置図，計装・配管系統図，単線結線接続線図など）と，実際のプラント状態とを比較し，机上の情報では不十分と判断した点について確認する。特に対象設備の基礎部分の調査・確認を重点的に実施する。

具体的には，次の視点で確認する。

・対象設備の形状及び設置状況について図面と外見上の相違がないか
・対象設備・配管接合部・アンカーボルト・対象設備と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食，亀裂等）はないか
・アンカーボルトの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等）。アンカーボルト付近のコンクリート部に外見上亀裂がないか

3)　断層変位に伴う損傷部位及び損傷モードの確認　断層変位に伴い発生する可能性のある設置床の傾斜，建屋間の相対変位，長手構造物基礎などの損傷部位及び損傷モードを確認する。

・断層変位による機器の設置床の傾斜に伴う損傷部位及び損傷モードに留意する。具体的には，設備アンカーボルト部のせん断及び曲げモードによる損傷，動的機器の場合は軸受部の固着モード，潤滑油の供給性などを確認する。
・建屋間の相対変位による損傷部位及び損傷モードに留意する。具体的には，渡り配管の相対変位による機能喪失等を確認する。

原子力規制委員会

・長手構造物基礎部の隆起及び沈降に伴う損傷に留意する。具体的には，海水管ダクト及び／又はその接合部の機能喪失につながる損傷部位及び損傷モードを確認する。

4) 断層変位による二次的影響の確認 断層変位発生時に対象設備（そのサポート系も含む）の周辺の設備等の変形，離脱，移動などに起因して生じる干渉及び／又は衝突などの二次的影響を中心に次の視点で確認する。

・周辺の SSCs の倒壊又は損傷，周辺機器の落下及び／又は部材のコンクリート剥落等，建屋の付帯物（照明等）の落下などにより安全上重要な機器又は燃料に影響を及ぼすことがないか
・設計図書に示される構築物間の間隔が適切に与えられているか否か
・安全上重要な機器周辺の固縛されていない重量物の有無
・機器に接続されているケーブルが機器の傾斜によって損傷しない程度の柔軟性，余長を持っているか

5) 断層変位発生後のアクセス性の確認 設備設置位置での起動が必要な設備，設備設置位置での復旧作業において機能回復が見込める設備にクレジットをとる場合には，断層変位に伴う隆起又は沈降後の状況下で，次に示すような評価対象設備への操作又は作業が可能かどうかなどのアクセスの可能性を確認する。**【附属書 C（参考）**参照**】**

・起動・停止を設備の近傍で行う，又は行える設計となっている設備
・断層変位による一時的な機能喪失に対して，設備の回復，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

具体的には，次の視点で確認する。

・周辺斜面の土砂の流れ込み又は近傍の設備の倒壊によりアクセスルート及び可搬型設備の搬入路が塞がれる可能性はないか
・周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けないか
・設備設置位置での操作が可能であり，かつ操作のための場所が確保できるか

5.4 事故シナリオの概括的な分析及び設定

5.4.1 広範な事故シナリオの選定

a) 一般事項 広範な事故シナリオの選定では，次に示す観点に着目して，事故シナリオを見落としなく抽出及び選定する。

1) 評価対象となる主断層の断層特性
2) 副断層に対する評価における主断層とプラントとの空間的関係
3) 断層形式，地盤・構造物への作用位置，構造物の損傷モードそれぞれの要因によって異なる事故シナリオが発生する可能性
4) 事故シナリオの発生頻度及びプラントへの影響
5) 複数の SSCs が，断層変位という共通原因によって同時損傷し，複数の異常発生防止系（PS）及び／又は異常影響緩和系（MS）の安全機能が喪失する可能性

注記　PRA の観点からは，PS の機能喪失は主に起因事象を生じ，MS の機能喪失は主に緩和機能を喪失する。断層変位発生時には，同一断層変位によって複数の PS 及び／又は複数の MS が機能喪失し，複雑な事故シナリオが発生する可能性がある。ただし，地震起因の事故シナリオと異なり，断層変位の場合は，断層変位が生じた箇所及びその近傍に影響が限定される可能性があることに留意する。

6) 断層変位量が大きい場合における，重要な SSCs（例えば，原子炉建屋，原子炉圧力容器など）の損傷の可能性

7) 次に示す燃料プール内燃料の損傷

・燃料プール内燃料の冷却形状を維持できなくなる事故シナリオ

・燃料プールの冷却機能が喪失し燃料損傷となる事故シナリオ

・燃料プール内の大量の燃料が機械的に損傷する事故シナリオ

注記 1　燃料プール内の燃料の冷却形状を維持できなくなる事故シナリオについては，燃料プール自体が損壊しプール水が喪失するシナリオ，プールへの注水配管を介してプール水がサイフォン効果で逆流し燃料が露出するシナリオなどを考慮する。

注記 2　燃料プール冷却機能喪失によって燃料損傷となる事故シナリオについては，燃料プール水を循環冷却（除熱）する機能及び燃料プールへ注水する機能の両方の機能が喪失した場合に燃料プール冷却機能が喪失すると評価する。この場合，断層変位発生の直後に両方の機能が喪失しても燃料プール内燃料が重大な損傷に至る前に復旧する措置が施されている場合には，この復旧措置も失敗した場合に燃料プール冷却機能が喪失すると評価する。

注記 3　燃料プール内の大量の燃料が機械的に損傷する事故シナリオについては，燃料ラックの損傷以外に，上部からの落下物（天井クレーン，燃料交換機など）による損傷を考慮する。

注記 4　事故シナリオの選定に当たっては，断層変位の作用による直接的な損傷による事故シナリオだけでなく，間接的な影響（断層変位による二次的影響（周辺機器の落下，斜面崩壊など），復旧作業の阻害など）による事故シナリオについても考慮する。

b)　留意事項

1)　主断層を対象とする場合の事故シナリオの分析及び選定【附属書 AC（参考）参照】

評価対象地点近傍の地質構造から推定した断層特性を考慮して事故シナリオの分析及び選定を行う。

2)　副断層を対象とする場合の事故シナリオの分析及び選定【附属書 AC（参考）参照】

2.1)　主断層とプラントとの空間的関係を考慮して事故シナリオを分析する。主断層から評価対象施設までの距離を数段階に分け，段階ごとに SSCs の機能喪失の違いを考

慮して事故シナリオの分析及び選定を行う。

注記　副断層における断層変位量は主断層から離れる程指数関数的に減少する傾向がある。特定震源による断層変位モデル及び領域震源による断層変位モデルの中から，断層変位ハザード曲線に寄与している主断層とプラントとの空間的関係，及び評価対象地点の副断層の特性（走向・傾斜等）を考慮する。

2.2)　副断層による事故シナリオの分析及び選定は，副断層に影響を与える主断層及び，次の **3)**から **7)**の考え方を基本とする。このような考え方の対象プラントへの適合性は，**5.3** サイト・プラントウォークダウンで得られる情報も利用して確認する。

3)　断層形式，地盤・構造物への作用位置，構造物の損傷モードを考慮した事故シナリオの分析及び選定　【附属書 AC（参考）及び附属書 AI（参考）参照】

3.1)　断層形式（例えば，正断層，逆断層，横ずれ断層），構築物を含む評価対象への作用位置（例えば，中央部，端部）それぞれの特徴を考慮して，事故シナリオの分析及び選定を行う。

注記　構築物を含む評価対象には，斜面等の地盤も含む。

3.2)　建屋・格納容器・構造物の損傷モード（面内せん断損傷，面外せん断損傷，面外曲げ損傷等）それぞれの特徴を考慮して，事故シナリオの分析及び選定を行う。

4)　事故シナリオの発生頻度及びプラントへの影響に基づく事故シナリオの分析及び選定　【附属書 D（参考）参照】　事故シナリオの発生頻度及びプラントへの影響の両面に対し重要な事故シナリオを分析及び選定する。

5)　断層変位による二次的な事故シナリオの分析及び選定

5.1)　安全機能を有しない屋内 SSCs の損傷について，重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失に直接繋がらないが，それらの損傷が安全上重要な SSCs の損傷に直接影響を及ぼすことによって影響が拡大する可能性がある，二次的な事故シナリオを分析し，選定する。

注記　この事故シナリオには，安全上重要度の低い複数の機器の損傷に伴う，上位の機器への波及的影響を含める。また，空間的に近接する設備間の相互影響が事故シナリオに与える影響も含める。

5.2)　安全機能を有しない屋外 SSCs について，上記 **5.1)**と同様の分析を行い，重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失に間接的に繋がる可能性のある二次的な事故シナリオを選定する。

5.3)　運転員の操作を阻害する断層変位発生時の要因による波及的な機能喪失として，断層変位発生後の運転員による操作において，断層変位の影響における作業環境の変化の下で引き起こされる操作失敗，又は作業環境にかかる設備の支障に伴う運転員の回復操作の遅延によって，重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失に間接的に繋がる可能性のあるような事故シナリオを分析及び選定する。

6)　緊急時対策所における緊急時の復旧対応にかかる事故シナリオの分析及び選定　事

故の劣悪な環境などによって緊急時対策所の機能が低下することを考慮し，重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失に繋がる可能性のある事故シナリオを分析及び選定する。

注記　緊急時対策所は技術助言組織，応急復旧対応（瓦礫の撤去，代替手段の繋ぎ込みも含む）などで中心的な役割を果たす。

7)　事故シナリオの分析及び選定に係るシビアアクシデント対策の考慮　断層変位に起因して重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失に繋がる可能性のある事故シナリオを分析及び選定し，必要に応じて整備されたシビアアクシデント対策（ハード面，ソフト面の対策）を考慮する。

5.4.2　広範な事故シナリオのスクリーニング

a)　一般事項　**5.4.1** で選定した事故シナリオを対象として，スクリーニングを行ってもよい。重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失に至るまでの事象進展が不明確，又は評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては，定性的なスクリーニングに比重をおいて判断する。スクリーニングで除外すると判断した事故シナリオについて，その理由を明確にする。また，スクリーニングで除外されない事故シナリオを，**箇条 8** の対象とするか，留意事項として報告書に記載するなど，評価技術の成熟度を考慮して取扱う。

b)　留意事項

1)　断層変位モデル設定に係る項目を考慮した事故シナリオのスクリーニング

1.1)　主断層から評価対象施設までの距離が遠く離れ，断層変位のプラントへの影響の可能性が極めて小さいと判断される場合，空間的関係の観点から事故シナリオをスクリーニングで除外してもよい。

1.2)　**1.1)**のスクリーニングに当たっては，**2)**から **4)**に示すプラント設備への影響の考え方を基本とする。

1.3)　断層変位モデル設定に係る項目の領域断層変位モデルのパラメータ設定において，対象サイト固有の地震活動度が低く，プラントへの影響の可能性が極めて小さいと判断される場合，発生頻度の観点から事故シナリオをスクリーニングで除外してもよい。

1.4)　**1.3)**のスクリーニングに当たっては，領域震源の震源断層の 1 年当たりの頻度を当該地域におけるグーテンベルグ・リヒター則の超過頻度パラメータに基づき判断することを基本とする。

注記　領域震源の対象サイト固有の地震活動度は，グーテンベルグ・リヒター則で評価してもよい。**【附属書 I（参考）**参照】

2)　断層形式，地盤・構造物への作用位置，構造物の損傷モードを考慮した事故シナリオのスクリーニング

2.1)　断層形式（例えば，正断層，逆断層，横ずれ断層）・作用位置（例えば，中央部，端部）・傾斜角に着目して，重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失への影響の観点

から，事故シナリオを分類する。

2.2) 上記 **2.1)**で分類した事故シナリオのうち，地盤・構造物への影響の小さいものはスクリーニングで除外してもよい。

3) 事故シナリオの発生頻度及びプラントへの影響に基づく事故シナリオのスクリーニング【附属書 D（参考）参照】

3.1) 事故シナリオのスクリーニングとして，定量的な手法及び／又は定性的な手法を用いてもよい。

3.2) 定量的手法では, **4)**に示す手順により事故シナリオをスクリーニングで除外できる。

3.3) 定性的手法では，次の専門家判断によりプラントの損傷状態に繋がる可能性を判断してもよい。

・決定論的な評価に基づく専門家判断

・対象設備の損傷時のプラントへの影響が，運用面での対策及び対応に基づき低減されているかの専門家判断

・対象設備の損傷時のプラントへの影響に関する，サイト・プラントウォークダウンによって得た情報に基づく専門家判断

定量評価が現行技術では難しいものの，専門家判断によってスクリーニングで除外できない事故シナリオについては，リスク要因となり得ることを報告書に記載する。

4) 重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失に繋がる可能性の定量的判断 事故シナリオの発生及び重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失に繋がる可能性を次の手順で判断する。**【附属書 D（参考）**参照】

4.1) 対象設備の損傷確率などを用いて，評価対象となる事故シナリオの発生の可能性を評価し，波及的な影響を及ぼす可能性がある SSCs の損傷，重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失などと比べて，スクリーニングで除外できるか否かを判断する。

4.2) 断層変位ハザード曲線における断層変位量と年超過頻度との関係などの情報を用いて，現実的に発生し得る断層変位と設備耐力とを比べて，評価対象となる事故シナリオがスクリーニングで除外できるかを判断する。

4.3) スクリーニングで除外されない事故シナリオについては，事故シナリオの定量的評価まで可能かどうかに着目し，次の取扱いとする。

4.3.1) 事故シナリオの定量的評価まで可能な場合には, 事故シーケンス評価の対象とする。

4.3.2) 事故シナリオの定量的評価まで難しい場合には, 感度解析で影響の度合いを確認し，評価対象事象が重大な燃料の損傷又は格納容器機能喪失の要因となり得ることを報告書に留意事項として記載する。

5.5 事故シナリオの明確化及び起因事象の分類

5.5.1 事故シナリオの明確化

a) 一般事項 **5.4** において，スクリーニングを行った結果，事故シーケンス評価が必要と

判断された事故シナリオを対象に，次の三項目に着目して，**5.6** が可能な詳細さに事故シナリオを整理し明確化する。

・断層変位発生時には有意な確率で発生し，重大な燃料の損傷に至る事象（以下，断層変位発生時特有の事故シナリオという）

・重大・広範な事故シナリオ

・上記の二種類の事故シナリオとの調整

注記　内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA が実施済みの場合は，事故シナリオの明確化の際に参考にしてもよい。

b)　留意事項

1)　断層変位発生時特有の事故シナリオの明確化　断層変位時の局所的な影響により，特定の局所的な構造物などの損傷によって引き起こされる事故シナリオを明確化する。

2)　重大・広範な事故シナリオの明確化　事故シナリオに関わる SSCs の損傷を，起因事象及び緩和系のそれぞれに関わるモデルへ反映するために，次の損傷によって引き起こされる事故シナリオを明確化する。

注記　地震 PRA が実施済みの場合，参考にしてもよい。

①　**断層変位による安全上重要な大型静的 SSCs の損傷**　大型静的 SSCs の損傷として，原子炉建屋の損傷，燃料プールの損傷などを考慮する。緩和設備によって事象の進展を抑制することができずに重大な燃料の損傷に至る可能性があると判断する場合には，これらの SSCs の損傷を重大な燃料の損傷に直結する起因事象として仮定することの影響を確認した上で，炉心損傷直結事象としてモデル化してもよい。

②　**断層変位による安全機能への重大で広範な影響を及ぼす SSCs の損傷**　安全機能への重大で広範な影響を及ぼす SSCs の損傷として，計装及び制御系，非常用電源系，原子炉補機冷却水系の損傷などを考慮する。これらの損傷は，起因事象又は緩和設備として**箇条 8** でモデル化するが，どちらでモデル化した場合においても，起因事象と緩和設備との間，及び緩和設備間の従属性を考慮する。

③　**安全機能に影響する二次的な影響**　断層変位の二次的な影響による，安全上重要な機器に及ぼす影響の有無について，サイト・プラントウォークダウンによって得られた情報などを参考に，評価する事故シナリオを明確化する。

3)　1)と 2)との事故シナリオの調整　内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA が実施済みでそれらの事故シナリオを参考とする場合は，断層変位に係るものを断層変位 PRA でも考慮する。ただし，内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA で考慮しているランダムな要因による故障の組合せだけによる事故シナリオは，断層変位による SSCs の損傷が生じていないため，含めてはならない。

5.5.2　起因事象の分類

a)　一般事項　**5.5.1** で明確化した事故シナリオを対象に，重大な燃料の損傷に至る可能性

のある起因事象を分類する。この際，事故シナリオの特性を考慮して，起因事象を分類するとともに，起因事象の発生に関わる SSCs 及び緩和設備を明確化する。なお，内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA を実施済みの場合は，そこで分析された起因事象を参考にしてもよい。

b) 留意事項

1) 起因事象の分類 事象の進展が類似している複数の起因事象を一つの起因事象として分類してもよい。起因事象の分類は次の観点から行う。**【附属書 F（参考）**参照】

① 事象の展開が類似しており，複数の起因事象を詳細に区分したとしても評価結果に有意な違いが生じないと判断できる場合には，同様な緩和設備を必要とする複数の起因事象を一つの起因事象に分類してもよい。

② 起因事象の発生による事故シナリオを厳密に分析することが困難な場合には，この起因事象に対する緩和設備には期待しない，又はより厳しい条件となる起因事象に包含させるなど，保守的に簡略化してもよい。

③ SSCs の損傷の可能性が非常に小さく，起因事象の発生確率として無視できると判断する場合には起因事象から除外してもよい。

④ 起因事象の原因が複数あって，起因事象の発生確率への寄与がその他の原因に比べ非常に小さく，無視できると判断する場合には，当該原因は除外してもよい。

⑤ 内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA が既に行われており，起因事象の従属性が考慮されている場合は，断層変位 PRA における起因事象の分析でも留意する。

⑥ 断層変位によって直接的な格納容器の損傷又は格納容器隔離機能の喪失を伴うような事象は，早期の放射性物質の放出に至る起因事象となる場合が多いので，その他の事象と明確に区別する。

2) 起因事象にかかる SSCs 及び緩和設備の明確化 起因事象の要因となる SSCs 損傷の分類の考え方，及び起因事象が発生した場合の緩和設備又は格納容器などの状態を分析し，事故シーケンス評価に必要な SSCs を明確化する。

分析の結果，起因事象の要因となる SSCs 損傷，緩和設備，格納容器などの状態を保守的に簡略化した場合，又はスクリーニングで除外した場合には，その考え方を建屋・機器リストに明記するなどによって明確化する。

5.6 建屋・機器リストの作成

5.6.1 一般事項

5.5 に基づき，**箇条 8** に必要な建屋・機器リストを作成する**【附属書 E（参考）**参照】。このリストの作成に当たっては，**図 5.2** に示す断層変位 PRA の一連の作業**【箇条 5**，**箇条 7**，**箇条 8】**の中で次に示すような調整を実施する。

・建屋・機器フラジリティ評価と事故シーケンス評価との間で相互の調整，及び必要な場合の建屋・機器リストの見直し

・建屋・機器フラジリティ評価における，評価対象の設定における機器及び配管系のカ

テゴリ化，損傷モードの分析に基づく評価対象の構造損傷又は機能損傷のスクリーニング，並びにこれらの情報の建屋・機器リストの調整への反映

・事故シーケンス評価における，事故シーケンスでモデル化すべく選定した SSCs の情報に基づいた建屋・機器リストの調整

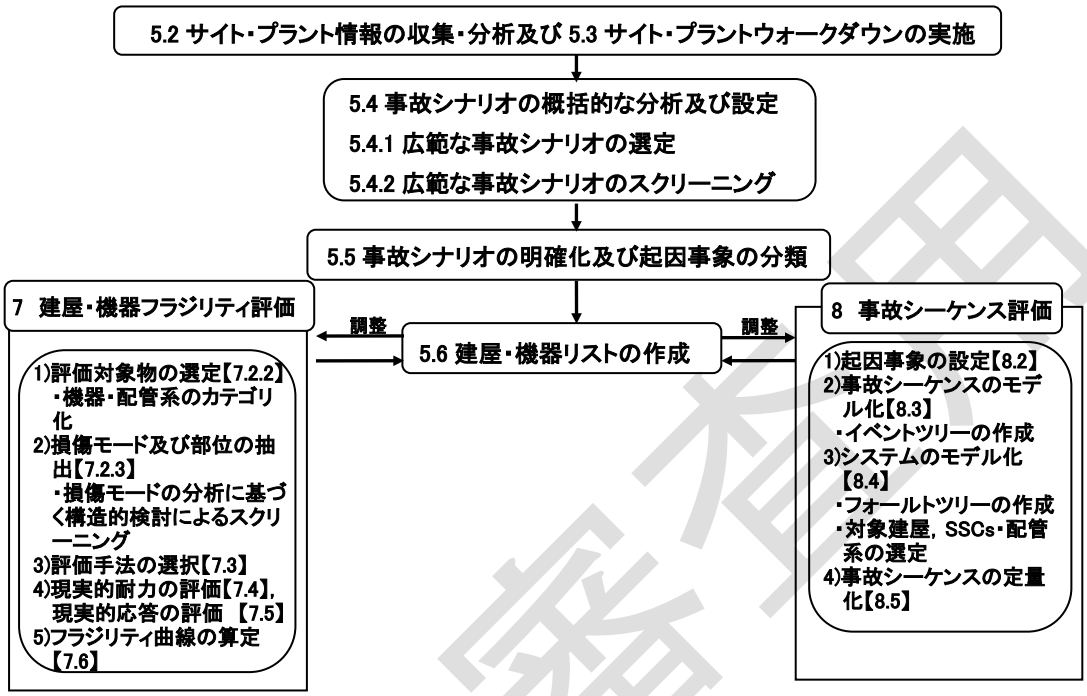


図 5.2－断層変位 PRA の流れにおける建屋・機器リストの位置付け

5.6.2 留意事項

a) 重大な燃料の損傷の防止のために必要な SSCs の選定 重大な燃料の損傷の防止に必要な機能を摘出し，この機能を達成するために必要な SSCs を選定する。その際には，システム構成の特徴などを考慮して，次に示すように，除外理由を明確にした上で，暫定的に一部を評価から除外してもよい。

1) 従属関係にある複数の SSCs で，直列的な構成となっているシステムにおける耐力が強い SSCs の除外

2) 冗長性をもつ複数の SSCs で，並列的な構成となっているシステムにおける耐力が弱い SSCs の除外

b) SSCs 間の相対的な重要性の把握 上記 **5.6.2 a) 1)**の場合で，SSCs を耐力が弱い構成部位で代表させ，公開されている PRA で用いているデータ，代表機器のデータなどに基づいて評価対象部位を暫定的に評価することで SSCs 間の相対的な重要性を把握する場合，公開されている PRA から準用されるデータ又は代表機器のデータが非保守側の結果を与えないよう留意するとともに，後段の評価で必要な修正ができるように暫定的な評価であることを明記する。

公衆審査用

c) 建屋・機器リストは，サイト・プラントウォークダウンにおいて活用することも可能であるので，サイト・プラントウォークダウンの反映事項及び留意事項を明記することが望ましい。

公衆審査用

6　断層変位ハザード評価

6.1　断層変位ハザード評価の流れ

6.1.1　一般事項　断層変位ハザード評価に当たっては，確率論的断層変位ハザード解析（PFDHA）を適用する。PFDHA は，**6.1.2** の基本的考え方を踏まえて，**6.1.3** の手順に従って実施する。

6.1.2　PFDHA の基本的考え方

a)　PFDHA では，断層面に沿って生じた地盤のずれ，すなわち食い違いを断層変位として評価する。

注記 1　PFDHA 手法としては，Youngs 他（2003）(1)，Petersen 他（2011）(2)，高尾他（2013）(3)，高尾他（2014）(4)，高尾他（2016）(5)がある。

注記 2　主断層及び副断層による断層変位を対象とするが，それぞれの取り扱い及び適用範囲の違いに留意する。

b)　日本国内で発生した地震に伴う地表の断層変位データに基づく評価式を含めて，評価対象地点の特徴を考慮することが可能な評価式を用いる。ただし，海外のデータに基づく評価手法を参照してもよい。

注記 1　高尾他(3)~(5)の手法では，まず，Youngs 他（2003）(1)が提案した PFDHA の手法を参照し，日本国内の逆断層及び横ずれ断層のデータに基づき PFDHA に必要となる評価式を策定し，次いで，同評価式を用いて PFDHA の評価例を示している。

注記 2　USNRC（2012）(6)は，Petersen 他（2011）(2)の評価式を適用して Diablo Canyon 発電所における PFDHA を実施している。

c)　PFDHA では，評価対象地点における地表面での主断層及び副断層に関するそれぞれの断層変位量の年超過頻度の和として，断層変位量の年超過頻度を評価する。副断層を生じさせ得る主断層が複数存在する場合は，主断層ごとに当該副断層の断層変位量の年超過頻度を求め，全ての年超過頻度の和を求める。また，評価対象地点に複数の副断層が分布する場合は，全ての副断層について年超過頻度を求めた上で，その和を求める。ただし，代表断層を定めた上で，その代表断層について年超過頻度を求めてもよい。**【附属書 N（参考）**参照】

注記　主断層とは，地震断層のうち震源断層の延長部と考えられる断層をいう。副断層とは，地震断層のうち，主断層の活動に伴って主断層から離れた場所で副次的又は従属的に生じた断層をいう（**図 6.1.1**(7)参照）。

d)　PFDHA に基づく断層変位ハザード評価結果を踏まえて断層変位 PRA を実施するために，地表面での断層変位量を建屋・構築物の断層変位作用位置まで変換する場合は，断層変位に関する地盤伝達率を用いて変換する。その際，地震基盤から表層の間の岩盤及び堆積層について，それらの構造及び物性を考慮する。

注記 1　PFDHA の各種評価式の基となっている地表地震断層の断層変位量は地表面に

おける値であるため，PFDHA で得られる断層変位量も地表面で定義される。一方，PFDHA の結果を踏まえて断層変位 PRA を実施する場合は，その対象となる各建屋・構築物の設置レベルは，建屋・構築物ごとに異なるため，PRA の実施に際して断層変位量を定義する基準面の設定及び断層変位量の基準面への変換が必要となる。この基準面は地表面とすることも可能であるが，この実施基準では対象外としている断層変位と地震動との重畳が今後必要と判断された場合に備え，地震動が定義されている解放基盤表面を基準面として扱った場合の断層変位量の変換の考え方を **6.3** 及び**附属書 O（参考）**において記載する。

注記 2　建屋・構築物の基礎版等における変位量及び応答は，断層の挙動及び断層からの距離を考慮して解析的に求めることが有効と考えられる。

注記 3　解析モデルは地盤と建屋・構築物とを一体化したものとし，このモデル及び解析手法は，フラジリティ評価においても用いる。その際，入力用の断層変位量を考慮して，解析的に地表面及び解放基盤表面の断層変位量の地盤伝達率を求めて変換することとする。なお，一般的には，表層地盤及び解放基盤表面の断層変位量の評価は，対象とする地盤の構造，剛性・強度等複数の要因をパラメータとする関数で変換される。

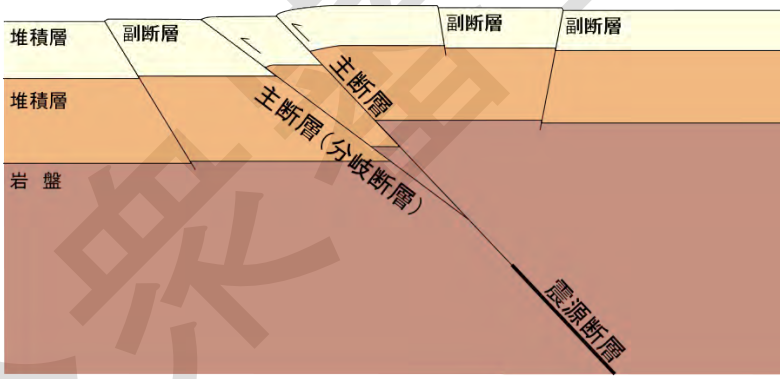


図 6.1.1－主断層及び副断層の定義

（出典：（一社）日本原子力学会：断層変位に対するリスク評価と光学的な対応策「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).）

注　著者の許可を得て，原図の「分岐断層」を「主断層（分岐断層）」に修正した。

6.1.3　PFDHA の手順

6.1.3.1　一般事項　PFDHA の手順は，**5.1** で収集・分析した関連情報に基づき次の項目について，**図 6.1.2** 中に示す手順に従って実施する。

①地表面での断層変位ハザード曲線の評価　（**6.1.3.2** に概要，**6.2** に詳細を記載）

②地表面での断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換

（**6.1.3.3** に概要，**6.3** に詳細を記載）

6.1.3.2　地表面での断層変位ハザード曲線の評価

a)　一般事項　地表面での断層変位ハザード曲線の評価は，次の手順に従い実施する。

①評価領域の設定　（**6.1.3.2b**）に記載）

②対象とする地表地震断層（断層変位）の分類　（**6.1.3.2c**）に記載）

③断層変位の発生確率モデルの設定　（**6.1.3.2d**）に記載）

④断層変位量の距離減衰モデルの設定　（**6.1.3.2e**）に記載）

注記　断層変位ハザードの検討において，当該断層の変位量，活動性等に関する調査情報が十分に存在する場合には，それらの変位特性を活用する手法（変位アプローチ）が有効である。これに対して，調査情報が十分にない場合には，多地点で得られた観測結果に基づく統計的な手法（地震アプローチ）が有効である。上記③，④は，後者の場合に実施する。**【附属書 H（参考）**参照】

b)　評価領域の設定　評価領域の設定では，**5.2.2** で収集・分析した情報を用いて，まず，断層変位の発生を評価する平面領域の範囲を設定する。

c)　対象とする地表地震断層（断層変位）の分類　次いで，領域内において評価対象となる断層変位を同定し，それらの断層変位を震源の特徴に応じて分類する。具体的には，特定震源による断層と領域震源による断層とに大別し，対応付けを行う。

注記　特定震源による地震とは，内陸地殻内の活断層で発生する固有地震を指す。また，領域震源による地震とは，活断層が知られていないところで発生する内陸の地殻内地震を指す。

d)　断層変位の発生確率モデルの設定　地震アプローチに基づく副断層に対する PFDHA では，副断層における断層変位の発生について，主断層における断層変位の発生を条件とした条件付発生確率及び主断層からの距離を関数としたモデル（距離減衰モデル）を設定する。**【附属書 J（参考）**参照】

e)　断層変位量の距離減衰モデルの設定　地震アプローチに基づく主断層の断層変位量の評価においては，断層変位量を，断層の長さ方向の位置の関数（距離減衰モデル）としてモデル化する。地震アプローチに基づく副断層の断層変位量の評価においては，主断層から評価対象地点までの距離の関数（距離減衰モデル）としてモデル化する。**【附属書 J（参考）**参照】

原子力規制委員会 公表資料

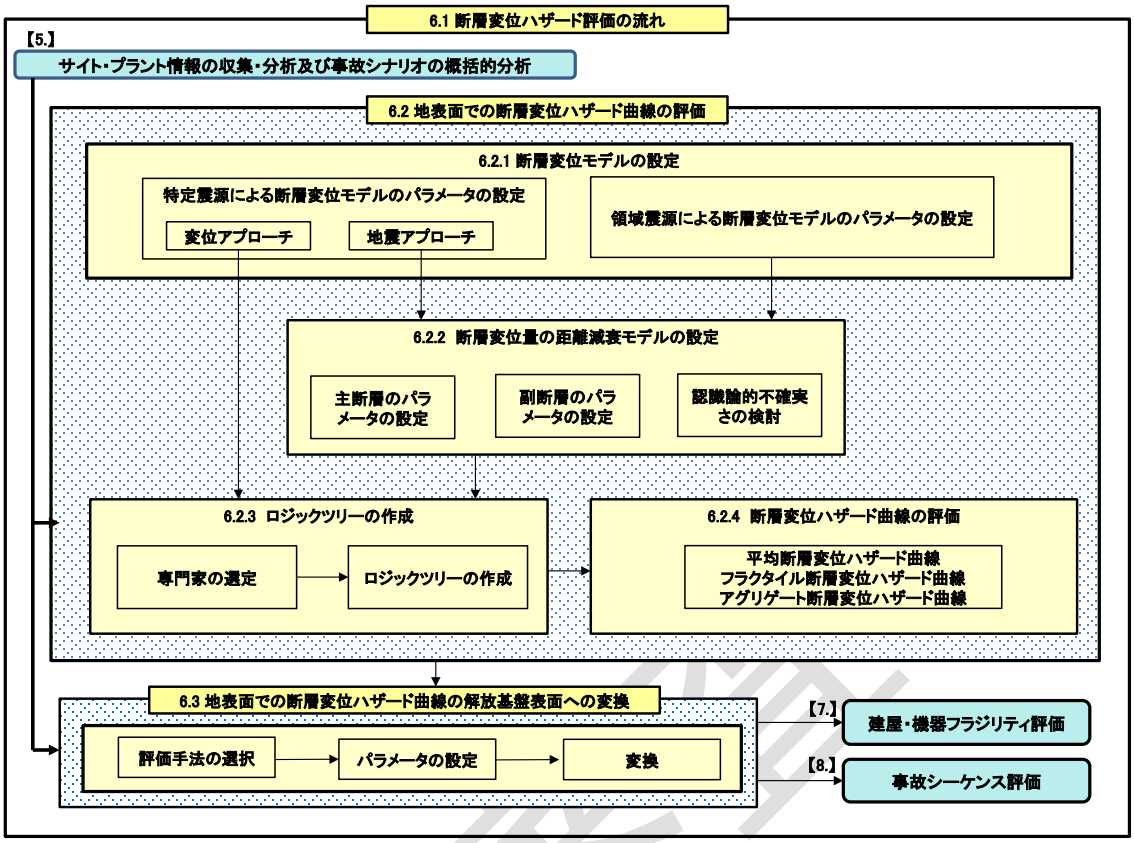


図 6.1.2－PFDHA の手順

f)　ロジックツリーによる認識論的不確実さの評価　PFDHA においては，認識論的不確実さの評価を行う。評価には，ロジックツリーを用いてもよい【6.2.3 参照】。

選定した要因に関わる情報の質又は量が乏しいと判断される場合には，物理現象の解釈及び物理探査等に基づく科学的知見に基づく専門家判断を活用し，質の乏しさに応じた分岐を設定したロジックツリーを構築する。**【附属書 L（参考）参照】**

g)　断層変位ハザード曲線の評価　断層変位ハザード曲線の評価では，上記 **f)**のロジックツリーを用いて，**図 6.1.3** に示すようなフラクタイル断層変位ハザード曲線群を求める。この断層変位ハザード曲線群内の一つの曲線は，地表面での断層変位，及び断層変位量の年超過頻度（回/年）との関係として表現する。評価した断層変位ハザード曲線群は**箇条 8** の事故シーケンス評価で用いる。

PFDHA では，まず，概略のハザード曲線評価（**図 6.1.4**）を行い，特定震源による変位量及び領域震源による変位量の各断層変位量の内訳を**図 6.1.5** に示すように明示し，これらの内訳からハザード曲線に寄与する震源を分析する**【附属書 G（参考）参照】**。次に，ハザードに寄与する震源を対象として，断層変位モデル及び断層変位量の距離減衰モデルの設定を詳細化する。

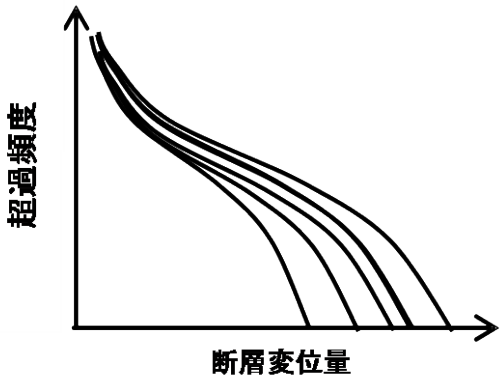
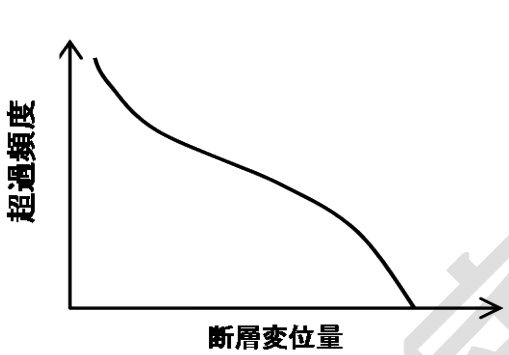


図 6.1.3－フラクタイル断層変位ハザード曲線群



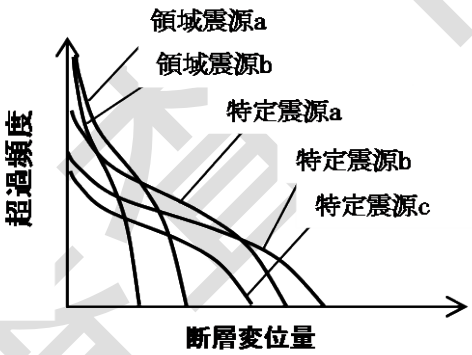


図 6.1.4－断層変位ハザード曲線の例　図 6.1.5－断層変位ハザード曲線の内訳の例

6.1.3.3　地表面での断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換

地表面での断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換は，断層変位に関する地盤伝達率を用いて実施する。なお，各項目の具体的な内容は，**6.3** に記載する。

6.2　地表面での断層変位ハザード曲線の評価

6.2.1　断層変位モデルの設定

6.2.1.1　一般事項

断層変位モデルの設定は，次の項目について手順に従い実施する。

①震源の探索範囲の設定　（**6.2.1.2** に記載）
②サイトに影響を及ぼす震源の分類　（**6.2.1.3** に記載）
③特定震源による断層変位モデルのパラメータの設定　（**6.2.1.4** に記載）
④領域震源による断層変位モデルのパラメータの設定　（**6.2.1.5** に記載）

6.2.1.2　震源の探索範囲の設定

評価対象地点の断層変位を評価するために，その原因となる震源の探索範囲を設定する。このとき，既往地震における地表地震断層の変位量と主断層との距離の関係から，変位量の収斂性を分析した上で，十分に大きな範囲を設定する。

6.2.1.3　サイトに影響を及ぼす震源の分類

a)　一般事項　断層変位モデルの設定においては，まず，地震発生様式を考慮して，サイトの断層に影響を及ぼす可能性のある震源を全て評価対象として抽出する。次いで，対象とする個々の震源の位置，規模，頻度が事前にどの程度特定して設定することが可能かに応じて，それぞれの震源を，特定震源又は領域震源のいずれかに分類する。

6.2.1.4　特定震源による断層変位モデルのパラメータの設定

a)　一般事項　特定震源による断層変位モデルのパラメータの設定は，次の項目について手順に従い実施する。

①特定震源による断層変位モデル設定のための断層変位関連情報の選定
（**6.2.1.4 b**）参照）

②特定震源による断層変位モデルの作成手法の選択　（**6.2.1.4 c**）参照）

③変位アプローチ手法のパラメータの設定　（**6.2.1.4 d**）参照）

④地震アプローチ手法のパラメータの設定　（**6.2.1.4 e**）参照）

⑤特定震源による断層変位モデルにおけるロジックツリーの分岐として考慮する項目の設定
（**6.2.1.4 f**）参照）

特定震源による断層変位モデルのパラメータの設定では，まず，**5.2.2** で整理・分析した情報の中から，特定震源による断層変位モデル設定のための断層変位関連情報を選定する。次いで，選定した情報を用いて，特定震源による断層変位モデルの作成手法を選択する。そして，同作成手法の変位アプローチ手法及び地震アプローチ手法それぞれのパラメータの設定におけるロジックツリーの分岐として考慮する項目を設定する。

次に，これらにおけるパラメータの具体的な設定手順を示す。

b)　特定震源による断層変位モデル設定のための断層変位関連情報の選定

特定震源による断層変位モデル設定のための断層変位関連情報の選定は，**5.2.2** で整理・分析した断層変位ハザード関連情報を用いて行う。主なものを次に挙げる。

・主断層の断層変位量
・副断層の断層変位量
・基準化した断層変位量
・副断層の変位量データの拡充方法（模型実験，数値計算，LiDAR，InSAR）
・主断層及び副断層出現の有無等の情報

c)　特定震源による断層変位モデルの作成手法の選択

1)　一般事項　特定震源による断層変位モデル作成手法の選択は，次の項目・手順に従い実施する。

①評価対象地点を含む敷地及び敷地近傍における断層変位データの分析
（**6.2.1.4 c**）**2)**に記載）

②特定震源による断層変位モデル作成手法の選択　（**6.2.1.4 c**）**3)**に記載）

公衆審査用

特定震源による断層変位モデルの作成手法の選択においては，まず，評価対象地点を含む敷地及び敷地近傍における断層変位データの多寡及び品質について分析する。次いで，同分析結果に基づき特定震源による断層変位モデル作成手法を選択する。

次に，これらにおけるパラメータの具体的な設定手順を示す。

2) 評価対象地点を含む敷地及び敷地近傍における断層変位データの分析　評価対象地点を含む敷地近傍における断層変位データの分析は，後述 **3)**の作成手法選択の判断のために行うものである。そのために，断層変位データの多寡及び品質について留意して関連情報を収集・分析する。

3) 特定震源による断層変位モデル作成手法の選択　特定震源による断層変位モデル作成手法としては，次の二つのいずれかを用いる。

①変位アプローチ手法

②地震アプローチ手法

特定震源による断層変位モデル作成手法としては，いずれの手法を用いてもよいが，評価対象地点の断層変位情報の多寡及び品質に基づき合理的な判断が必要であることに留意する。

注記 1　変位アプローチ手法は，評価対象地点において観察された断層変位特性を活用するものであり，Direct Approach とも呼ばれている。変位アプローチ手法は，評価対象地点を含む敷地及び敷地近傍において，主断層，副断層を問わず，当該断層の変位量，活動性等に関する調査情報が十分に存在する場合に用いられる。したがって，変位アプローチにおいては断層変位量の距離減衰モデルは必要ない。

注記 2　地震アプローチ手法は，上記調査情報が必ずしも十分でない場合に用いられるものであり，Cornell（1968）[(8)]によって提案された確率論的地震動ハザード解析（Probabilistic Seismic Hazard Analysis，PSHA という）の方法を参考にしたものである。

d) 変位アプローチ手法のパラメータの設定　変位アプローチ手法では，評価対象地点における調査結果に基づき，対象断層が活動する 1 年当たりの頻度，断層変位量の分布等からパラメータを設定し，特定震源による変位量の超過頻度を求める。**【附属書 H（参考）参照】**

注記　Youngs 他（2003）[(1)]は，変位アプローチ手法を適用したPFDHAを実施しており，同手法のパラメータの設定に当たって参考となる。

e) 地震アプローチ手法のパラメータの設定

1) 一般事項　地震アプローチ手法における評価対象地点と主断層及び副断層との位置関係の概念を**図 6.2.1** に示す。

1-1)　評価対象地点が主断層の直上に位置している場合には，当該主断層による断層変位量の年超過頻度（下記 **6.2.1.4 e)2)**），及び評価対象地点の周辺に存在する主断層の活動

公表審査用

の影響によって評価対象地点で生じ得る副断層の断層変位量の年超過頻度（下記 **6.2.1.4 e)3)**）の和を求める。

1-2) 評価対象地点が主断層の直上に位置していない場合には，主断層による断層変位量の年超過頻度（下記 **6.2.1.4 e)2)**）を求める必要はなく，副断層の断層変位量の年超過頻度（下記 **6.2.1.4 e)3)**）だけ計算すればよい。

1-3) 副断層による断層変位の年超過頻度（下記 **6.2.1.4 e)3)**）を評価する場合は，複数の主断層による影響の総和を評価する。

1-4) 主断層及び副断層による断層変位を対象とするが，それぞれの取り扱いの適用範囲の違いに留意する。したがって，上記 **1-2)**及び **1-3)**だけが対象になることを留意する。

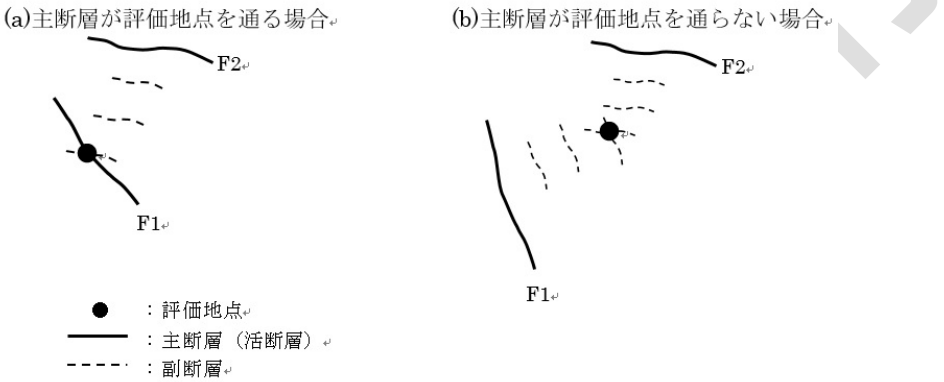


図 6.2.1－主断層と評価対象地点との位置関係の概念[3]

（出典：高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).）

注 著者の許可を得て，原図の凡例「活断層の活動による主断層」を「主断層（活断層）」に，活断層の活動による副断層」を「副断層」に修正し，F1及びF2の凡例を削除した。

2) 主断層を対象としたモデルの設定 主断層における断層変位の年超過頻度は，次のパラメータの積として評価してもよい。

ν_0 ：主断層が活動する1年当たりの頻度

P_{1p} ：主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} ：主断層の断層変位が地表で発生した場合に，その断層変位が評価対象地点で発生する確率

P_{3p} ：主断層の断層変位が評価対象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

注記 Youngs他（2003）[1] はP_{2p}を導入していない（P_{2p}=1に相当）。一方，高尾他（2013）[3]では，主断層の断層変位が地表で発生する場合には必ずしも震源断層全長にわたって生じるわけではないことを考慮し，P_{2p}を導入している。

3) 副断層を対象としたモデルの設定 副断層における断層変位の年超過頻度は，次のパラメータの積として評価してもよい。**【附属書H（参考）**参照】

ν_0 ：主断層が活動する1年当たりの頻度

P_{1p} ：主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} ：主断層が活動したときに主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対象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

副断層を生じさせ得る主断層が評価対象地点の周辺に複数存在する場合は，評価対象地点に影響を及ぼし得る主断層を選定した上で，それらの主断層の各々が当該副断層において，ある断層変位量を発生させる年超過頻度を求め，その総和を当該副断層におけるその断層変位量の年超過頻度とする。

注記 高尾他（2013）(3)は，副断層を対象としたPFDHAに必要となる各種評価式を提案している。**【附属書J（参考）**参照】また，高尾他（2014）(4)及び高尾他（2016）(5)は，模型実験等に基づき各種評価式を再提案している。**【附属書K（参考）**参照】

f) 特定震源による断層変位モデルにおけるロジックツリーの分岐として考慮する項目の設定

1) 一般事項 特定震源による断層変位モデルにおけるロジックツリーの分岐として考慮する項目の設定においては，偶然的不確実さを対象としたパラメータ設定を参照した上で，それらのパラメータに関する認識論的不確実さを分析し，ロジックツリーで考慮すべき具体的な項目を選定する。**【附属書 L（参考）**参照】選定した項目に関する情報の質又は量が乏しいと判断される場合には，その旨を報告書に示す。

2) 変位アプローチ手法の場合

2-1) 変位アプローチ手法における主断層では，活動性，平均活動間隔，平均変位速度，１回当たりの平均変位量の各評価において，認識論的不確実さの検討を行う。

2-2) 変位アプローチ手法における副断層では，活動性，平均活動間隔，平均変位速度，１回当たりの平均変位量の各評価において，認識論的不確実さの検討を行う。

3) 地震アプローチ手法の場合

3-1) 地震アプローチ手法における主断層では，上記変位アプローチ **2-1)**に加えて，断層長さ，断層幅，断層面の傾斜角，断層運動のタイプ（正，逆，横ずれ），マグニチュード，変位分布（一様性／非一様性含む），選定する評価式の各項目において，認識論的不確実さの検討を行う。そこで，ロジックツリー作成において，これらの認識論的不確実さ要因に対して分岐を設ける等適切に考慮する。

3-2) 地震アプローチ手法における副断層では，主断層からの距離，選定する評価式の各項目において，認識論的不確実さが存在する。そこで，ロジックツリー作成において，

認識論的不確実さ要因を適切に考慮する。

6.2.1.5　領域震源による断層変位モデルのパラメータの設定手順

領域震源による断層変位モデルの設定は，次の項目について，手順に従い実施する。

①領域震源による断層変位モデル設定のための地震関連情報の選定
②領域震源による断層変位モデルのパラメータの設定
③領域震源による断層変位モデルにおける認識論的不確実さの分析・選定

領域震源による断層変位モデルのパラメータの設定では，まず，**5.2.2** で整理・分析した情報を用いて行う。モデルの設定に際し，評価サイト周辺地域の地震地体構造，過去の地震等から，グーテンベルグ・リヒター則のパラメータ，特定震源がない地域における主断層の発生確率等を設定する。

注記　領域震源のモデル化に当たっては，**6.2.1.4** に示した特定震源による断層変位モデルと同様の手法を適用してもよい。ただし，主断層の発生確率（P_{1p}）及び主断層の断層変位量に関する評価式については，活断層の存在が知られていない場所で発生した地震の地表地震断層のデータに基づいて策定された評価式が神田他（2019）[9]によって提案されており，領域震源のモデル化に当たって参考にしてもよい。**【附属書 I（参考）**参照**】**

6.2.2　断層変位量の距離減衰モデルの設定

6.2.2.1　一般事項

断層変位量の距離減衰モデルの設定では，次の項目について手順に従い実施する。

①サイト周辺の断層変位量の距離減衰特性の把握　（**6.2.2.2** に記載）
②断層変位量の距離減衰モデル用の距離減衰式の選択　（**6.2.2.3** に記載）
③主断層用の距離減衰式を用いた手法におけるパラメータの設定　（**6.2.2.4** に記載）
④副断層用の距離減衰式を用いた手法におけるパラメータの設定　（**6.2.2.5** に記載）
⑤断層変位量の距離減衰モデルにおけるロジックツリー分岐において考慮する項目の設定
（**6.2.2.6** に記載）

6.2.2.2　サイト周辺の断層変位量の距離減衰特性の把握

a)　一般事項　サイト周辺の断層変位量の距離減衰特性の把握では，既往の国内外の主断層及び副断層を対象とした距離減衰式の特性を分析する。**【附属書 J（参考）**参照**】**

6.2.2.3　断層変位量の距離減衰モデル用の距離減衰式の選択

a)　一般事項　断層変位量の距離減衰モデル用の距離減衰式には，主断層を対象とした距離減衰式及び副断層を対象とした距離減衰式が提案されているので，目的に応じて選択する。

1)　主断層及び副断層による断層変位を対象とするので，それぞれの距離減衰式を対象とする。ただし，それぞれの取り扱いの適用範囲の違いに留意する。

2)　領域震源による断層変位モデルでは，主断層を対象とした断層変位量も評価するの

で，主断層を対象とした距離減衰式の内容も示す。

6.2.2.4 主断層用の距離減衰式を用いた手法におけるパラメータの設定

a) 一般事項 主断層の断層変位量は，主断層沿いの位置によって変化することが知られているので，既往の距離減衰式から目的に応じて選択する。

注記 1 Youngs 他（2003）(1)，Petersen 他（2011）(2)，Moss and Ross（2011）(10)，高尾他（2013）(3)では，断層変位量が断層中央部を中心に対称に分布すると仮定して整理するのが一般的である。

注記 2 既往の提案式のほとんどは中央部から端部に向かって断層変位量が小さくなる式であり，主断層沿いの距離減衰式と呼ばれることもある。

注記 3 整理の仕方の違いとして，主断層の最大変位量で基準化した式及び主断層の平均変位量で基準化した式が提案されている。**【附属書 J（参考）**参照】

注記 4 主断層沿いの変位量(D)の分布は，主断層セグメントの長さが長い場合には断層の中央部ほど変位量が大きく，端部ほど小さい傾向がある。一方，短い場合にはその傾向が認められない。そこで，断層セグメントの長さを分けて評価する。**【附属書 J（参考）**参照】

6.2.2.5 副断層用の距離減衰式を用いた手法におけるパラメータの設定

a) 一般事項 副断層のパラメータの設定においては，副断層における断層変位の発生確率及び副断層の断層変位量を各々の距離減衰式に基づき設定する。**【附属書 J（参考）**参照】

b) 副断層の発生確率に関する距離減衰式

1) 副断層の発生確率に関する距離減衰式には，主断層の地震規模（マグニチュード）に依存する式及び評価対象の平面的な大きさ（格子寸法）に依存する式が提案されているので，目的に応じて選択する。

2) 副断層の発生確率に関する距離減衰については，マグニチュードよりも格子寸法依存性の方が発生確率に与える影響が大きいので，それらのパラメータの影響度合いを踏まえて判断する。また，格子寸法依存性を考慮する場合は，評価対象の平面的な大きさ（建屋・構築物の大きさ）と同程度の格子寸法を用いて得られた副断層の発生確率の距離減衰式を適用する。

c) 副断層の断層変位量に関する距離減衰式

1) 副断層の断層変位量に関する距離減衰式には，主断層の最大変位量で基準化した式及び主断層の平均変位量で基準化した式が提案されているので，目的に応じて選択する。

注記 高尾他（2014）(4)は，模型実験及び数値シミュレーション結果に基づき，副断層の断層変位量のデータを補完して，副断層の変位量に関する距離減衰式を再提案している。**【附属書 K（参考）**参照】

2) 副断層の断層変位量は，地震のマグニチュードに依存するので，マグニチュードを説明変数として採用し得るほどのデータが豊富に存在する場合には，基準化する必要はない。実際にはそれほど多くのデータが存在するわけではないので，基準化した式を用い

ることが望ましい。

3) 基準化した式においては，基準化した断層変位量の確率密度関数の立ち上がり勾配の程度に応じた確率密度関数を設定しているかを確認する。

注記 高尾他（2016）[5]は，確率密度関数の客観性向上の一環として，ガンマ分布の形状母数及び尺度母数を最尤推定法に基づき再決定している。その結果，主断層からの距離が 5km 程度までについてはより適切な評価が可能となったが，距離が遠い場合はデータ数が少ないため，データが増えた場合の更なる見直しが課題として指摘されている。**【附属書 K（参考）**参照】

6.2.2.6 断層変位量の距離減衰モデルにおけるロジックツリー分岐において考慮する項目の設定

地震アプローチ手法に関わる認識論的不確実さの分析に当たっては主断層と副断層とに分けて行う。そして，それぞれの断層の各評価における認識論的不確実さをロジックツリーの分岐として考慮する。**【附属書 L（参考）**参照】その際，次の項目に留意する。

1) ロジックツリーの作成において，これらの要因を適切に考慮する。

2) 選定した要因に対する情報の質又は量が乏しいと判断される場合には，その旨を報告書に示す。

6.2.3 ロジックツリーの作成

6.2.3.1 一般事項

ロジックツリーの作成では，**4.2** に従い，次の手順で実施する。

①ロジックツリーで考慮すべき不確実さの選定　（**6.2.3.2** に記載）

②専門家活用水準ごとのロジックツリー作成手順　（**6.2.3.3** に記載）

6.2.3.2 ロジックツリーで考慮すべき不確実さの選定

PFDHA の評価者は，特定震源による断層変位モデルのパラメータの設定（**6.2.1.4**），領域震源による断層変位モデルのパラメータの設定（**6.2.1.5**），断層変位量の距離減衰モデルのパラメータの設定（**6.2.2.6**）において，それぞれ選定した認識論的不確実さを対象として，ロジックツリーを作成しなければならない。

対象となる認識論的不確実さは，断層変位モデル及び断層変位量の距離減衰モデルの設定過程において，判断が分かれる項目，評価方法が複数存在する項目等を選定する。

ロジックツリーの作成に当たっては，考えられる全ての不確実さを考慮する。**【附属書 L（参考）**参照】

注記 Suzuki and Annaka（2015）[11]は，日本で提案された評価式及び海外で提案された評価式をロジックツリーで取り扱っている。**【附属書 M（参考）**参照】海外のデータに基づいて策定された評価式をロジックツリーに含める場合は，日本国内のデータに基づいて策定された評価式との差異を十分に理解した上で，重み付けを実施する。

6.2.4 断層変位ハザード曲線の評価

6.2.4.1　一般事項

断層変位ハザード曲線の評価では，次の項目について，手順に従い実施する。

①断層変位ハザード曲線の概略評価　（**6.2.4.2** に記載）

②炉心損傷頻度評価のための断層変位ハザード曲線の評価　（**6.2.4.3** に記載）

6.2.4.2　断層変位ハザード曲線の概略評価

断層変位ハザード曲線の概略評価に当たっては，効率よく評価を行うことに留意する。そのための手順として，まず，概略のハザード曲線の評価を行い，ハザード曲線を特定震源による変位と領域震源による変位とに大別した上で，更に，特定震源による変位量及び領域震源による変位量のそれぞれに含まれる断層変位量の内訳を明示する。次いで，これらの内訳から全断層変位のハザード曲線に寄与するものとしないものに大別し，断層変位ハザード曲線に与える影響の大小を把握した上で，断層変位モデル及び断層変位量の距離減衰モデルの設定並びにロジックツリーの分岐及び重みの検討を行う。このプロセスを報告書に示す。

6.2.4.3　炉心損傷頻度評価のための断層変位ハザード曲線の評価

a)　一般事項　炉心損傷頻度評価では，炉心損傷頻度を炉・年当たりの発生頻度（回/炉・年）として求めるため，地震の発生頻度，地震が発生した場合の断層変位の条件付き発生確率を考慮することが可能な断層変位モデルを選択する。次いで，断層変位の大きさを求めるために，断層変位量の距離減衰モデルを選択する。そして，各組合せを対象として，ロジックツリーを用いて断層変位ハザードの不確実さ評価手順に従い，不確実さ評価を行う。

b)　断層変位ハザードの不確実さ評価手順　断層変位ハザードの不確実さ評価では，**6.2.3** で作成したロジックツリーを用いて，不確実さ評価手順に従い，不確実さ評価を実施する。次に，不確実さ評価手順を示す。

1)　感度解析による不確実さの絞込み及び断層変位ハザードの概略の把握　断層変位ハザード評価では，まず，次の項目の各モデルにおける認識論的不確実さの選定結果から，ハザードの不確実さに有意な影響を及ぼすことが想定される要因を選定する。

①**6.2.1.4** 特定震源による断層変位モデルのパラメータの設定

②**6.2.1.5** 領域震源による断層変位モデルのパラメータの設定

③**6.2.2** 断層変位量の距離減衰モデルのパラメータの設定

次いで，選定された要因を対象として感度解析を行う。そして，感度解析結果から断層変位ハザードの不確実さに対して影響が大きな要因を抽出し，断層変位ハザードの概要を把握する。

注記　不確実さには，偶然的不確実さ及び認識論的不確実さの 2 種類がある。高尾他（2013）[(3)]は，偶然的不確実さを確率密度関数として考慮した上で，認識論的不確実さを可変パラメータとして実施した PFDHA の評価例を複数示しており，感度解析の一例として参考となる。**【附属書 M（参考）**参照】

2)　ロジックツリー作成　**1)**で絞り込んだ重要な要因を対象として，それらの要因の技術

的な難易度を分析するとともに，分析結果に基づき **4.2.2** のロジックツリー作成レベルを判断し，各作成レベルの手順に従い，各評価項目の分岐と重みとを考慮して，ロジックツリーを作成する。

3) 断層変位ハザード曲線の評価手法の選択及び定量評価 断層変位ハザード曲線群の算定方法には，次の二つの手法がある。作成したロジックツリーの分岐の性質（離散量，連続量）と分岐の総数とを考慮して適切な手法を選択する。

①ロジックツリーの全分岐について断層変位ハザード曲線を求める手法

②モンテカルロシミュレーションによって断層変位ハザード曲線を求める手法

選択した手法を用いてロジックツリーの分岐ごとに断層変位ハザードを評価し，ハザード曲線群を求める。

4) 不確実さの定量評価 **3)**で評価した断層変位ハザード曲線群を基に，フラクタイル断層変位ハザード曲線群を評価し，断層変位ハザード評価での不確実さの分布形状を求める。

中央値ハザード曲線又は平均値ハザード曲線については，得られた分布形状を考慮して，断層変位ハザード曲線群の代表値としての妥当性を検討する。妥当でないと判断された場合には，複数のアグリゲート断層変位ハザード曲線をもって断層変位ハザード曲線の代表値としてもよい。なお，明らかに特性の違う複数のハザード曲線群が存在する場合に，特性に応じてグループ分けし，グループごとに求めた断層変位ハザード曲線の代表値（例えば平均値）のことをアグリゲート断層変位ハザード曲線という。

c) 断層変位ハザード評価における留意事項 断層変位ハザード曲線からはスカラー量の変位のみが与えられる。そこで，断層変位量に対する建屋・機器フラジリティ評価では，評価対象地点の断層の調査結果から得られる走向・傾斜等の情報を考慮した評価手法を検討することが望ましい。

6.3 地表面での断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換

a) 一般事項 PFDHA に基づく断層変位ハザード評価結果を踏まえて断層変位 PRA を実施するために，地表面での断層変位量を建屋・構築物の断層変位作用位置まで変換する場合は，断層変位に関する地盤伝達率を用いて，地表面での断層変位ハザード曲線を解放基盤表面の断層変位ハザード曲線に変換する。この際，解放基盤表面での断層変位量の超過頻度は，変換前の超過頻度と同じとしてもよい。**【6.1.3.3** 参照**】【附属書 O（参考）**参照**】【附属書 AE（参考）**参照**】**

注記 1 この変換は，地表面での断層変位ハザード曲線の不確実さ評価で得られたフラクタイルハザードの中央値を，断層変位に関する地盤伝達率の中央値を用いて，解放基盤表面の中央値へシフトすることに相当する。断層変位に関する地盤伝達率は，1 より大きい場合，小さい場合，1 の場合（変わらない場合）のいずれも想定されることに留意する。

注記 2 変換に当たっては，地表面の距離減衰特性の中央値を，断層変位に関する地盤

伝達率の中央値を用いて解放基盤表面での距離減衰特性の中央値へシフトする。

b) 適用可能な手法 断層変位に関する地盤伝達率の評価に適用可能な既往手法として，次のものを用いてもよい。

①断層全体（深部断層及び浅部断層）の評価法

静的解析（食違い弾性論，有限要素法），動的解析（2 次元有限要素解析（FEM），3 次元 FEM 解析），運動学的手法，動力学的手法

②浅部断層（表層）の評価法

FEM，粒子法，個別要素法

c) 断層変位に関する地盤伝達率評価手法としての必要条件 断層変位に関する地盤伝達率評価手法としての必要条件は，次の項目である。

①断層全体（深部断層及び浅部断層）を対象とする。

②断層変位に関する地盤伝達率評価手法の妥当性の検証が可能なもの。例えば，過去の断層変位の観測事例による検証及び試験による検証が行われている実績があり，公開文献で妥当性確認に堪え得る情報をもつもの。

公衆審査用

7　建屋・機器フラジリティ評価

7.1　建屋・機器フラジリティ評価の流れ

建屋・機器フラジリティ評価は，次の手順に従って実施する（**図 7.1** 参照）。**【附属書 P（参考）**参照】

a)　評価対象及び損傷モードの設定　**5.2** で収集・分析した建屋・機器フラジリティ評価関連情報及び **5.6** で作成した建屋・機器リストに基づき，起因事象及び緩和系に着目し，対象とする建屋・機器を設定する。次いで，対象とする建屋・機器ごとに，損傷モード及び損傷部位を抽出し，損傷モードに関わる損傷の指標を設定する。ただし，対象とする建屋・機器の構造，寸法，形状，動作機構などを考慮して，それらをカテゴリに分類してもよい。評価対象物及びカテゴリ別に，不確実さ要因を分析し，偶然的要因及び認識論的要因に大別する。

b)　評価手法の選択　求められている評価精度及び用途に応じて評価手法を選択する。評価手法の選択に際しては，断層変位による損傷事例などによって妥当性が確認された評価手法を用いることとし，**4.2** に従い，専門家判断を活用して認識論的不確実さを評価する。評価手法としては，“現実的耐力と現実的応答とによる方法（応答解析に基づく方法）”，“現実的耐力と応答係数とによる方法”及び“耐力係数と応答係数とによる方法”がある。手法の選択に当たっては，これらのいずれかを選択してもよいし，これらを組合せてもよい。

c)　現実的耐力の評価　建屋・機器の損傷モードに対応した損傷部位における損傷の限界を耐力ととらえ，これを確率量として現実的に評価する。確率分布としては，一般的に対数正規分布を仮定する。その不確実さ要因は，偶然的不確実さ要因及び認識論的不確実さ要因に関わるものに分けて設定する。評価手法としては，実験を含む経験論に基づく手法，解析を含む理論に基づく手法並びに経験論及び理論を踏まえた工学的判断に基づく手法から選択する。**【附属書 P（参考）**参照】

d)　現実的応答の評価　建屋・機器の損傷モードに対応した損傷部位における断層変位に対する応答を確率量として現実的に評価する。確率分布としては，現実的耐力と同様に，一般的に対数正規分布を仮定する。その不確実さ要因は，偶然的不確実さ要因及び認識論的不確実さ要因に関わるものに分けて設定する。現実的応答評価におけるフラジリティ評価用の断層変位は，**6.3** から得られた解放基盤表面位置での断層変位ハザード評価結果に基づき，不確実さを考慮して評価する。

e)　フラジリティ曲線の算定　**7.1 b)**の評価手法の選択で挙げた“現実的耐力と現実的応答とによる方法（応答解析に基づく方法）”，“現実的耐力と応答係数とによる方法”及び“耐力係数と応答係数とによる方法”のいずれかの手法によって，建屋・機器のフラジリティ曲線を求める。ここで評価した建屋・機器フラジリティ評価結果は，**箇条 8** で用いる。

なお，事故シーケンス解析において，建屋崩壊，格納容器崩壊，原子炉圧力容器の損傷など，炉心損傷に直結するとみなす起因事象とその他の機器・配管系の局部損傷の起

因事象とに区分けする場合には，炉心損傷に直結する損傷モードとそれ以外の損傷モードとに区分けしてフラジリティ曲線を求める。

f)　損傷の相関の評価　断層変位量が大きい場合は，複数の機器・配管系が同時に損傷する，いわゆる共通原因損傷が生じると想定される。そのため，事故シーケンス評価において，複数の機器・配管系間の損傷の相関を考慮する。

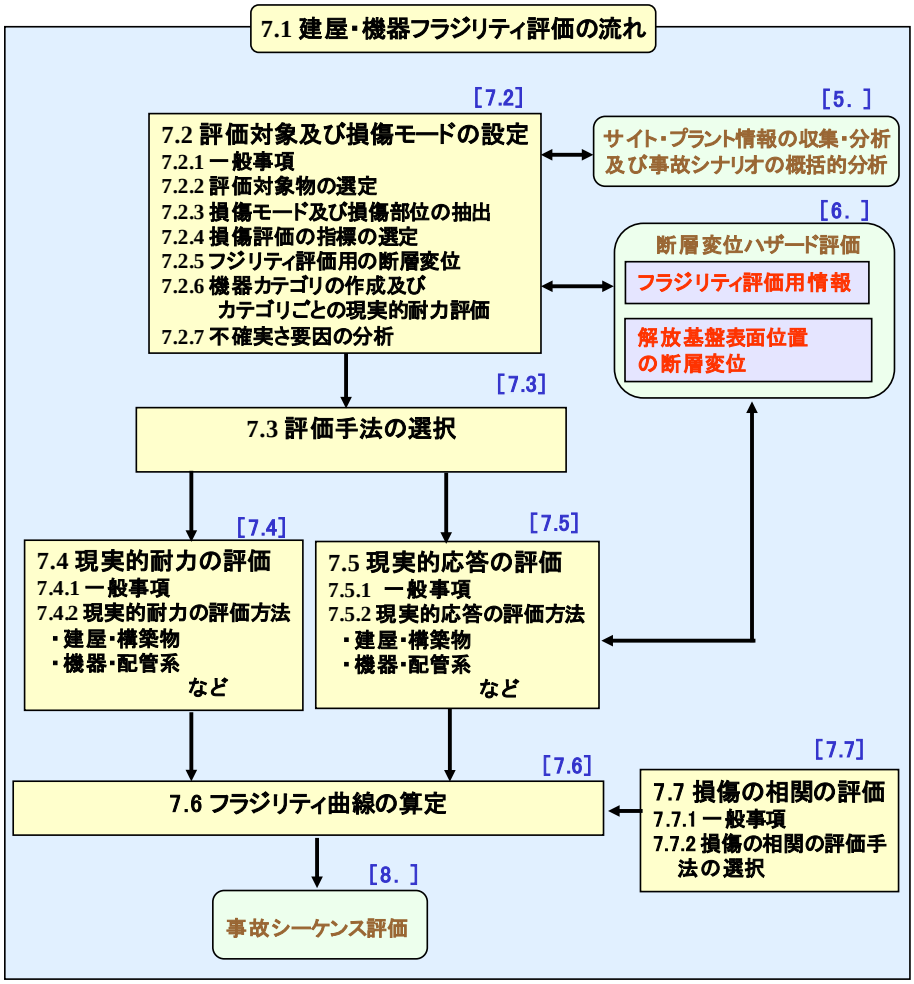


図 7.1ー建屋・機器フラジリティ評価手順

7.2　評価対象及び損傷モードの設定

7.2.1　一般事項

5.6 で作成された建屋・機器リストを踏まえてフラジリティ評価対象物を選定する。さらに，選定された評価対象物に対して，支配的又は潜在的な損傷モード及び損傷部位を抽出する。次に，抽出された損傷モード及び損傷部位に応じたフラジリティ評価のための損傷評価の指標を選定する。最後に，解放基盤表面位置からの断層変位伝ぱに伴う不確実さを適切に考慮し，建屋・機器フラジリティ評価用の断層変位を評価する。

なお，ここで設定したフラジリティ評価対象物，損傷モード，損傷評価の指標などの評

価条件は，断層変位ハザード評価及び事故シーケンス評価の実施者と調整及び共有することが望ましい。

7.2.2 評価対象物の選定

フラジリティ評価の対象は，箇条 **5** で作成された評価対象建屋・機器リストに記載されたものとする。**【附属書 Q（参考）**参照**】**

なお，評価対象物の絞込みを目的として次の **a), b)**の点に着目し，評価対象物の除外を行うスクリーニング，及び／又はある評価対象物を他に集約する代表評価を行ってもよい。ただし，過去の PRA で安全上重要な機器として挙げられているもの，過去の被害事例から損傷しやすいことが分かっている施設，設備などについてスクリーニングを検討する場合は，評価事例，評価対象物の状況などを比較し，評価事例と同様の観点で問題ないことを確認した上でスクリーングを行うことが望ましい。**【附属書 AG（参考）**参照**】**また，これらの検討に当たっては，事故シーケンス評価とフラジリティ評価との間で相互に調整・検討を行う。**【附属書 AC（参考）**参照**】**

a) 設計情報，設置位置，構造などを参考に，断層変位による影響に対して耐力又は応答の観点で十分な裕度を有し，断層変位に対する損傷確率が小さいと予想されるものは評価対象外としてもよい。

注記 評価対象物から除外できる施設及び設備の耐力の目安の設定は，その応答及びばらつきの大きさとも関連し一律の値を設定することが難しいため，プラントごとに検討を行うことが望ましい。**【附属書 R（参考）**参照**】**

b) 他施設及び設備に集約できるものは，代表施設及び設備以外は評価対象外としてもよい。例えば，同一のフォールトツリー上の施設及び設備であって，損傷の可能性が他の施設及び設備に比べて明らかに大きく，他の施設及び設備の損傷確率を代表できる場合は，その代表施設及び設備以外は評価対象外としてもよい。ただし，一つの施設及び設備が複数の機能をもつ場合及び複数の系統で用いられる場合もあるため，施設及び設備がもつ機能に留意して施設及び設備の除外又は統合を行う。

7.2.3 損傷モード及び損傷部位の抽出

損傷が発生した場合に，炉心，格納容器機能若しくは使用済燃料の健全性に対して，直接的又は間接的に影響を及ぼし得るものを対象とし，評価対象とする損傷モード及び損傷部位の抽出を行う。

なお，評価対象物に応じて複数の損傷モード及び損傷部位が存在し得るが，これらの中から支配的な損傷モード及び損傷部位だけを評価対象として選定してもよい。

a) 建屋・構築物 建屋・構築物などの直接的な崩壊（自重支持機能の喪失）及び機能喪失（機器の支持機能，耐漏洩機能などの喪失）に対して支配的な構造損傷モードを抽出する。

1) 建屋 建屋の機能喪失につながる構造損傷モードとしては，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が，断層変位に対しては，基礎版，地下外壁などの部材の曲げ破壊，せん断破壊などの支配的な構造損傷モードを抽出する。

注記　破壊が局部的な範囲である場合には，評価対象の機能喪失にはつながらない場合もあるので，損傷モードの抽出は対象としている機能の喪失との関連に着目することが重要である。

2)　屋外重要土木構造物　安全上重要な屋外土木構造物として，例えば，非常用海水取水系設備の取水ピット及び海水管ダクトが挙げられる。それらの構造物における損傷モード及び損傷部位は，次に示す①又は②に従って評価対象物の要求機能を踏まえて選定する。

①　取水ピットに要求される機能（性能）としては，取水機能，海水ポンプ支持機能などが挙げられる。取水機能としては，取水空間を確保するための耐荷性能，及び取水ピットからの過大な漏水を回避する止水性能を確保することが必要である。また，支持機能としては，海水ポンプ及び配管設置空間の確保並びに変形に対する配管支持機能の維持のために耐荷性能を確保する必要がある。

②　海水管ダクトに要求される機能（性能）としては，支持機能が挙げられる。支持機能としては，配管設置空間の維持及び変形に対する配管支持機能の維持のために耐荷性能を確保する必要がある。

3)　原子炉格納容器　原子炉格納容器の機能喪失につながる損傷モードとしては，本体の損傷に関わる損傷モード，耐圧機能の喪失に関わる損傷モード，隔離失敗に関わる損傷モード，圧力抑制機能の喪失に関わる損傷モードなどが想定され，それらの中から支配的な損傷モード及び損傷部位を選定する。**【附属書 S（参考），附属書 AH（参考）**参照】

b)　機器・配管系　評価対象物の要求機能を踏まえて損傷モード及び対応する損傷部位を選定する。評価対象物に要求される機能によって，損傷モードは，構造損傷モード及び機能損傷モードの 2 種類に大きく分類される。

熱交換器，タンクなどの静的機器の要求機能の喪失につながる損傷モードとしては，基礎ボルトの破断，胴板の座屈などの構造損傷モードが想定され，それらの中から支配的な損傷モード及び対応する損傷部位を選定する。また，配管系は配管系統数が多いため，評価対象とする代表損傷モード及び代表損傷部位を選定してもよい。

ポンプなどの動的機器，電気盤などの電気的機器の要求機能の喪失につながる損傷モードとしては，構造損傷モードに加え，軸固着，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気的機能を喪失する機能損傷モードが想定される。動的機器及び電気的機器については，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損傷部位を選定する。ただし，ポンプなどについては，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（原子炉補機冷却系統など）のバウンダリとし

ての機能をもつ場合があり，送水機能及び送水経路のバウンダリについては，構造損傷モード及び機能損傷モードを考慮する必要があるが，ポンプの冷却水のバウンダリの観点では構造損傷モードのみ考慮すればよい。**【附属書 S（参考）**参照】

c) 地盤 評価対象地盤としては，安全上重要な施設及び設備を支持する基礎地盤，それら施設及び設備の周辺斜面，シビアアクシデント対策設備に影響を及ぼす地盤及び搬入路が挙げられる。ここで，周辺斜面とは自然斜面及び人工的に造成された土構造物を示す。周辺斜面は建屋，開閉所，復水タンク（CST）などの屋外施設，取水ピットなどの地中構造物，送電網の鉄塔，貯水池などの敷地外構造物がその影響評価の対象となる。これらの評価対象地盤のうち，安全上重要な施設及び設備，並びにシビアアクシデント対策設備を支持する基礎地盤については，その不安定化（例えば地盤傾斜など）による影響を施設及び設備の損傷モードとして評価する。

地盤の損傷モード及び損傷部位は，次に示す①及び②を踏まえて選定する。

① 周辺斜面は，それが不安定化し，崩壊した土砂，土塊，岩塊などが安全上重要な施設，機器などに影響を及ぼさないこと並びに取水ピットなどの屋外重要土木構造物を閉塞して取水機能を阻害しないことが必要である。さらに，貯水池堤体のような土構造物では，それ自体の不安定化によってその機能喪失を生じないことが必要である。

② シビアアクシデント対策設備に影響を及ぼす搬入路は，走行性を確保することが必要である。

なお，周辺斜面については，周辺斜面自体の崩壊の可能性を施設及び設備の安全性に関わる間接的な損傷限界とみなし，その不安定化に関する指標（例えば，副断層をすべり面の一部とした斜面のすべり）を用いてもよい。**【解説 5.3** 参照】

d) その他 評価対象物の要求機能を踏まえて損傷モード及び損傷部位を選定する。

1) 使用済燃料プール 使用済燃料プールの機能喪失につながる損傷モードとしては，層崩壊に関わる損傷モード及び局部破壊（躯体及びライナの局部破損）に関わる構造損傷モードなどが想定され，それらの中から支配的な構造損傷モード及び損傷部位を選定する。ここで，燃料損傷に直結する損傷モード及び損傷部位としては，使用済燃料プールの崩壊シーケンスを踏まえて，当該層並びに当該層から下層の層崩壊を伴う曲げ及びせん断破壊を選定してもよい。**【附属書 S（参考）**参照】

2) シビアアクシデント対策設備 **b)**と同様に，損傷モードは，構造損傷モード及び機能損傷モードの 2 種類に分類される。電源車などの可搬式設備は，断層変位発生時には保管状態であり，断層変位発生後の復旧作業及び事象緩和において使用されるため，断層変位に対する転倒評価などによる構造損傷モードを選定する。また，使用場所の地盤が断層変位によって傾斜などの影響を受ける可能性がある場合には，その影響による機能損傷モードを選定する。

e) 留意事項 損傷モード及び損傷部位の選定に当たっては，断層変位量に加えて，断層

の形式，断層位置，断層傾斜角などに応じて損傷シナリオが異なることに留意する。**【附属書 AC（参考）**参照】

7.2.4 損傷評価の指標の選定

対象とする損傷モードにおける損傷の程度を適切に表すことができる物理量を選定する。選定に当たっては，現実的耐力評価に関わる指標に対応したものであることを考慮することが望ましい。

a) 建屋・構築物 建屋・構築物の損傷評価のために，建屋・構築物の非線形性の程度及び損傷モードに留意し，次の **1)～3)**に従い，損傷の程度を定量的に表すことができる適切な指標を選定する。**【附属書 T（参考）**参照】

1) 建屋 断層変位による建屋の支配的な損傷モードである部材の曲げ破壊及びせん断破壊に対する損傷評価の指標は，曲げモーメント，せん断力，ひずみなどから選定する。

2) 屋外重要土木構造物 断層変位の作用位置，変位量及び周辺地盤の状況を踏まえた損傷モードに応じ，層間変形角，せん断力，ひずみ，断層変位量－構造物変位量の関係，基礎底面の傾斜などから選定する。**【附属書 T（参考）**参照】

3) 原子炉格納容器 原子炉格納容器に想定される損傷モード及び損傷部位に応じて，せん断力などを指標とする。

なお，鋼製部位の損傷評価の指標は，**b)**の損傷モードと同様とする。

b) 機器・配管系 機器・配管系の損傷モード及び損傷部位に留意し，機器の損傷評価のための指標を次の **1)**及び **2)**に従い選定する。ただし，評価対象機器・配管系の特徴を踏まえて，次の **1)**及び **2)**に記載された以外の指標を選定してもよい。

1) 構造損傷モード 構造損傷モードの場合は，損傷モード及び損傷部位，並びに損傷限界点として採用する物性値などに応じて，応力，ひずみ，モーメントなどの荷重などを指標としてもよい。

2) 機能損傷モード 断層変位による傾斜などの影響を再現した試験結果に基づき現実的耐力を評価する場合は，試験条件とした傾斜角度などを指標とする。ただし，評価に用いる試験データの試験体の特徴などを考慮して，部品の設置位置，設備の重心位置，設備の設置床面上などの位置での傾斜角度などを指標としてもよい。

c) 地盤 対象とする地盤に応じ，次の **1)**及び **2)**に示した損傷評価のための指標を選定する。

1) 周辺斜面の損傷評価の指標としては，土砂，土塊，岩塊などの移動による変位量，衝撃力などから選定する。

2) シビアアクシデント対策設備に影響を及ぼす搬入路の損傷評価の指標としては，車両の走行性に関わる路面を支持する地盤の沈下量及び段差，周辺斜面の崩壊による路面上の土塊移動変位量，崩壊土の堆積量などから選定する。

d) その他

1) 使用済燃料プール 部材の曲げ破壊に対しては，曲げモーメント又は曲率とする。部

材のせん断破壊に対しては，せん断力又はせん断ひずみとする。また，局部破壊に対しては，応力，荷重，ひずみ，変形などから選定する。

2) シビアアクシデント対策設備 シビアアクシデント対策設備の損傷モード及び損傷部位に留意し，損傷評価のための指標を選定する。**b)**と同様に，構造損傷モード及び機能損傷モードについて選定する。

7.2.5 フラジリティ評価用の断層変位

6.3 で得られる断層変位は解放基盤表面位置で定義されており，フラジリティ評価対象物の設置位置と異なるため，解放基盤表面位置からの断層変位伝ぱに伴う不確実さを適切に考慮し，建屋・構築物及び地盤への入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）を評価する。**【附属書 O（参考）**参照】

7.2.6 機器カテゴリの作成及びカテゴリごとの現実的耐力評価

機器のフラジリティ評価では，個別機器ごとに現実的耐力評価及び現実的応答評価を行うことが一般的であるが，機器の構造，寸法，形状，動作機構などに応じてカテゴリ分類を行うことによって，分類ごとに評価及び検討を行ってもよい。**【附属書 U（参考）**参照】

また，**7.2.7** に示す不確実さ要因の分析において，横型の容器類などのように同等の応答特性をもつと考えられるカテゴリごとに不確実さ要因の分析を行い，分析結果を評価対象カテゴリ共通に用いてもよい。

7.2.7 不確実さ要因の分析

現実的耐力評価及び現実的応答評価に当たっては，現実的耐力及び現実的応答の確率量（又は確率量の中央値及び対数標準偏差）に影響を及ぼす要因を分析及び抽出する。

なお，不確実さ要因は，データ又は現象が持つ固有のランダム性による不確実さ要因（偶然的不確実さ要因）と解析手法及び／又はモデル化における知識及び認識に関わる不確実さ要因（認識論的不確実さ要因）とに可能な範囲で分離して，整理することが望ましい。

抽出された不確実さ要因の中から，最終的に得られる耐力及び応答に対して有意に影響する主要な不確実さ要因を抽出し，これらの主要な不確実さ要因だけによって現実的耐力評価及び現実的応答評価を行ってもよい。**【附属書 V（参考）**参照】

a) 建屋・構築物及び地盤 建屋・構築物及び地盤の現実的耐力評価並びに現実的応答評価において考慮すべき不確実さ要因の分析は，次に示す評価手順に従い行う。

なお，原子炉格納容器及び使用済燃料プールにおける鉄筋コンクリート部材の現実的耐力評価及び現実的応答評価において考慮すべき不確実さ要因の分析もこれに準じて取り扱ってもよい。**【附属書 V（参考）**，**附属書 AH（参考）**参照】

1) 現実的耐力評価 損傷モードに対応した損傷限界点の評価に関わる不確実さ要因を分析及び抽出する。次に示す項目などを考慮して，損傷限界点の不確実さ要因を抽出する。

・実験データ

・構造材料物性値（コンクリート強度，鋼材強度など）

・材料物性値（地盤材料の強度など）

・耐力評価式の式間の相違

2) 現実的応答評価 ①解放基盤表面位置での断層変位の評価，②建屋・構築物及び地盤への入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）の評価並びに③建屋・構築物及び地盤の断層変位に対する応答評価に分類して，次に示す各評価項目に関わる主要な不確実さ要因を抽出する。**【附属書 AE（参考），附属書 AF（参考），附属書 AI（参考）**参照】

①解放基盤表面位置での断層変位の評価（**6.3** 参照）

・断層変位量，断層の形式，断層位置及び断層傾斜角

②建屋・構築物及び地盤への入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）の評価

・解放基盤表面位置から建屋・構築物基礎底面位置などへの断層変位伝ぱを評価するための断層を考慮した地盤モデル

・基礎の拘束効果及び上載圧による影響

・建屋・構築物基礎下端への入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）の作用位置

③建屋・構築物及び地盤の断層変位に対する応答評価

・建屋・構築物モデル

・断層を考慮した地盤－建屋・構築物連成系モデル

・断層を考慮した地盤モデル

・断層変位に対する応答解析手法

b) 機器・配管系 機器・配管系の現実的耐力評価及び現実的応答評価において考慮すべき不確実さ要因の分析に関わる基本的な評価手順を次に示す。

なお，原子炉格納容器の鋼製部分及びシビアアクシデント対策設備の現実的耐力評価及び現実的応答評価において考慮すべき不確実さ要因の分析もこれに準じて取り扱ってもよい。**【附属書 V（参考），附属書 AH（参考）**参照】

1) 現実的耐力評価 機器・配管系の現実的耐力評価では，損傷モードは構造損傷モード及び機能損傷モードに大別されるので，それぞれを分けて不確実さ要因を示す。

1.1) 構造損傷モード 損傷限界点の評価に関わる不確実さ要因を分析及び抽出する。損傷限界点としては，引張強さ又は降伏点が用いられるが，一般に材料によってこれらの中央値及び不確実さは異なるため，材料の種類に応じた評価を行う。

なお，シビアアクシデント対策設備などの転倒に着目した評価を行う場合には，損傷限界点として傾斜角度が用いられるが，この中央値及び不確実さは一般に機器ごとに異なるため，個別の機器についての評価を行う。

また，耐力評価に用いる応力及び強度評価手法についても不確実さ要因が内在し得るが，一般に現実的耐力に与える影響は小さいものと考えられることから，その影響

が大きいことが確認されている場合を除き，評価対象外としてもよい。

1.2) 機能損傷モード 損傷限界の評価として断層変位による傾斜などの影響を再現した試験結果が用いてもよい。ただし，利用可能な試験データは試験設備の性能上の制限などから現実的な損傷限界を示すものではない場合があることから，このような試験データを基に損傷限界点を評価する場合に保守性及び不確実さが伴うことに留意する。

なお，試験によらず解析的に評価を行う場合，又は文献及び工学的判断に基づく評価を行う場合は，構造損傷モードにおける現実的耐力評価と同様の不確実さ要因を考慮する。

2) 現実的応答評価 機器・配管系の現実的応答評価では，解析結果に基づく方法，又は断層変位による傾斜などの影響を再現した試験結果に基づく方法で不確実さ要因を評価する。

2.1) 解析結果に基づく応答評価 評価対象物の特徴に応じて，不確実さ要因を取捨選択する。ただし，機器・配管系本体の応答に関わる不確実さ要因の評価として次の要因を考慮する。**【附属書 AI（参考）**参照】

・入力断層変位の作用点
・応答解析手法及びモデル
・方向成分の組合せ
・応答の非線形性

建屋・構築物内に設置されるものについては，これらの要因に加え，上記 **a) 2)**に示す建屋・構築物の応答に関する不確実さ要因を考慮する。

注記 対象機器・配管系によって断層変位に対する応答解析手法が異なり，それぞれ具体的に影響する不確実さ要因の種類及び影響度合いが異なることに留意する。

2.2) 試験結果に基づく応答評価 断層変位による傾斜などの影響を再現した試験において，実機と同じ設備の試験体を実機と同じ固定条件によって試験が行われている場合には，機器自身の応答に関わる不確実さ要因は考慮する必要はない。ただし，縮小試験体を用いるなど実機と異なる条件での試験結果を用いる場合には，実機への適用に関わる不確実さ要因を分析のうえ考慮する必要がある。

なお，文献及び工学的判断に基づく評価を行う場合，又は試験によらず解析的に評価を行う場合は，構造損傷モードにおける現実的応答評価と同様の不確実さ要因を考慮する。

7.3 評価手法の選択

フラジリティ評価手法としては，次のいずれかを用いることができる。

①現実的耐力と現実的応答とによる方法（NRRC 法などの応答解析に基づく方法）
②現実的耐力と応答係数とによる方法（原研法に基づく方法）

公衆審査用

③耐力係数と応答係数とによる方法（応答係数に基づく方法）

評価手法の選択に際しては，利用可能な資源などの観点からいずれかの手法を選択する**【附属書 W（参考）**参照**】**。ただし，必要に応じて，適宜組合せて評価を実施してもよい。評価手法の選択に際しては，断層変位による損傷事例などによって妥当性が確認された評価手法を用いることとし，**4.2** に従い，専門家判断を活用して認識論的不確実さを適切に評価する**【附属書 AD（参考），附属書 AE（参考）**参照**】。**

a) 手法の選択 フラジリティ評価には現実的耐力と現実的応答とによる方法を用いることが望ましい。ここで，各手法における現実的応答の一般的傾向を踏まえて評価手法を選択してもよい**【附属書 W（参考）**参照**】。**

b) 利用可能な資源 作業量及び評価に要する時間を重視する場合には耐力係数と応答係数とによる方法を用いてもよい。ただし，耐力係数と応答係数とによる方法を用いる場合には，断層変位に関する設計体系がないので，対象とする構造解析を明確にし，この解析における耐力及び応答の保守性要因を同定して，耐力係数と応答係数を求めることに留意する。

c) その他 建屋・構築物及び機器・配管系の応答特性などの特徴並びに利用可能な情報などに応じて，評価対象物ごとに最適な方法を選択してもよい。

7.4 現実的耐力の評価

7.4.1 一般事項

機器・配管系，建屋・構築物及び地盤のフラジリティ評価では，断層変位に対する現実的耐力及び現実的応答の確率分布を評価して，フラジリティ曲線の算定を行う。これに対して，建屋・構築物，機器・配管系及び地盤の断層変位に対する決定論的な裕度評価では，確定的な断層変位，物性値などに対応した，不確実さ及び保守性に配慮した基準応答及び設計耐力を用いることが一般的である。現実的耐力の一般的な概念を**図 7.2** に示す。ここでは，偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮した現実的耐力評価の基本的な考え方を記載する。

なお，現実的耐力の評価対象としては，構造物全体又は構造要素が外力（荷重）に対して耐え得る応力，変形の限界（構造損傷限界）及び必要な機能が保持される限界（機能損傷限界）が考えられる。

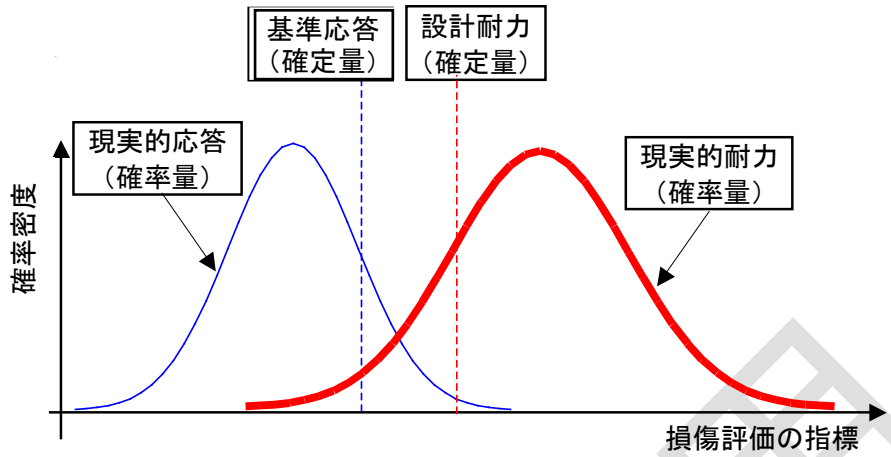


図 7.2－現実的耐力の一般的な概念（模式図）

現実的耐力の評価には，各損傷モードに対応した損傷部位における構造損傷又は機能損傷に関する損傷限界の評価が必要である。損傷限界は次の方法によって評価する。

・実験に基づく方法
・実験を含む経験論に基づく方法
・解析を含む理論に基づく方法
・工学的判断に基づく方法

損傷限界は確率変数として評価されるため，いずれの方法によっても確定的な損傷限界しか与えられない場合には，材料物性値などを確率変数とした不確実さ解析手法を用いて損傷限界の不確実さを評価する。特に複数の損傷モードに対して損傷限界を評価する場合には，用いる評価方法の精度，それぞれの損傷モードの重要性及び炉心損傷頻度に与える影響度に応じて，損傷限界の信頼度及び重要性は一律ではないことに留意する。また，現実的耐力に関わる損傷限界の評価に当たって，耐力と応答との相関性が大きい場合には，その影響を適切に考慮する。

7.4.2　現実的耐力の評価方法

7.4.2.1　建屋・構築物

7.2.3 及び **7.2.4** で抽出された損傷モード及び損傷評価の指標に対応した現実的耐力を評価する。その場合，**7.2.7** で分析した現実的耐力評価に関わる不確実さ要因を考慮する。建屋・構築物の現実的耐力の中央値及び標準偏差は，試験データを統計処理して評価する方法，数値解析を用いて評価する方法又は各種基規準類に記載された耐力式を用いて評価する方法のいずれかの方法を用いて評価する。また，耐力式の選定は，その適用範囲に留意する。ただし，上記に示すいずれによっても現実的耐力を評価することが困難な場合には，簡易耐力式に基づき評価してもよい。**【附属書 X（参考）**参照】

7.4.2.2　機器・配管系

機器・配管系に関して選定した損傷モード及び損傷評価の指標に対応した現実的耐力を

評価する。その場合，**7.2.7** で分析した現実的耐力評価に関わる不確実さ要因を考慮する。また，構造損傷モード及び機能損傷モードについて損傷部位における現実的耐力を評価する。

a) 構造損傷モード 構造損傷モードに対する評価に当たっては，対応する現実的耐力としては損傷部位の使用材料の降伏点及び引張強さを用いる。また，シビアアクシデント対策設備などの転倒に着目した評価を行う場合には，損傷限界点として傾斜角度を用いる。

なお，規格などに記載された値及びミルシートに記載された実降伏点及び実引張強さに工学的判断を加え設定した値を現実的耐力として適用してもよい。**【附属書 Y（参考）**参照】

b) 機能損傷モード 動的機器及び電気品の機能損傷モードに対する耐力評価に当たっては，断層変位による傾斜などの影響を再現した試験結果を用いる。機器の動的機能限界試験による限界値及び動的機能維持限界の把握に着目した機能確認試験における機能確認済値を基に機能損傷モードに対する現実的耐力を評価する。

なお，断層変位 PRA に向けたフラジリティデータの整備を目的として，代表的な設備に対する断層変位による傾斜などの影響を再現した限界試験結果が利用可能な場合には，これらの試験結果を基に，適切に安全裕度を考慮した上で既往の試験対象機器以外の同種及び同型式の機器へ適用し，現実的耐力を評価してもよい。また，上記のような試験によらず，軸受面圧，潤滑油の供給性能などの機器の機能維持に関連する要因について，解析的な評価又は文献及び工学的判断に基づき現実的耐力を評価してもよい。**【附属書 Y（参考）**参照】

7.4.2.3 地盤

7.2.3 及び **7.2.4** で抽出された損傷モード並びに損傷評価の指標に対応した現実的耐力を評価する。その場合，**7.2.7** で分析した現実的耐力評価に関わる不確実さ要因を考慮する。

a) 周辺斜面の現実的耐力 周辺斜面の崩壊による土塊及び岩塊の衝撃力などの施設及び設備への作用を求める場合，施設及び設備に作用する衝撃力などを手法によって求め，その作用に対する対象施設及び設備の現実的耐力を評価する。また，周辺斜面の崩壊による移動土塊量に基づいて算出した取水ピットなどの閉塞率のように，施設及び設備への影響について，より直接的に着目した地盤の損傷評価の指標を用いる場合には，影響を及ぼす施設及び設備に応じて規定する。

なお，地盤材料の強度特性の空間分布について空間的相関の影響が大きい場合には，地盤調査結果に基づき空間的相関を適切に考慮することが望ましい。

b) シビアアクシデント対策設備に影響を及ぼす搬入路の現実的耐力 許容沈下量及び許容段差の場合，車種に応じた走行性能によって規定し，土塊の許容移動変位量又は崩壊土の許容堆積量は走向路面上での車幅を確保可能な移動変位量又は堆積量として評価する。

公衆審査用

7.4.2.4　その他

a)　使用済燃料プール　**7.2.3** 及び **7.2.4** で抽出された損傷モード並びに損傷評価の指標に対応した現実的耐力を評価する。その場合，**7.2.7 a)**で分析した現実的耐力評価に関わる不確実さ要因を考慮する。

b)　シビアアクシデント対策設備　**7.2.3** 及び **7.2.4** で抽出された損傷モード並びに損傷評価の指標に対応した現実的耐力を評価する。その場合，**7.2.7 b)**で分析した現実的耐力評価に関わる不確実さ要因を考慮する。ここで，各損傷モードに対して，機器・配管系における現実的耐力の評価方法に準じて評価する。

7.5　現実的応答の評価

7.5.1　一般事項

フラジリティ評価においては，入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位），物性値などの不確実さ，保守性などを踏まえて，**図 7.3** に示す断層変位作用時の現実的応答の確率分布を算定する。現実的応答の評価に当たっては，不確実さ要因の分析結果に基づき，応答評価に有意な影響を与えるものを考慮する。

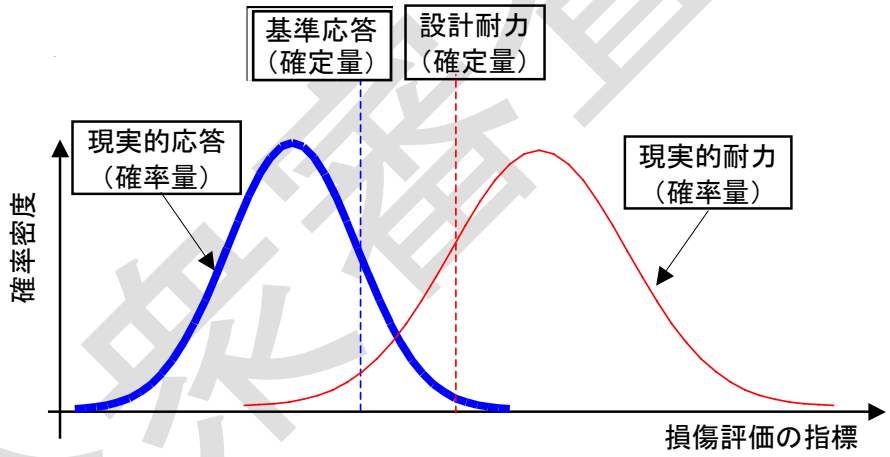


図 7.3－現実的応答の一般的な概念（模式図）

ここで，現実的応答の具体的評価方法には，次に示す **a)**又は **b)**のいずれかを用いる。前者が新規の応答解析に基づく評価結果であるのに対して，後者は確定的な断層変位，物性値などに対応した基準応答値に基づく比較的簡易な評価結果である。いずれの方法を用いる場合でも、妥当性確認事例の有無に留意する。

a)　応答解析に基づく方法　現実的なデータ諸元に基づく断層変位に対する応答解析を実施して，その現実的応答を評価する。応答解析に基づく方法では，物性の非線形性及び断層変位ハザード評価の不確実さ（超過頻度に応じた断層変位量，断層の形式，断層位置及び断層傾斜角）を考慮した応答を直接求める。フラジリティ評価用の断層変位量を連続的に変えて応答を求めることが困難であるため，フラジリティ評価用の断層変位量を離散的に設定し，離散的に求めた現実的応答の確率分布に基づき損傷確率を評価する。

ここで，現実的応答の評価に用いる解放基盤表面位置における断層変位は，**6.3** で得られる断層変位とする。

b) 応答係数に基づく方法 この手法では線形応答を前提として，確定的な断層変位，物性値などに対応した基準応答に内在する保守性を応答係数として係数化し，基準応答及び応答係数を用いることによって現実的応答を評価する。ここで，基準応答に関する既評価がない場合には，基準応答の評価を新たに実施する。応答係数の算定に当たっては，保守性に加え，不確実さも考慮する。応答係数の評価では，次の応答係数（F_1，F_2，F_3，F_4）を設定する。

①解放基盤表面位置での断層変位の評価　F_1

②建屋・構築物への入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）の評価　F_2

③建屋・構築物の断層変位に対する応答評価　F_3

④機器・配管系の断層変位に対する応答評価　F_4

ここで，不確実さ要因を更に細分化したサブ応答係数から応答係数を評価してもよい。また，上記基準応答の各段階（①～④）に対応する応答係数に分離することが困難である場合は，幾つかのサブ応答係数を組合せて評価してもよい。

7.5.2 現実的応答の評価方法

7.5.2.1 建屋・構築物

a) 一般事項

1) 応答解析に基づく方法及び応答係数に基づく方法による現実的応答の評価において，断層変位に対する応答解析に用いる解析モデルは，断層変位による損傷事例などによって妥当性が確認された評価手法を用いることとし，建屋・構築物の３次元応答及びそれが安全上重要な機器・配管系に及ぼす影響に留意し，損傷限界までの現実的応答の評価に適したものとする。**【附属書 AD（参考）**参照**】**

2) 評価に用いる地盤物性，材料物性，建屋・構築物と地盤との間の付着特性，摩擦特性などの統計値は，プラント個別データに基づくことが望ましい。信頼度の高いプラント個別データが少ない場合は，**AESJ-SC-P006** などを参照し，標準的なデータベースを用いてもよい。

b) 応答解析に基づく方法

1) 解放基盤表面位置での断層変位の評価 現実的応答の評価に用いる解放基盤表面位置での断層変位は，**6.3** で得られる断層変位とする。**【附属書 O（参考）**参照**】**また，入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）の設定に当たっては，断層変位ハザード評価の実施者と調整の上，**7.2.7** で抽出された解放基盤表面位置からの断層変位伝ぱに関わる不確実さ要因を考慮する。

2) 建屋・構築物への入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）の評価 解放基盤表面位置及び建屋・構築物の基礎底面位置が異なり，その間の地盤，建屋の埋込み及び上載圧の影響が無視できない場合は，解放基盤表面位置から建屋・構築物の基

礎底面位置に至る断層変位伝ぱを評価するための断層を考慮した地盤の応答解析を行い，建屋・構築物の応答解析モデルに用いる入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）を評価する。断層を考慮した地盤の応答解析では，断層諸元（変位量，断層の形式，位置，傾斜角など），地盤内の断層変位伝ぱの３次元特性，非線形性などを考慮した解析手法を用いる。解析に当たっては，**7.2.7** で抽出された不確実さ要因を考慮する。

3) 建屋・構築物の断層変位に対する応答の評価

3.1) 建屋・構築物の断層変位に対する応答の評価では，上記 **2)**の入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）及び応答解析モデルを用いて，断層変位に対する応答解析を行い，これらの解析結果を統計処理し，現実的応答の確率分布を求める。応答解析モデルの設定に当たっては，現実的なデータを用いる。フラジリティ評価用の断層変位量に対して連続的に応答を求めることが困難であるため，フラジリティ評価用の断層変位量を離散的に設定して，現実的応答の確率分布を評価する。建屋・構築物の現実的応答評価においては，**7.2.7** に示す不確実さ要因を考慮する。**【附属書 AF（参考）**参照**】**

3.2) 応答解析手法は，現実的応答評価の観点から，断層諸元（変位量，断層の形式，位置，傾斜角など）のモデル化，地盤及び建屋・構築物の各部位の非線形性，地盤と建屋・構築物との相互作用，並びに解析精度及び計算効率のバランスを適切に考慮して選定する。

なお，取水ピット，海水管ダクトなどの地中構造物は，周辺地盤の変形に加え，断層面の位置又は断層変位方向，周辺地盤の不整形性又は不均質性による影響を強く受けることから，応答の非線形性の度合いを考慮して，解析手法を選択する。次の応答解析手法を用いる。

①線形有限要素解析

②非線形有限要素解析（部材非線形，材料非線形）

③応答変位法に基づく解析手法

3.3) 入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）及び応答解析モデルを用いて離散的に設定したそれぞれの断層変位量に対して現実的応答の不確実さを評価する。確率変数とするパラメータ間の相関性に関わる知見がない場合は，独立と考えられる主変動パラメータ及びそれに完全相関する従属パラメータに分類し，感度解析などに基づき選定してもよい。

なお，感度解析などに基づき，建屋・構築物の応答に与える影響が小さいと考えられる従属パラメータに関しては，断層変位量に対して便宜的に確定値として取扱ってもよい。

3.4) 現実的応答の不確実さは，**3.3)**で選定したパラメータを確率変数として，次の①～④に示す確率論に基づく解析的方法及び試行計算によるサンプリング法の中から適

公衆審査用

切な不確実さ解析手法を選定して評価する。

①1 次近似 2 次モーメント法

②2 点推定法

③モンテカルロ法

④実験計画法〔ラテン超方格(LHS)法，直交配列表〕

3.5) 建屋・構築物の断層変位に対する応答評価では，断層変位による損傷事例などによって妥当性が確認された評価手法を用いることとし，**4.2** に従い，専門家判断を活用して認識論的不確実さを適切に評価する。**【附属書 AD（参考），附属書 AE（参考）**参照】

c) 応答係数に基づく方法

1) 現実的応答の確率分布を求めるときには，確定的な断層変位，物性値などに対応した基準応答を算定する過程で含まれる保守性及び不確実さを考慮して現実的応答を評価する。保守性及び不確実さは応答係数として評価し，式(7.5.2-1)によって基準応答を応答係数によって補正することで現実的応答を評価する。

現実的応答＝基準応答／応答係数 (7.5.2-1)

この場合，基準応答を評価のベースとして線形応答を仮定し，非線形性による応答は，断層変位に対する塑性エネルギー吸収係数 F_μ を用いて補正する。ただし，応答係数に基づく方法を用いる場合には，基準応答の有無に留意する。

2) 応答係数の評価では，確定的な断層変位，物性値などに対応した建屋・構築物のフラジリティ評価の基準とする応答解析に関わる次の保守性及び不確実さ要因を考慮して応答係数（F_1，F_2，F_3）を評価し，それらの積を応答係数とする。**【附属書 AA（参考），附属書 AB（参考）**参照】

①解放基盤表面位置での断層変位の評価　F_1

②建屋・構築物への入力用断層変位（フラジリティ評価用の断層変位）の評価　F_2

③建屋・構築物の断層変位に対する応答評価　F_3

7.5.2.2 機器・配管系

a) 一般事項

1) 応答解析に基づく方法及び応答係数に基づく方法による現実的応答の評価において，断層変位に対する応答解析又は応答係数の評価に用いるパラメータなどの統計値は，プラント固有データに基づくことが望ましい。プラント固有データが少ない場合，原子力施設以外の一般的なデータ及び／又は工学的判断に基づく値を用いてもよい。一般的なデータを用いる場合には，対象とした文献及び対象分野（例えば，化学プラントなど），耐震設計基準などを明記するとともに，それらの一般的なデータなどが作成された機器・配管系の設計条件などと評価対象プラントの機器・配管系との設計条件などの相違を考察，吟味して用いる。

2) 一般的なデータにおける偶然的不確実さ β_r 及び認識論的不確実さ β_u の評価結果は，

対象機器の型式を考慮したカテゴライズを行わずに，統計処理して求めているので，過大な値となっている傾向がある。このようにβ_r及びβ_uが過大な値となっている場合には，**8.5.4** に基づき，炉心損傷頻度などへの影響を把握し，影響が大きいデータについて再検討を行う。

3）機器・配管系は，一般に建屋・構築物内に設置されており，建屋・構築物の断層変位に対する応答が機器・配管系への入力となるため，機器・配管系の現実的応答評価に当たっては建屋・構築物の現実的応答も考慮する。

b) 応答解析に基づく方法 応答解析に基づく方法では，次のいずれかの方法によって，機器・配管系の現実的応答を評価する。

1) 7.5.2.1 b)の建屋・構築物の応答解析に基づく方法において機器・配管系も同時にモデル化することによって，機器・配管系の現実的応答を評価する。

2) 7.5.2.1 b)の建屋・構築物の応答解析に基づく方法によって得られる現実的応答を用いて，機器・配管系の応答解析を行い，現実的応答を評価する。

重機器類のように建屋・構築物と連成させて応答解析を行う機器・配管系については，建屋・構築物の応答と同時に機器・配管系の現実的応答を評価する。一方，補機類のように建屋・構築物とは分離して応答解析を行う機器・配管系については，建屋・構築物の応答の不確実さを考慮した建屋・構築物の応答値を用いて新規に機器・配管系の応答評価を行い，機器・配管系の現実的応答を評価する。

いずれの場合も，機器・配管系の断層変位に対する応答解析モデルとしては，次の各解析モデルを用いてもよい。

①建屋・構築物と同様に機器・配管系の諸元の不確実さを考慮した解析モデル

②機器・配管系の諸元を中央値相当とした解析モデル（中央値モデル）

③フラジリティ評価の基準とする応答解析で用いられる解析モデル（耐震設計モデルと同等）

3) 7.5.2.1 b)の建屋・構築物の応答解析に基づく方法によって得られる現実的応答を用いて，機器・配管系の現実的応答を **c)**の応答係数に基づく方法とを組合せて評価する。この方法においては，上記中央値モデル及びフラジリティ評価の基準とする応答解析モデルを用いる場合，必要に応じて次に示す不確実さを **c)**の応答係数に基づく方法によって別途評価し，機器・配管系の応答分布へ反映する。**【附属書 AI（参考）**参照】

①入力断層変位の作用点

②解析手法及びモデル

③方向成分の組合せ

④応答の非線形性

c) 応答係数に基づく方法 応答係数に基づく機器・配管系の現実的応答評価では，基準応答を算定する過程で含まれる保守性及び不確実さを応答係数として評価し，式(7.5.2-1)を用いて基準応答を応答係数によって補正することで現実的応答を評価する。

この方法では，機器・配管系の基準応答に含まれる保守性及び不確実さを，建屋・構築物の部分と機器・配管系自体の部分とに分けて，それぞれの応答係数として求め，それらを組合せて機器の応答係数として評価する。

1) 建屋・構築物の応答係数 機器・配管系のフラジリティ評価における建屋・構築物応答係数としては，**7.5.2.1 c)**の建屋・構築物の応答係数による現実的応答の評価で得られた係数を用いる。この応答係数のうち，建屋・構築物の非線形応答に関わる係数（非線形応答係数）を用いて，建屋・構築物の非線形応答による機器・配管系入力への影響を考慮する。

なお，一般に応答係数に基づく方法は線形応答を仮定するが，大きな入力断層変位に対して建屋・構築物が非線形化し，機器・配管系の設置位置での応答が線形時と大きく変わり，機器・配管系への影響が大きいと判断される場合に，前記の非線形応答係数を考慮する。

2) 機器・配管系の応答係数 機器・配管系の応答係数としては，フラジリティ評価のベースとするフラジリティ評価の基準とする応答解析での機器・配管系の応答に含まれる保守性及び不確実さを評価する。不確実さ要因を整理し，各要因の特徴を踏まえて適切なサブ応答係数を選定の上，評価を実施する。

なお，評価対象に応じて，現実的応答に対する寄与の小さい要因については，評価を省略してもよい。また，現実的応答の観点から次の要因以外で影響が考えられる要因があれば，それらについてもサブ応答係数を評価する。**【附属書 Z（参考），附属書 AI（参考）**参照】

①機器・配管系の応答評価用入力断層変位の作成
②入力断層変位の作用点
③解析モデルの作成
④解析手法の選択
⑤断層変位方向成分の組合せ
⑥機器・配管系の応答の非線形性の補正

3) 応答係数の評価における上下方向断層変位の考え方 機器・配管系への入力断層変位には水平方向への入力変位及び上下方向への入力変位が存在するので，応答係数はこれらの入力変位が機器の応答に与える影響を考慮して評価する。

7.5.2.3 地盤

a) 周辺斜面及びシビアアクシデント対策設備の搬入路の現実的応答評価は，損傷評価のための指標を適切に算定することができ，地盤の形状及び非線形性，入力される断層変位の不確実さなどを適切にモデル化できる解析手法を用いて行う。

なお，新たな解析法を用いる場合には，実験データに対して十分な妥当性確認が必要である。

b) 現実的応答評価は，**7.5.2.1** に示す手順で得られるフラジリティ評価用断層変位を用い

て，2 次元又は 3 次元の有限要素解析によって行うことを基本とする。段差を伴うような変状に対しては，基盤面を定め，基盤上の挙動を粒子法，DEM などの破壊を考慮した非線形解析を用いることが望ましい。その場合，実験データに対して十分な妥当性確認を行う。

c) 地盤モデルの作成には敷地内外の 3 次元の地盤構造を適切に考慮する必要がある。評価に用いる地盤物性などはプラント個別データに基づくことが望ましい。地盤物性のばらつきの評価に当たってはその空間相関の影響を適切に考慮する必要がある。

7.5.2.4 その他

a) 使用済燃料プール **7.2.3** 及び **7.2.4** で抽出された損傷モード並びに損傷評価の指標に対応した現実的応答を評価する。その場合，**7.2.7 a)**で分析した現実的応答評価に関わる不確実さ要因を考慮する。

b) シビアアクシデント対策設備 **7.2.3** 及び **7.2.4** で抽出された損傷モード並びに損傷評価の指標に対応した現実的応答を評価する。その場合，**7.2.7 b)**で分析した現実的応答評価に関わる不確実さ要因を考慮する。ここで，各損傷モードに対して，機器・配管系における現実的応答の評価方法に準じて評価する。

7.6 フラジリティ曲線の算定

7.4 で得られる現実的耐力及び **7.5** で得られる現実的応答を用いて，**7.3** で選択した次の方法に基づきフラジリティ曲線を算定する。

①現実的耐力と現実的応答とによる方法（NRRC 法などの応答解析に基づく方法）
②現実的耐力と応答係数とによる方法（原研法に基づく方法）
③耐力係数と応答係数とによる方法（応答係数に基づく方法）

【附属書 AA（参考），附属書 AB（参考），附属書 AF（参考）参照】

7.7 損傷の相関の評価

7.7.1 一般事項

断層変位量によって複数の機器・配管系が同時に損傷する，いわゆる共通原因損傷が生じる可能性を考慮するため，複数機器間の損傷の相関を評価する。損傷の相関は，機器間の応答の相関及び耐力の相関の両方を考慮し評価する。

7.7.2 損傷の相関の評価手法の選択

機器間の損傷の相関は，複数の機器の同時損傷に関する影響の大きい問題であることから，フラジリティ評価において考慮することが望ましい。ただし，相関性の定量化が難しいと判断する場合には，相関が PRA 結果に及ぼす影響の度合いを把握する感度解析を行うために，損傷の完全従属及び完全独立の両者を仮定してもよい。ただし，その結果への影響が小さいと考えられる場合には，その根拠を明示した上で評価を省略してもよい。

損傷の相関の評価手法の選択に当たっては，求められている評価精度及び評価手法の得失を考慮して手法を選択する。**【附属書 AA（参考）**参照】

8　事故シーケンス評価

8.1　事故シーケンス評価の流れ

箇条 5，**箇条 6** 及び**箇条 7** によって得られた情報を用い，燃料の重大な損傷頻度を評価するための重要な SSCs，事故シーケンスなどを同定して，起因事象の設定，燃料の重大な損傷（炉心損傷及び使用済燃料プール内の燃料損傷）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。このモデルを用いて，事故シーケンスの定量化を実施し，プラントの断層変位発生下における燃料の重大な損傷頻度を定量化するとともに，主要結果に対する分析を実施する。更に，評価結果に影響する評価上の仮定などの因子の感度を把握するため，感度解析及び不確実さ解析を実施する。

事故シーケンス評価は，**8.2** から **8.6** に規定する手順に従って実施する（**図 8.1** 参照）。

公衆縦覧用

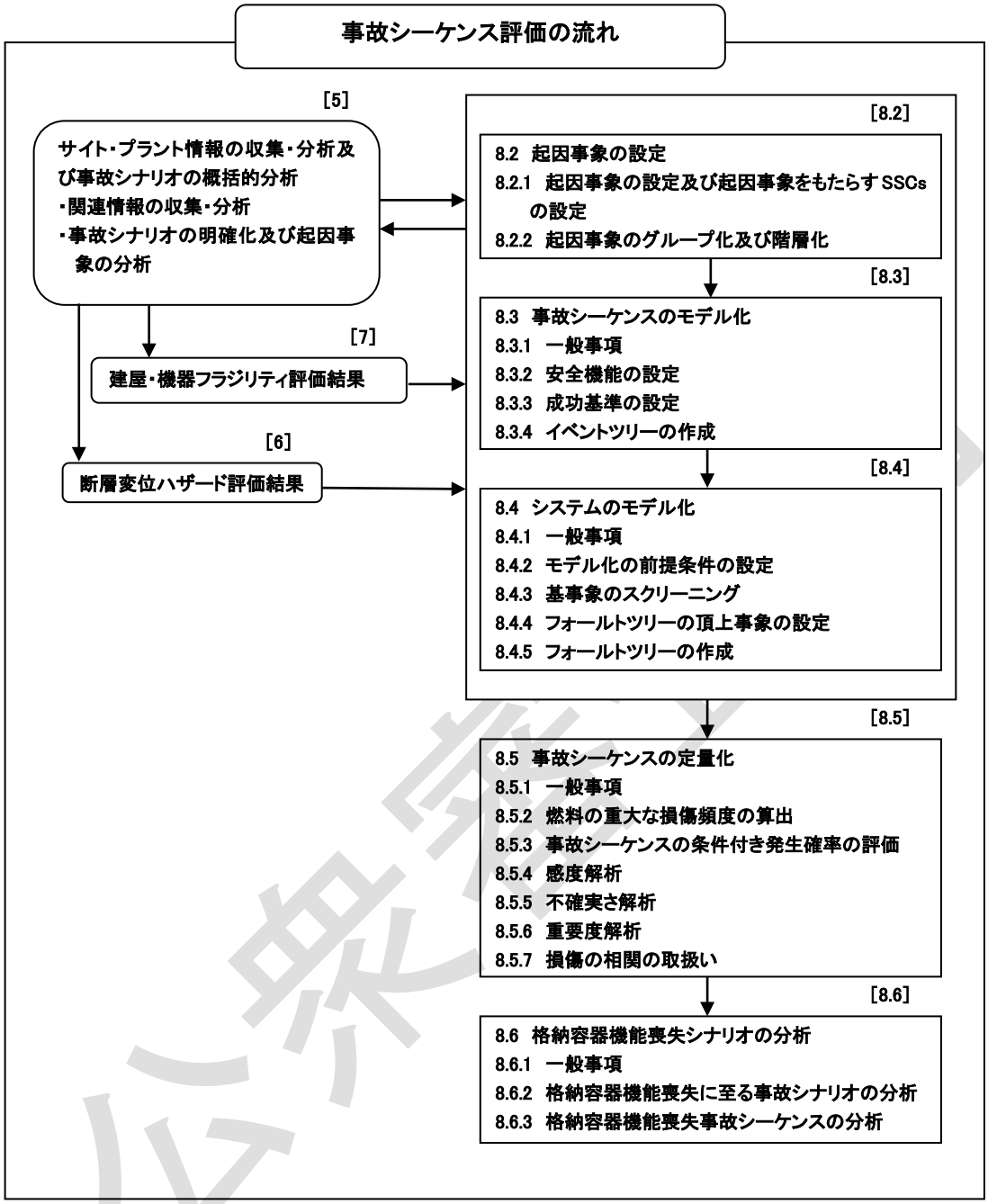


図 8.1－事故シーケンス評価の流れ

8.2 起因事象の設定

8.2.1 起因事象の設定及び起因事象をもたらす SSCs の設定

5.5.2 の結果に基づき，起因事象を設定するとともに，起因事象をもたらす SSCs を設定する。

a) 起因事象の設定 **5.5.2** における起因事象の分類結果に基づき，事故シーケンス評価で対象とする起因事象を設定する。**【附属書 AJ（参考）**参照】

b) 起因事象をもたらす SSCs の設定 **5.5.2** に基づき，上記 **8.2.1 a)**で整理した起因事象を対象として，これらの起因事象に関わる SSCs を設定するとともに，これらの起因事象が発生した場合の緩和設備及び格納容器の状態などを明確にする。

8.2.2 起因事象のグループ化及び階層化

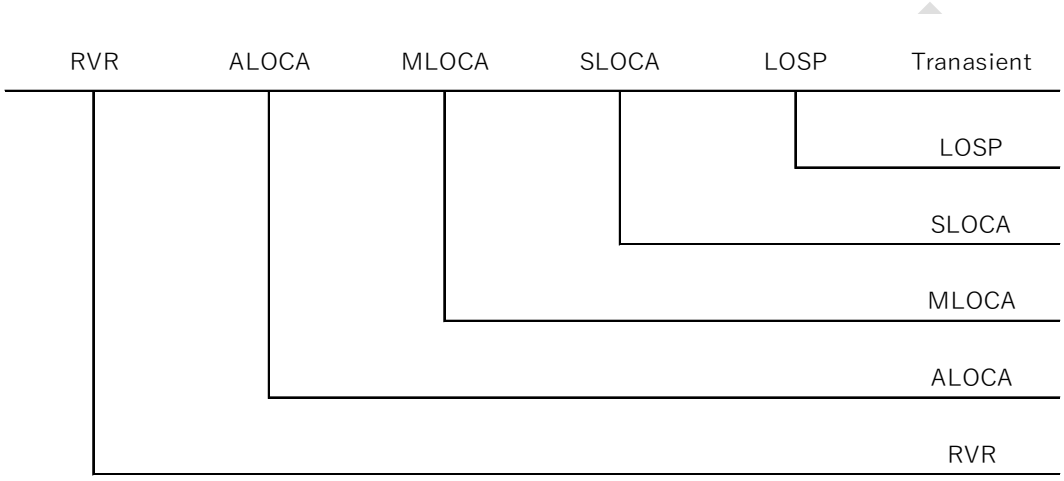
断層変位発生下特有の影響を合理的に評価するために，起因事象の階層化を行った場合の影響を確認した上で，階層化を行ってもよい。起因事象の階層化とは，断層変位発生下の影響の大きさに着目して，複数の SSCs の損傷による様々な起因事象を合理的に処理するための方法であり，次の手順で行う。

a) 階層イベントツリーの作成 まず，複数の SSCs の故障の同時発生による数多くの様々な起因事象を事象収束のための成功基準の観点からグループ化し，プラントへの影響が最も厳しい起因事象で代表させる。階層化では階層イベントツリーを用いる。階層イベントツリーは一般に，起因事象を発生時のプラントへの影響の大きい順に並べ，これらをヘディングとする。また，起因事象の階層順序は，一つの断層変位起因による起因事象が発生すれば，階層の下位の他の起因事象の発生は事故シーケンスのモデル化の観点で重要ではなくなるように定義する。例えば，一般に大破断 LOCA が発生すれば，小破断 LOCA の同時発生はシステムモデルの観点では重要ではない。このように，階層イベントツリーでは，複数起因事象の同時発生は一般的に，考慮しないが，先行する起因事象の従属事象として後続の起因事象の発生が必然的に考えられ，後続のヘディングの起因事象の発生を想定した場合に，事故シーケンス，成功基準に有意な影響がある場合には，次のいずれかによってその影響を適切に評価する。**【附属書 AJ（参考）**参照】

- 起因事象の重ね合わせを考慮して階層イベントツリーに必要な分岐を追加する。
- 先行するヘディングの起因事象に対する事故シーケンス，及び成功基準を，後続の起因事象との重ね合わせを想定して設定する。ここで，後続の起因事象との重ね合わせを想定する場合は，その影響を確認した上で，燃料の重大な損傷に直結するとしてもよいが，燃料の重大な損傷に至る代表的な事故シーケンスを明確にする。
- サポート系の損傷が原因で起因事象が発生する場合には，当該起因事象とは別の起因事象の事故シーケンスにおいても，緩和設備のサポート系設備として別途モデル化することで，広範な影響を適切に評価する。

b) 階層イベントツリーの規格化 階層化した各起因事象の発生確率は，起因事象を引き起こす SSCs のフラジリティを評価することで算出する。その際，SSCs 間の損傷の相関

を分析して，相関が大きいと判断される場合は考慮する。また，後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率は，先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価する。階層イベントツリーによる起因事象の発生確率の規格化は，概念を**図 8.2** に示すように，階層イベントツリーの順に，上位の起因事象の発生確率の補数に，当該起因事象の発生確率を乗じて，階層イベントツリー処理後の当該起因事象の発生確率を求め，最後の起因事象は，全体の確率の合計が 1.0 となるように設定する。



注：建屋破損による炉心損傷直結事象等,プラントへの影響が RVR よりも大きい起因事象があれば，RVR の前のヘディングにモデル化する。

起因事象発生頻度の計算

$P(IE-RVR) = RVR$

$P(IE-ALOCA) = \overline{RVR} \times ALOCA$

$P(IE-MLOCA) = \overline{RVR} \times \overline{ALOCA} \times MLOCA$

$P(IE-SLOCA) = \overline{RVR} \times \overline{ALOCA} \times \overline{MLOCA} \times SLOCA$

$P(IE-LOSP) = \overline{RVR} \times \overline{ALOCA} \times \overline{MLOCA} \times \overline{SLOCA} \times LOSP$

$P(IE-Trans.) = 1 - P(IE-RVR) - P(IE-ALOCA) - \cdots - P(IE-LOSP)$

ここで,

P(IE-***)	：起因事象***の発生確率
RVR	：原子炉容器破損（の発生確率）＊
ALOCA	：大 LOCA（の発生確率）＊
MLOCA	：中 LOCA（の発生確率）＊
SLOCA	：小 LOCA（の発生確率）＊
LOSP	：外部電源喪失（の発生確率）＊
Trans.	：過渡事象（の発生確率）＊
$\overline{***}$	：起因事象***の発生確率の補数
＊	：左辺の場合（）外のみ，右辺の場合（）内を含む

図 8.2－階層イベントツリーによる起因事象の発生確率の規格化（概念図）

8.3　事故シーケンスのモデル化

8.3.1　一般事項

事故シーケンスのモデル化では，まず，**8.2** で整理した起因事象ごとに，断層変位発生後に燃料の重大な損傷を防止するために必要な安全機能の選定を行う。次に，安全機能の確保に必要な設備を対象に，設備の数との組合せについて成功基準を設定する。そして，これらを踏まえて安全機能を達成するための設備及び操作をヘディングとしてモデル化し，イベントツリーの作成を行う。

8.3.2　安全機能の設定

全ての起因事象に対し，評価対象プラントの設計，手順書，運転方法などとの整合を考慮して，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，運転員操作などを設定する。なお，安全機能にはシビアアクシデント対策設備を含めることができる。

a)　考慮すべき安全機能　一般的な原子力発電所の安全機能としては，次の三つがあり，これらを考慮する。

・反応度制御機能
・炉心及び燃料プールの冷却機能
・格納容器除熱機能

b)　燃料の重大な損傷に直結する事象の扱い　**5.4.2** に基づき，原子炉建屋，格納容器などが大規模に損傷し，炉心損傷に至る事故シナリオを現実的に設定することが，著しく困難又は必要でない場合は，燃料の重大な損傷に直結すると想定することの影響を確認した上で，直結する事象として取り扱ってよい。また，この場合には，安全機能の確保に必要な緩和設備の同定も困難であり，省略してもよい。ただし，レベル 2（格納容器機能喪失，ソースターム）解析への影響，すなわち，炉心損傷に至る事故シナリオ（冷却材の流出経路など）を考慮する必要がある。 なお，原子炉建屋（PWR の格納容器を含む）の損傷が“部材の局部損傷”又は“非構造部材の損傷”に限定され，燃料の重大な損傷に直結しないと想定する場合は，それらの損傷による影響の規模及び範囲を解析評価によって特定する必要がある。解析評価を行う場合は，サイト・プラントウォークダウンなどのプラント情報が参考となる（**5.4.2.1**，**5.4.2.2** 参照）。

c)　現実的耐力が極端に小さな SSCs の扱い　現実的耐力が極端に小さな SSCs などについて，事故シーケンス評価で緩和設備として同定しないものは，それらのフラジリティ評価を行わなくてもよい。なお，現実的耐力が極端に小さな SSCs であっても，断層変位量の小さい範囲では機能喪失する可能性が小さく，緩和機能が期待できる場合には，そのフラジリティを評価し，安全機能の維持に必要な緩和設備として同定してもよい。

d)　シビアアクシデント対策設備の扱い　シビアアクシデント対策設備，運転員操作を考慮する場合は，設備の耐力又は成立性を確認した上で安全機能を維持するための緩和設

公衆審査用

備などとして同定する。

8.3.3 成功基準の設定

8.3.2 で選定した安全機能及び安全機能を実現する緩和設備，運転員操作に対し，起因事象ごとに，必要な設備の数と組合せ，運転員操作の条件を決定することによって，成功基準を設定する。成功基準の設定に当たっては，先行の安全解析，熱水力解析，その他の評価手法による解析を参照する。

成功基準の設定は次のように実施する。

a) 設定方法 成功基準の基本的な設定は次に従う。

1) 事故シーケンスに従属する安全機能確保のためのフロントライン系，及びそれらのサポート系を選定する。

2) 上記フロントライン系及びそれらのサポート系の動作に必要な SSCs の数との組合せを明記する。

3) 成功基準の中で同定した緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転継続時間である使命時間を次の **3.1)**の観点から設定する。また，シビアアクシデント対策設備などによって安全機能を維持する必要がある場合には，使命時間に相当するシビアアクシデント対策設備の利用が有効となる時間を次の **3.2)**の観点から設定する。

3.1) 事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて，安定したプラント状態をもたらす時間，又は必要な安全機能を果たすことができる時間

3.2) 運転を継続している当該設備と同じ安全機能をもつ設備（可搬設備を含む）の復旧，支援などによって，必要な安全機能を達成する手段の多様性に期待できるまでの時間

4) 機器の作動に必要な運転操作を確認し，手動起動する機器については，プラント応答解析などによって起動までの許容時間を設定する。

5) 断層変位発生下特有の復旧操作（代替手段による機能回復を含む）の要件として，次の三点を満足するかどうかを分析し，どれかひとつでも満足しない場合は，復旧操作を成功基準として設定しないものとする。

- 復旧のための作業員，作業用設備，及び／又は交換部品の確保
- 評価対象設備への接近性
- 許容時間に対する復旧所要時間の確保

6) 成功基準が時間に依存し，事故シーケンス又は燃料の重大な損傷頻度に大きい影響を与える場合には，時間依存性を考慮した成功基準を設定してもよい。

b) 留意事項

1) 成功基準の時間依存性の考慮 成功基準の時間依存性を考慮することによって，大きい影響があり得る安全機能及び従属する緩和設備の例として，反応度制御機能及びスクラム系（BWR）若しくは原子炉保護系（PWR）がある。

2) 同種の系統，機器の取扱い 断層変位事象の局所的な影響範囲と SSCs の相対的な位置関係とを考慮したうえで，同種の系統，機器の応答及び耐力が完全相関していると仮

定する場合には，簡略的な扱いとして，複数の同種の系統，機器の損傷を個別に設定しなくてもよい。この場合には，例えば A 系，B 系の二系列から構成される系統であっても，一系列だけで構成される系統と同等の成功基準としてもよい。

3) 成功基準の解析 **8.3.3 a)**に記載した各項目の成功基準の設定においては，プラント応答解析を行うか，設計情報を適切に評価することによって，設定した成功基準に従った安全機能の各要素が確保されることを確認する。プラント応答解析としては，評価目的に応じて，原子炉設置許可申請書又は他事象の PRA 報告書を参照するとともに，必要に応じて事故解析コード（RELAP，TRAC，MAAP，MELCOR など）による詳細解析を実施する。

8.3.4 イベントツリーの作成

イベントツリーの作成は，ヘディングの選定とこれに続くイベントツリーとの展開からなる。ヘディングの選定においては，起因事象ごとに，燃料の重大な損傷の防止に有効な緩和設備，運転員操作などを対象とする。また，これらのヘディングの成功及び／又は失敗の組合せによる事象進展の分岐の集合としてイベントツリーを展開する。**【附属書 AK（参考）**参照】

a) ヘディングの選定 ヘディングとしては，断層変位に引き続き発生する，プラントの事故に至る起因事象，緩和機能を達成するフロントライン系，事象の進展に影響する設備の状態，運転員操作などを選定する。

b) イベントツリーの展開 イベントツリーの展開では，**8.2** の階層イベントツリー及びそれらを引き継いで緩和機能の状態を表す事象進展イベントツリーを展開する。

c) 留意事項 イベントツリーは，**8.3.4 a)**で選定したヘディングの成功及び／又は失敗を組み合せることによって展開する。**5.4** で除外されず，**5.5** で明確化された事故シナリオに対し，イベントツリーを展開する場合には，断層変位発生下の PRA の特徴として次の点を留意する。

1) 断層変位に起因する SSCs の損傷によって複数の安全機能が同時に影響を受ける。そこで，原子炉圧力容器支持構造物のような，特定の設備の損傷がプラント挙動へ及ぼす影響が現在の知見では明確でない場合には，評価対象とした設備の損傷をもって直ちに燃料の重大な損傷に至るといった取扱いを行うことの影響を確認した上で，直結事象として取り扱ってよい。

2) 断層変位に起因する SSCs の損傷が起因となり，空間的な相互作用によって周辺の SSCs に引き起こされる二次的影響があることを考慮する。

3) 断層変位に起因する機器間の応答及び耐力に関する相関性による同時損傷があることを考慮する。

4) 断層変位発生下での運転員操作を考慮する場合には，緩和機能を期待する機器又は制御装置への人員の接近が断層変位によって妨げられる可能性があることを考慮する。

8.4 システムのモデル化

8.4.1　一般事項

システムが機能喪失に至る原因の組合せを網羅的に展開し，システムの非信頼性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できる。ただし，その適用性が説明できる場合にはフォールトツリー法以外の手法を用いてもよい。システムのモデル化にフォールトツリー法を用いる場合，**図 8.3** に示す手順で実施する。

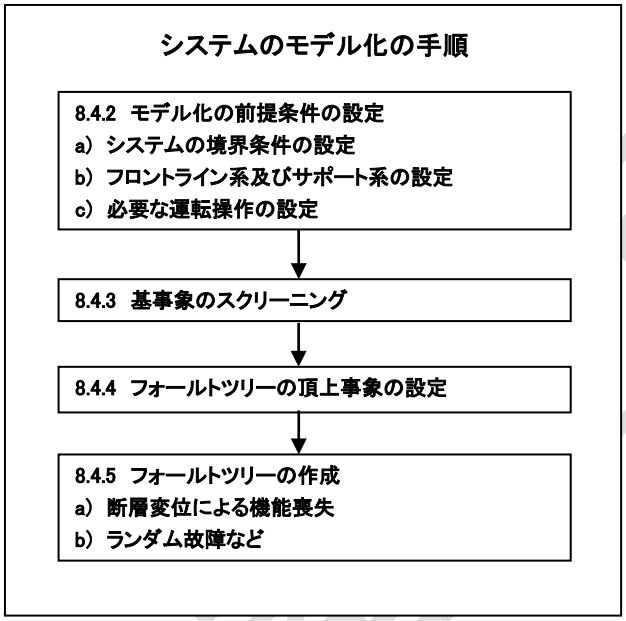


図 8.3－システムのモデル化の手順

8.4.2　モデル化の前提条件の設定

システムのモデル化においては，次の前提条件を設定する。

a)　システムの境界条件の設定　評価対象とするシステムの境界を設定し，他のシステムとの境界を明確にする。その際には，**5.6** で作成された建屋・機器リストを用いる。

b)　フロントライン系及びサポート系の設定　システムの機能確保のために，フロントライン系だけでなくサポート系も必要とする場合には，フロントライン系におけるサポート系との境界を明確にする。また，サポート系においても他のサポート系との境界を明確にする。

c)　必要な運転操作の設定　システムの作動に必要な運転操作を設定する。

8.4.3　基事象のスクリーニング

基事象の数は膨大になる可能性があるため，スクリーニングの考え方に基づいて，スクリーニングの理由を明確にした上で，基事象を定量化のプロセスから除外してもよい。スクリーニングは次の考え方で実施する。

a)　評価対象機器の損傷確率が頂上事象の生起確率に対して非常に小さい場合，その基事象は発生しないものとし，確率値を 0 とする。

b) “断層変位による損傷の確率が非常に高いと考えられる設備”と“断層変位による損傷に関して現実的耐力が非常に大きい設備”との積事象の場合には，“断層変位による損傷の確率が非常に高いと考えられる設備”は断層変位によって損傷するものとし，確率値を 1 とする。

8.4.4 フォールトツリーの頂上事象の設定

イベントツリーのヘディングごとに，対応するシステムの成功基準に基づいて，ヘディングが成立する条件を具体化し，頂上事象を設定する。フォールトツリーの頂上事象の設定に当たっては，次の事項を考慮する。

a) イベントツリーにおいて先行するヘディングにおけるシステムの成功及び失敗に関わる事故シーケンス上の前提条件（運転モードを変更する系統における先行の運転モードでの損傷の影響など）

b) イベントツリーで設定される分岐のシステム上の成立条件（サポート系の成功及び失敗など）

c) システムの機能喪失に至る損傷の形態（系統数，機器数，運転操作など）システムの運転状態

d) 損傷に関する時間条件（使命時間など）

8.4.5 フォールトツリーの作成

イベントツリーのヘディングに対応する各設備のフォールトツリーを，**8.4.2** 及び **8.4.4** に基づき作成する。既往の内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA などのフォールトツリーを参照してもよい。**【附属書 AL（参考）参照】**

フォールトツリーの要素として，断層変位による機能喪失及びランダム故障などを示す必要がある。

a) 断層変位による機能喪失 断層変位による機能喪失を考慮したフォールトツリーのモデル化に当たっては，次の事項を考慮する。

1) SSCs の断層変位による損傷 システムの信頼性（損傷確率）に有意な影響を与える機器，並びにこれらの機器が設置されている建物及び支持構造物を対象として，次の事象をフォールトツリーの基事象として用いる。

- ポンプ，電動弁などの動的機器の断層変位による損傷
- 配管，配管サポート，タンクなどの静的機器の断層変位による損傷
- 計装機器を格納しているキャビネット又はバッテリーラックの断層変位による損傷
- 機器が設置されている建物及び支持構造物の断層変位による損傷

既往の内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA などを参照できる場合には，そこで作成されたフォールトツリーの基事象を参考に断層変位による損傷を考慮する機器を摘出してもよい。

断層変位による SSCs の損傷として，次の損傷モードを考慮する。

公衆審査用

1.1) 機能損傷 断層変位発生下に作動が要求される動的機器の機能喪失となる損傷モード。

1.2) 構造損傷 SSCs の構造損傷による機能喪失，バウンダリ喪失及びシステム機能への影響を伴う損傷モード。

1.2.1) 構造損傷による機能喪失の場合 事故時に作動要求のない弁，機器の状態維持機能の喪失などを考慮する。**8.4.3** が適用できる基事象は除外してもよい。

1.2.2) 構造損傷によるバウンダリ喪失の場合 設備に内包するインベントリの維持不能を考慮する。配管，タンクなどの損傷モードの検討において重要となる。

1.2.3) 構造損傷によるシステム機能への影響の場合 特定の局所的な構造物などの損傷によって，二次的影響としてシステムの機能上重要な機器に影響を引き起こす損傷を考慮する。これらは，サイト・プラントウォークダウンなどによって収集した情報を参考に摘出する。

2) 断層変位発生下における，機器間の応答及び耐力の相関性による同時損傷 機器間の損傷の相関性の取扱いについては，**8.5.7** にて規定する。

3) 人的過誤 機器の機能喪失に対して時間的な余裕が存在する場合には，運転員などによる機能復旧操作による対応を考慮する。人的過誤のモデル化においては，断層変位発生下の影響を考慮して適切に設定する。人間信頼性解析手法としては，運転操作又は復旧操作に求められる作業，及び人的過誤の確率に影響をおよぼす要因を特定し分析したうえで人的過誤の確率を算出する体系的な方法を用いる。断層変位が発生した場合の運転操作，復旧操作に関する事例及びデータはないことを踏まえ，次の点を考慮する。

3.1) 断層変位発生後の運転員操作 断層変位発生後の混乱に伴う高ストレス状態は，中央制御室又は現場における運転員操作の阻害要因となることから，断層変位発生後の運転操作の定量化において考慮する。

3.2) 断層変位発生後の復旧操作 **8.3.3 a) 5)**で同定された復旧操作をモデル化する場合には，断層変位によって現場への接近性，復旧作業員の確保，作業用設備の確保及び／又は交換部品の確保が妨げられ得る可能性を考慮する。**【附属書 AN（参考）**参照】

3.3) 断層変位発生下のストレス因子の考慮 一般に運転員操作の人的過誤確率（HEP）は，外的環境（温度，照明などの作業環境，タスクの特性，マンマシンインターフェースなど），内的状態（経験，訓練などによって形成される知識及びスキル），ストレスなどによって大きく影響される。断層変位発生後の運転員操作のストレスは通常時に比較して増加するため，HEP の評価においては，この運転員のストレス増加を考慮する必要がある。断層変位 PRA の HEP の設定においては，断層変位量に応じて内的事象 PRA における HEP の値に対して，一定の補正係数を乗じる，又は内的事象 PRA における HEP より大きな値を設定することで，断層変位発生下におけるストレスの増加を考慮することができる。また，断層変位発生下において運転員のストレス増加に与える要因としては，構内道路及び建屋内通路の変状の発生などの不確実な要素が多く，HEP

を過小評価，又は過大評価する可能性がある。過小な HEP が燃料の重大な損傷頻度などの最終状態頻度を過小評価していないか，また，ある因子の HEP を過大に評価したために，他の因子を過小評価したことが見過ごされていないかを確認するため，重要度解析の結果から重要度が高い運転員操作が存在する場合，HEP の上限値及び下限値に相当する仮定をおいた感度解析を実施して，HEP の影響を確認する。

4) 留意事項 断層変位による機能喪失のモデル化に当たっては，次のような点に留意する。**【附属書 AM（参考）参照】**

・機能喪失に至る損傷モードを全て事故シーケンス評価に反映することより基事象の数が膨大になる場合，機能損傷と構造損傷とのうち最も損傷確率の高い損傷モードを SSCs の断層変位による損傷に相当する基事象として事故シーケンス評価に反映してもよい。

・断層変位によって機器が損傷した場合にシステムに与える機能喪失への影響は，内的事象と異なり機器の損傷形態によっては広い範囲に及ぶ可能性があり，冗長性のある同一システム内の他の機器への二次的影響などを考慮してモデル化を行う。

b) ランダム故障など

1) ランダム故障と設備との従属性による機能喪失 断層変位以外の機能喪失要因であるランダム故障などとして，次を考慮する。

・機器故障，試験，又は保守による待機除外

・人的過誤

・設備の共通原因故障

2) 留意事項 ランダム故障などを考慮する際には，内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA と同様にモデル化を行う。ランダム故障などの断層変位 PRA への影響は一般に限定的なため，既に内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA を評価済みの場合には，ランダム故障及び設備の従属性は，炉心損傷頻度への影響が小さい範囲でサブツリー化するなど，モデルを簡略化してもよい。

注記 サブツリーとは，フォールトツリーの一部を仮想的な基事象として取扱い，詳細は別のツリーとして展開するもの。

8.5 事故シーケンスの定量化

8.5.1 一般事項

8.3.4 及び **8.4.5** を用いて事故シーケンスを定量化し，感度解析，不確実さ解析，重要度解析，機器間の損傷の相関による定量化への影響を評価する。

8.5.2 燃料の重大な損傷頻度の算出

燃料の重大な損傷に至る事故シーケンス i の発生頻度 CDF_i（燃料プールの重大な損傷も同様な計算ができるためその発生頻度も含む）（回/年）は，断層変位ハザードから求める断層変位量 d における単位区間当たりの発生頻度 $h(d)$（回/年），及び d に対する燃料の重大な損傷に至る事故シーケンス i の条件付き発生確率 $Q_i(d)$ から次式によって求める。

公衆審査用

$$CDF_i = \int_{d_{\min}}^{d_{\max}} h(d) \times Q_i(d) \mathrm{d}d \qquad \cdots\cdots(8.5.2\text{-}1)$$

断層変位ハザード曲線 $H(d)$（断層変位量 d を超える断層変位量の年超過頻度）（回/年）に基づき，$h(d)$を次式で求める。

$$h(d) = -\frac{\mathrm{d}H(d)}{\mathrm{d}d} \qquad \cdots\cdots(8.5.2\text{-}2)$$

式(8.5.2-1)の積分の上限，すなわち考慮する断層変位量の上限 $d_{\max}$ は，これ以上大きな断層変位量 d を考慮しても燃料の重大な損傷頻度への影響が無視できる程度になるまでとする。

燃料の重大な損傷頻度 CDF_{Total} は燃料の重大な損傷に至る全ての事故シーケンス i の発生頻度 CDF_i の総和，すなわち次式によって求める。

$$CDF_{\mathrm{Total}} = \sum_i CDF_i \qquad \cdots\cdots(8.5.2\text{-}3)$$

燃料の重大な損傷に至る事故シーケンス i の条件付き発生確率 $Q_i(d)$は **8.5.3** の手順で評価する。また，条件付き燃料の重大な損傷確率（プラントレベルのフラジリティ）$Q(d)$を算出している場合には，式(8.5.2-1)において，$Q_i(d)$を $Q(d)$と置き換えることで，直接燃料の重大な損傷頻度 CDF_{Total} を求めることができる。

$$CDF_{\mathrm{Total}} = \int_{d_{\min}}^{d_{\max}} h(d) \times Q(d) \mathrm{d}d \qquad \cdots\cdots(8.5.2\text{-}4)$$

8.5.3　事故シーケンスの条件付き発生確率の評価

燃料の重大な損傷に至る事故シーケンス i の条件付き発生確率 $Q_i(d)$は，**8.3** のイベントツリー及び **8.4** のフォールトツリーを用いて評価する。また，対象とする全ての燃料の重大な損傷に至る事故シーケンスの条件付き発生確率を統合することによって，条件付き燃料の重大な損傷確率（プラントレベルのフラジリティ）$Q(d)$を評価してもよい。

イベントツリー及びフォールトツリーで表現される事故シーケンスを定量化する手法には次のような方法があり，いずれかの手法を用いる。

・フォールトツリー結合法
・条件付き分岐確率イベントツリー法
・MCS 法

その適用性が説明できる場合には，これら以外の定量化法を用いてもよい。

a)　事故シーケンスのスクリーニング手法　燃料の重大な損傷頻度への影響の極めて小さい事故シーケンスを詳細評価対象事故シーケンスから除外し，主要な事故シーケンスだけに絞り込み，より効率的に事故シーケンス解析を行ってもよい。スクリーニング解析は次の手順で実施する。

1)　起因事象ごとの主要シーケンスの選定　生成した最小カットセットにおける各カットセットの確率を単純加算することによって，燃料の重大な損傷に至る事故シーケン

スの発生確率を求め，各起因事象に対し約 10～30 程度の主要事故シーケンスを選定する。この段階では各起因事象に属する各事故シーケンス発生確率の相対的な大きさを求めるため，各起因事象の発生確率は 1 とする。次の **8.5.3 a) 2)**の段階で起因事象の発生確率を考慮する。

2) 詳細評価の対象とする寄与度の大きい事故シーケンスの選定 事故シーケンス全体での各シーケンスの発生確率による順位付けを行うため，**8.5.3 a) 1)**の起因事象別に選定した主要シーケンスに対して，選定した断層変位量における階層ツリー処理後の各起因事象の発生確率を乗算する。この結果を用いて，上位 100 程度の事故シーケンスを詳細評価対象の事故シーケンスとして選定する。

b) 留意事項 断層変位に起因する事故シーケンスの定量評価結果の分析及び／又は解釈の際には，次のような点に留意する。

1) 断層変位事象の評価においては，燃料の重大な損傷頻度への影響が小さい事故シーケンスを評価対象からスクリーニングすることは許容されるため，断層変位による系統損傷及び機器損傷の従属性及び損傷の相関性の情報が失われる場合がある。

2) 燃料の重大な損傷に至る事故シーケンスにおいて，一部の安全機能の成功を含む場合がある。当該安全機能の失敗確率を用いて，（1－失敗確率）で評価される当該安全機能の成功確率を 1 で近似する場合には，事故シーケンスの定量化に保守的な結果を与える場合がある。

3) 断層変位量が大きくなるに従って，機器の損傷確率が大きくなると，稀有事象近似（事象の発生確率を独立事象の確率の単純和で与える近似）が成り立たなくなる場合がある。

4) 損傷確率の評価において上限近似法（事象の発生確率を 1－Π（1－独立事象の発生確率）として近似値を求める）を用いる場合には，損傷確率を過大評価する場合がある。

8.5.4 感度解析

断層変位 PRA で用いる種々の仮定，モデルの選択，データの選択などを対象として，それらとは異なる条件を用いた場合に燃料の重大な損傷頻度などの評価結果にどのように影響するかの感度を調べる。**【附属書 AO（参考）**参照**】**なお，検討事例が乏しく影響が有意か否か明確でない項目については，事前に十分な調査を行った上で，感度解析を行い，その影響を把握することが望ましい。

感度解析の対象項目のうち，独立な解析によらなくても影響の程度を把握できる場合には，これらの対象項目が影響を及ぼす程度を燃料の重大な損傷頻度などの結果に合算するなどの簡略評価でもよく，詳細な定量的解析を行う必要はない。

感度解析は次の手順で実施する。

a) 感度解析項目の検討 基準ケースの仮定及び解析結果の検討に基づいて，感度解析項目及びその変更内容，変更値などを決定する。

b) 事故シーケンスの発生頻度の算定 各事故シーケンスのモデルを用いて，**8.5.4 a)**に対

応する事故シーケンスの発生頻度を算定する。

なお，事故シーケンスのモデルを変更する必要がある場合には，事故シーケンスのモデルも含めて変更し，発生頻度を算定する。

c) 結果の検討 基準ケースの事故シーケンスの発生頻度との比較を行い，感度解析の対象とした項目が及ぼす影響を評価する。また，感度解析結果に基づいて，基準ケースで設定した仮定の妥当性及び事故シーケンスの発生頻度への寄与が大きい項目についての検討を行う。

8.5.5 不確実さ解析

断層変位ハザード，SSCs などの現実的耐力，現実的応答などに含まれる不確実さ要因を対象として，不確実さの伝ぱを解析し，燃料の重大な損傷頻度及び断層変位 PRA の実施目的によって必要となる解析結果に対して，確率分布及び／又は確率分布を表すパラメータ（平均値，中央値，5%信頼度値，95%信頼度値など）を求める。不確実さの伝ぱ解析においては，次に示す手法を用いてもよい。**【附属書 AP（参考）**参照**】**

a) 事故シーケンスの条件付き発生確率 $Q_i(d)$又は条件付きの燃料の重大な損傷確率 $Q(d)$の不確実さは，全炉心損傷頻度に対する寄与割合が大きい又は不確実さの幅が大きい，断層変位による機器などの損傷確率，人的過誤確率，機器などのランダム故障確率の不確実さを，プラント損傷モデルに従い統合することによって得られる確率分布として表す。

すなわち，認識論的不確実さに関する信頼度別のフラジリティ曲線を準備し，基事象ごとにランダムにサンプリングした信頼度のフラジリティ曲線を用いてプラント損傷モデルに基づき事故シーケンスの条件付き発生確率及び条件付きの燃料の重大な損傷確率を求め，この操作を繰り返すことによって事故シーケンスの条件付き発生確率及び条件付きの燃料の重大な損傷確率の確率分布（信頼度分布）を求める。

b) 断層変位ハザード曲線の不確実さは，ハザード曲線群 $H(d)$から式（8.5.2-2）を用いて求めた $h(d)$の確率分布（信頼度分布）で表す。事故シーケンスの条件付き発生確率 $Q_i(d)$又は条件付きの燃料の重大な損傷確率 $Q(d)$の確率分布と断層変位の発生頻度 $h(d)$の確率分布とのランダムな組合せに対し，**8.5.2** の手順に従い，燃料の重大な損傷頻度の確率分布（信頼度分布）を求める。

c) 断層変位ハザード曲線の不確実さをフラクタイル断層変位ハザード曲線群で表す場合は，上記の手法を直接適用できる。また，アグリゲート断層変位ハザード曲線群で表す場合には，各アグリゲート断層変位ハザード曲線群に対して上記の手法で求めた燃料の重大な損傷頻度の確率分布について，アグリゲート断層変位ハザード曲線群の確率重みを考慮した加重平均を求め，燃料の重大な損傷頻度の確率分布を求める。

d) 得られた燃料の重大な損傷頻度又は事故シーケンス発生頻度の確率分布及び／又は分布を表すパラメータ（平均値，中央値，5%信頼度値，95%信頼度値など）も併せて求め整理する。

8.5.6 重要度解析

プラント又はシステムの，信頼性向上策又はリスクを低減するための方策を検討すること，現在のリスクレベルを維持するために重要な機器，システム，運転操作などを把握すること，並びにリスクに重要な影響を与える因子とその影響の程度を把握することなどの情報を得ることを目的に重要度解析を実施する。

a) 重要度解析では，機器の損傷又は故障，並びに人的過誤などの事象の生起確率を 1 又は 0 などの値に変更して，その変更が燃料の重大な損傷頻度又はシステムの機能喪失確率に及ぼす影響の程度，リスクへの各事象の寄与度を算定する。

b) 重要度解析では，炉心損傷頻度に有意な寄与を持つ機器の損傷又は故障，人的過誤などを対象に，Fussell-Vesely 重要度及びリスク増加価値（RAW）を算出する。

ただし，RAW は，当該設備又は機器がもつ信頼性にかかわらず機能喪失した場合の影響を示す指標である。このため，原子炉容器，格納容器など，代替が効かないために設計及び立地選定などにより高い信頼性を持たせている設備又は機器への適用では，そのことに留意する必要がある。また，損傷確率評価において同種機器に完全相関の仮定を用いる場合には機能喪失時の影響を過度に大きく評価する可能性があり，RAW の使用には注意する必要がある。

重要度指標には，これら以外にも多くの指標があり，目的によっては他の指標が有用なことがある。その適用性が説明できる場合には，これら以外の指標を用いて重要度解析を実施してもよい。

c) 断層変位 PRA において重要度解析を行う場合には，機器の損傷確率が断層変位量に依存するため，リスクの指標とする燃料の重大な損傷頻度などのパラメータを評価する条件として，特定の断層変位量における条件付きの燃料の重大な損傷頻度に対する評価であるか，又は全断層変位量にわたる積分値の燃料の重大な損傷頻度に対する評価であるかを明示する。

8.5.7 損傷の相関の取扱い

機器間の損傷の相関が事故シーケンスの発生確率に与える影響を評価する。断層変位による機器などの損傷は，機器などが単独で損傷する場合だけでなく，断層変位の影響範囲及び SSCs の相対的な位置関係を踏まえ，断層変位ごとの機器間の損傷の相似性（これを機器間の損傷の相関という）をも考慮する。これを取扱う手法として，次に示すものがある。

・現実的な相関係数を設定して，同時損傷確率を求める方法
・損傷の完全相関（完全従属）を仮定する方法
・損傷の完全独立を仮定する方法

機器間の損傷の相関は，複数の機器の同時損傷確率に影響するため，現実的な相関性を考慮することが望ましい。ただし，相関性の定量化が難しいと判断する場合には，損傷の完全相関（完全従属）を仮定した場合及び完全独立を仮定した場合の解析を行い，相関が PRA の結果に及ぼす影響を把握する。なお，PRA 結果への影響が小さいと考えられる場合には，その根拠を明示したうえで感度解析を省略してもよい。**【附属書 AQ（参考）参照】**

公衆審査用

8.6　格納容器機能喪失シナリオの分析

8.6.1　一般事項

ここでは，断層変位事象に関するレベル 2PRA を実施する手順のうち，断層変位に起因して格納容器機能が喪失する事故シナリオの分析の手法について述べる。格納容器機能喪失に至る事故シーケンス（以下，格納容器機能喪失事故シーケンスという）の同定は次の手順で実施する。

8.6.2　格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析

格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析では，断層変位によるプラントへの影響が格納容器本体の損傷に結びつく可能性だけでなく，格納容器の隔離機能を果たす設備への影響及び事故の進展への影響も考慮し，事故シナリオを同定する。

事故シナリオの同定では，事故の進展及びソースタームへの影響の観点から，次の項目に留意して行う。**【附属書 AR（参考）**参照**】**

・断層変位による格納容器本体の損傷
・断層変位による格納容器耐力の低下
・断層変位による格納容器隔離の失敗
・断層変位による格納容器圧力抑制機能の喪失
・断層変位による格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失
・断層変位による放射性物質放出抑制機能の喪失

8.6.3　格納容器機能喪失事故シーケンスの分析

断層変位に起因して格納容器機能喪失に至る事故シナリオの特徴を考慮して，炉心損傷が生じる事故シーケンスをその類似性に基づいて幾つかのグループに分類する。同じグループに分類した事故シーケンスに一つのプラント損傷状態を設定する。プラント損傷状態の設定では，炉心損傷以降の事故シナリオの分析を合理的に行えるよう，断層変位発生下に特有な事故の進展及びソースタームへの影響も考慮して，事故シーケンスの特徴を表す要素を摘出する。ここで，ソースタームへの影響を評価するために，直接炉心損傷に至るとした事故シーケンスに対しても，炉心損傷に至る代表的な事故進展の条件を設定する。

設定したプラント損傷状態を初期状態とした格納容器イベントツリーを作成し，格納容器機能喪失事故シーケンスをモデル化する。

格納容器イベントツリーは，断層変位を起因として原子炉建屋，格納容器又は放射性物質の閉じ込め機能に関連する機器が機能喪失し，炉心損傷後に格納容器の破損開口部又は機器破損部から放射性物質が環境に放出される事故シナリオを考慮する。**【附属書 AS（参考）**参照**】**

a)　ヘディングの選定　内的事象レベル 2PRA における格納容器イベントツリーでは，格納容器健全性に影響を与える緩和機能の作動／不作動，運転員操作，物理化学現象の発生の有無などのヘディングを選定している。断層変位起因のレベル 2PRA における格納容器イベントツリーでは，内的事象 PRA で選定したヘディングに加えて，静的機器及び構

公衆審査用

築物などの健全性，特に格納容器圧力抑制機能，格納容器からの崩壊熱除去機能及び放射性物質放出抑制機能が喪失する SSCs の損傷の有無などを考慮して，ヘディングを選定する。

b) 格納容器機能喪失事故シーケンスのモデル化 選定したヘディングを事象の発生又は緩和機能を必要とするタイミングなどに従って時系列順に配列し，その成否をイベントツリーの分岐として展開することによって格納容器機能喪失事故シーケンスとしてモデル化する。

c) 格納容器機能喪失モードの設定 格納容器イベントツリーで分類された全ての格納容器機能喪失事故シーケンスを格納容器機能喪失モードに割り付ける。内的事象レベル 2PRA 及び／又は地震レベル 2PRA を参考とする場合には，内的事象レベル 2PRA 及び／又は地震レベル 2PRA で考慮される格納容器機能喪失モードに加えて，原子炉建屋破損などの断層変位に特有な格納容器機能喪失モードを考慮する。

また，格納容器機能喪失モードの設定に当たっては，次の検討を行うことが望ましい。

1) 格納容器機能喪失モード 断層変位発生下特有の機能喪失モード又は内的事象 PRA と同様の機能喪失モードの分類。

2) 格納容器機能喪失時期 早期機能喪失，後期機能喪失，又は炉心損傷に先立つ断層変位による格納容器先行機能喪失の分類。

3) 機能喪失場所及び機能喪失規模 断層変位 PRA のための構造試験又は構造解析などの情報に基づいた機能喪失場所の推定，並びに断層変位による格納容器隔離弁の機能喪失などの小規模機能喪失又は断層変位による格納容器本体の機能喪失などの大規模機能喪失の分類。

4) 格納容器隔離機能の失敗 弁などの機器又は構築物の損傷による格納容器隔離機能喪失の可能性についての検討。

公衆審査用

9 文書化

9.1 一般事項

文書化は **AESJ-SC-RK006** に従い実施する。断層変位 PRA の結果の利用，更新，専門家によるレビューにおいて，PRA の内容及び結果の妥当性が容易に理解できるよう，PRA の目的，評価範囲，用いた手法，条件，モデル，パラメータ，評価結果等について追跡可能な詳細さで文書化する。また，実施した専門家判断の活用，ピアレビュー及び品質保証活動について文書化する。

9.2 文書化項目

文書化は次の項目を含む。また，この標準は利用目的などに応じて複数の選択肢を示していること，及び，利用に際しての留意事項を記載している項目があるので，報告書にはそれらの選択の理由及び留意事項への対応を記載する。

a) 評価の目的・位置付け

b) サイト・プラント情報の収集・分析及び事故シナリオの概括的分析

1) 評価に用いる情報

1.1) プラントの基本仕様，基本設計

1.2) プラントの耐震設計及びプラント配置の特徴

1.3) 断層変位ハザード評価関連情報

1.4) フラジリティ評価関連情報

1.5) 事故シーケンス評価関連情報

2) 評価手順の概要

3) サイト・プラントウォークダウン

3.1) サイト・プラントウォークダウンの実施手順

3.2) 実施計画書

3.3) 実施結果

4) 事故シナリオの概括的な分析・設定

4.1) 広範な事故シナリオの選定

4.2) 広範な事故シナリオのスクリーニング結果

4.3) 事故シナリオの分析及び起因事象の分類

5) 建屋・機器リストの作成

c) 断層変位ハザード評価

1) 断層変位ハザード評価の手順

2) 断層変位モデルの設定

3) 断層変位量の距離減衰モデルの設定

4) ロジックツリーの作成

5) 断層変位ハザードの評価

6) 地表面から解放基盤への変換

公衆審査用

d) 建屋・機器フラジリティ評価

1) 建屋・機器フラジリティ評価の手順

2) 評価対象及び損傷モードの設定

3) 評価手法の選択及びその理由

4) 評価に用いたデータ及びその根拠若しくは出典

5) 現実的耐力の評価

6) 現実的応答の評価

7) フラジリティ曲線の評価

8) 損傷の相関の評価

e) 事故シーケンス評価

1) 事故シーケンス評価の手順

2) 起因事象の分類

3) 事故シーケンスのモデル化

4) システムのモデル化

5) 事故シーケンスの定量化

6) 格納容器機能喪失シナリオの分析

f) 結論

g) 品質保証活動

h) 専門家判断の活用

i) ピアレビュー結果への対応

9.3 目的・範囲・結果及び手法等の文書化

断層変位 PRA 実施の目的，評価範囲，用いた手法，条件，モデル，パラメータ，評価結果等を追跡可能な詳細さで記載する。

9.4 規定への適合性の文書化

箇条 4 から**箇条 8** に関して，実施した断層変位 PRA がこの標準の具体的な規定を満足していることを示す。なお，この標準の規定に従わない場合はその妥当性について示す。

9.5 除外事項等の適用の妥当性の文書化

箇条 4 から**箇条 8** に関して，実施した断層変位 PRA において，この標準の具体的な規定で許容されている除外事項又は例外事項を適用した場合には，その妥当性を示す。

9.6 ピアレビュー報告書の作成

ピアレビューチームは，**AESJ-SC-RK006** に従って，ピアレビュー結果を文書化する。

審査用

【参考文献】

(1) Youngs, R.R., Arabasz, W.J., Anderson, R.E. et al., A methodology for probabilistic fault displacement hazard analysis (PFDHA), Earthquake Spectra, Vol.19, No.1, pp.191-219, (2003).

(2) Petersen, M.D., Dawson, T.E., Chen, R. et al., Fault displacement hazard for strike-slip faults, Bull. Seism. Soc. Am.，101，pp.805–825，(2011).

(3) 高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).

(4) 高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治：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).

(5) 高尾誠，谷智之，大島貴充，安中正，栗田哲史：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).

(6) U.S. Nuclear Regulatory Committee, Research Information Letter 12-01 Confirmatory Analysis of Seismic Hazard at the Diablo Canyon Power Plant from the Shoreline Fault Zone, (2012).

(7) （一社）日本原子力学会：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).

(8) Cornell, C. A., Engineering seismic risk analysis, Bull. Seismol. Soc. Am., 58, pp. 1583-1606, (1968).

(9) 神田剛，高尾誠，金戸俊道，荒川武久：確率論的断層変位ハザード解析における主断層評価式に関する検討―既知の活断層との関連性の考慮―，日本地球惑星科学連合 2019年大会，HDS15-P08，(2019).

(10) Moss, R.E.S. and Ross, Z.E., Probabilistic fault displacement hazard analysis for reverse faults, Bull. Seism. Soc. Am., **101**, pp.1542–1553, (2011).

(11) Suzuki, Y. and Annaka, T., Probabilistic hazard analysis for secondary fault, Best Practices in Physics-based Fault Rupture Models for Seismic Hazard Assessment of Nuclear Installations, Vienna, Austria, November 18-20, (2015).

公衆審査用

附属書 A
（参考）
断層変位 PRA の品質を確保するための
具体的な方策に関する留意事項

序文

この附属書は，**箇条 4** における断層変位 PRA の品質を確保するために実施する，専門家判断の活用，ピアレビューの実施及び品質確保活動の実施についての留意事項について記載したものである。

A.1　専門家判断の活用

a)　専門家による判断は，次の **1)**から **4)**のような場合に活用してもよい。

1)　異なる解釈がされているデータを用いる場合

異なる解釈が存在するような複雑な実験データに対して，どのような解釈が適切であるかを判断する場合

2)　複数のモデルが存在し，その一つの適用性を判断する場合

技術的問題に関連する評価モデルが複数提案されており，断層変位 PRA に用いた評価モデルが，それら評価モデルの中で適用性が高いかどうかを判断する必要がある場合

3)　評価上の仮定及び計算が適切になっているかを判断する場合

評価上の仮定及び計算が非保守的となっていないか又は過度に保守的となっていないかどうかを評価するために判断が必要な場合

4)　情報が少ない又は不確実さが大きいデータなどを用いる場合

情報が少ないため又は物理現象などに本質的に知識及び認識が不十分で不確実さが大きく，結果に対して大きな影響を与えるようなデータなどを用いる場合

b)　断層変位 PRA において特に専門家判断が必要な技術分野は，断層変位ハザード評価，建屋・機器のフラジリティ評価，断層変位発生時及び発生後の人的過誤評価などである。

c)　専門家判断の活用に関しての責任範囲の例を次の **1)**から **3)**に示す。

1)　専門家による個々の専門技術に対する判断は，その専門家が責任をもつ。

2)　個々の専門家判断を集約し，統合的判断としてまとめる場合は，チームの統合者（TI，TFI など）が統合的判断に対して責任をもつ。

3)　専門家判断及び／又は統合的判断結果を尊重し，断層変位 PRA にどう活用するかは，断層変位 PRA 実施者が責任をもつ。

A.2　ピアレビューの実施[(1), (2)]

ピアレビューの実施については，次の **a)**から **e)**について留意する必要がある。

a) ピアレビューは終了後に一括して実施するのではなく，検討期間中にピアレビューを行う者が議論の場に同席する“参加型ピアレビュー”により実施することが望ましい。

b) ピアレビューを行う者は，断層変位ハザード評価，フラジリティ評価，事故シーケンス評価など，断層変位 PRA に必要な広範囲な技術分野のいずれかに精通するとともに，担当する技術分野での断層変位 PRA 実施基準に精通している必要がある。また，ピアレビューのチーム全体として，これら技術分野の全体を包絡するよう組織する。

c) ピアレビューを行う者は，実施者の PRA にとらわれず独自の視点からレビューができるよう， **AESJ-SC-RK006**（原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準）の **6.2** においてレビューする断層変位 PRA に参加していないことが定められている。

d) 当該断層変位 PRA の優良な点又は脆弱な点について，ピアレビューを通じて把握し，改善に役立てることも重要である。

e) 参加型ピアレビューにおける，ピアレビューを行う者が参加する場については，適切かつ効率的にピアレビューが実施されるように設定する。

A.3 品質保証の確保

品質保証活動の実施については，次の **a)**から **b)**に留意する必要がある。

a) 断層変位 PRA は，断層変位ハザード評価，フラジリティ評価，事故シーケンス評価など，技術分野が広く，断層変位 PRA に必要な広範囲な情報の収集が重要である。収集した情報が信頼性の観点から十分であるかどうかを分析し，不足が認められる場合には追加情報を収集し，断層変位 PRA の実施に必要な情報の品質を確保する。

b) 文書化では，専門家判断の活用，ピアレビューの実施及び品質保証活動の実施を反映した断層変位 PRA について，その具体的な内容を記載する。また，専門家判断の活用，ピアレビューの実施及び品質保証活動の実施を，断層変位 PRA でどのように実施し，どう反映したかを，報告書の最後にまとめて記載する。

【参考文献】

(1) ASME/ANS, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sb-2013,September, 2013

(2) NEI, “External Hazards PRA Peer Review Process Guidelines”, NEI 12-13, August, 2012

公衆審査用

附属書 B
（参考）
評価に必要な情報の情報源

序文

断層変位 PRA を実施するために必要な設計及び運転管理に関する情報として，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などがある。特に，これらの情報は構造解析上の特徴及びプラントの配置上の特徴を把握する上で有用となる。これらの情報源を**表 B.1** にまとめる。

構造解析上の特徴としては，各設備の耐震クラス及び要求される機能がある。プラント配置上の特徴としては，共有する支持構造物及び各設備のエレベーションなどがある。運転管理に関する情報として，保安規定，運転手順書類，定期検査要領書，試験・保守点検手順書，地震後の点検手順書などがある。これらの情報源から，保守点検時，事故対応操作時の人的寄与の可能性が評価できる。

また，先行の内的事象 PRA 及び／又は地震 PRA 報告書，国内外の震害事例などから評価対象プラントにも適用できる情報を収集し，評価上の留意点としてまとめておくことが望ましい。

公衆審査用

表 B.1－評価に必要な情報の情報源

	PRA の評価作業	必要な情報	断層変位 PRA における 主な情報源の追加
1	プラントの設計及び運転の把握	PRA 実施に当たり必要とされる設計，運転管理に関する情報 ・基本仕様 ・系統設備の構成特性 ・重大事故等対処設備 ・設計上の特徴 ・プラントの配置上の特徴	1)原子炉設置許可申請書及び／又は原子炉設置変更許可申請書 2)配管計装線図 3)電気系統図(送電系統一覧，所内単線結線図など) 4)プラント機器配置図 5)工事計画認可申請書 6)系統設計仕様書 7)機器設計仕様書 8)保安規定 9)プラント訪問 10)設計技術者，プラント職員との議論 11)設備耐力に関わる情報 ・地盤 ・耐震重要度分類 ・構造図 ・基礎図
2	断層変位ハザード評価	対象サイト周辺地域での断層変位モデルの設定にかかる断層変位特性，距離減衰モデルの設定にかかる距離減衰特性に関する情報	1)原子炉設置許可申請書及び／又は原子炉設置変更許可申請書 2)活断層及び歴史地震カタログ 3)日本の地震断層パラメター・ハンドブック 4)地震地体構造区分 5)地震調査研究推進本部による長期評価結果 6)集集地震，熊本地震　などの知見 7)土木学会原子力土木委員会による断層変位評価小委員会研究報告書
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関連する情報	1)原子炉設置許可申請書及び／又は原子炉設置変更許可申請書 2)工事計画認可申請書 3)設計・建設規格 4)日本電気協会編原子力発電所耐震設計技術規程及び指針 5)日本機械学会,日本建築学会,土木学会の関連指針 6)構造関連試験結果，断層変位による災害事例など

公衆審査用

表 B.1－評価に必要な情報の情報源

	PRA の評価作業		必要な情報	断層変位 PRA における 主な情報源の追加
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの明確化及び起因事象の分析及び設定	・大規模な断層変位発生時に想定されるプラント状態	1) 1 の情報源 2)成功基準に対するシステムの現実的性能評価報告書 3)運転手順書(設備別操作手順書，事故時操作手順書，サーベランス手順書) 4)定期検査要領書 5)運転員などの訓練プログラム 6)先行 PRA 報告書及びそれに関する報告書 7)当該プラントを対象とした地震 PRA 報告書
		b)事故シーケンスのモデル化 ・安全機能の設定 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 ・対象プラントに則した機器故障モード，運転形態など ・評価結果の妥当性を確認する際に参考となる情報	
		c)システムのモデル化		
		d)事故シーケンスの定量化		
		e)格納容器機能喪失シナリオの分析	・格納容器の隔離機能に関する情報	

公衆審査用

附属書 C
（参考）
サイト・プラントウォークダウン実施における確認事項の考え方

序文

この附属書は，サイト・プラントウォークダウン実施の際のチェックシートの例を挙げ，プラントウォークダウンで確認することが望ましい事項の考え方を示す。

C.1　考え方及びチェックシートの例

プラントウォークダウンでは，サイトでの実施が必要となる設置場所・地形に関する確認，断層変位に対する耐力の確認，アクセス性及び現場操作の確認，及び断層変位 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件の確認の観点から確認する事項を設定し，チェックシートを構成する項目を抽出する。PWR の安全性向上評価における地震 PRA 及び津波 PRA で実施されているプラントウォークダウンのチェックシート（安全性向上評価届出書の内容として公開されている）を参考に，断層変位 PRA 向けのプラントウォークダウンチェックシートの例を次ページ以降に示す。

公衆縦覧用

断層変位 PRA プラントウォークダウンチェックシート

ＳＳＣ名　：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

機器番号　：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

耐震クラス：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

設置建屋／位置：＿＿＿＿＿＿＿＿　設置建屋基礎レベル：＿＿＿＿＿＿＿＿

設置高さ：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

機器種別：＿＿＿＿＿＿＿＿　形状：＿＿＿＿＿＿＿＿　支持タイプ：＿＿＿＿＿＿＿＿

［チェック対象項目］	要	否
A）設置場所・地形に関する確認	☐	☐
B）断層変位に対する耐力の確認	☐	☐
C）アクセス性及び現場操作の確認	☐	☐
D）断層変位 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件	☐	☐

総合評価

実施日：＿＿＿＿年＿＿＿＿月＿＿＿＿日

実施者：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

公衆審査用

ＳＳＣ名：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

Ａ）設置場所・地形に関する確認

	Y	N	U	N／A
１．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との間に相違点はない	□	□	□	□
２．影響評価の前提としているＳＳＣ配置状況と相違点はない	□	□	□	□

設置場所・地形に関する気づき事項

Ｂ）断層変位に対する耐力の確認

対象ＳＳＣ本体の評価

	Y	N	U	N／A
１．対象ＳＳＣの図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点はない	□	□	□	□
２．対象ＳＳＣと支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	□	□	□	□
３．配管接合部と図面に外見上の相違点はない	□	□	□	□
４．配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	□	□	□	□
＜動的機器の場合＞				
５．潤滑油の油面は適切に管理されている	□	□	□	□
６．傾斜によって状態変化を発生させる部品はない	□	□	□	□

アンカーボルト・基礎溶接部の評価

	Y	N	U	N／A
１．図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違はない	□	□	□	□
２．周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	□	□	□	□
３．締め付け強度は適切に管理されている（ゆるみ止め対策がされているか等）	□	□	□	□
４．＜可搬式設備の場合＞転倒防止・竜巻対策等の固縛がされている	□	□	□	□

耐力に関する気づき事項

（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

審査会合資料

ＳＳＣ名：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

二次的影響について

	Y	N	U	N／A
１．周辺にあり倒壊・落下・移動によって被害を与え得るＳＳＣの耐力は問題ない	☐	☐	☐	☐
２．周辺に固縛されていない重量物はない	☐	☐	☐	☐
３．周辺ＳＳＣの損傷時，その周辺ＳＳＣの保有水による影響はない	☐	☐	☐	☐
４．周辺に仮置の火災源はない	☐	☐	☐	☐
５．ＳＳＣに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	☐	☐	☐	☐

二次的影響についての気づき事項

Ｃ）アクセス性及び現場操作の確認

	Y	N	U	N／A
１．対象ＳＳＣの識別が可能である	☐	☐	☐	☐
２．周辺斜面からの被害を受けない	☐	☐	☐	☐
３．機器の可動部分の移動によってアクセスが妨げられることがない	☐	☐	☐	☐
４．現場での操作が可能である	☐	☐	☐	☐
５．操作のための作業場所が確保できる	☐	☐	☐	☐
６．ＳＳＣの作動状態が確認できる	☐	☐	☐	☐
７．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って全てのアクセスルート及びＳＳＣ搬入路が使用不能になることがない	☐	☐	☐	☐
８．ＳＳＣ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	☐	☐	☐	☐

アクセス性及び現場操作についての気づき事項

（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

審査会合資料

ＳＳＣ名：＿＿＿＿＿＿＿＿＿＿

Ｄ）断層変位 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

	Ｙ	Ｎ	Ｕ	Ｎ／Ａ
１．モデル化の前提条件が適切である	☐	☐	☐	☐

断層変位 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件：
確認結果：

（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

公表審査用

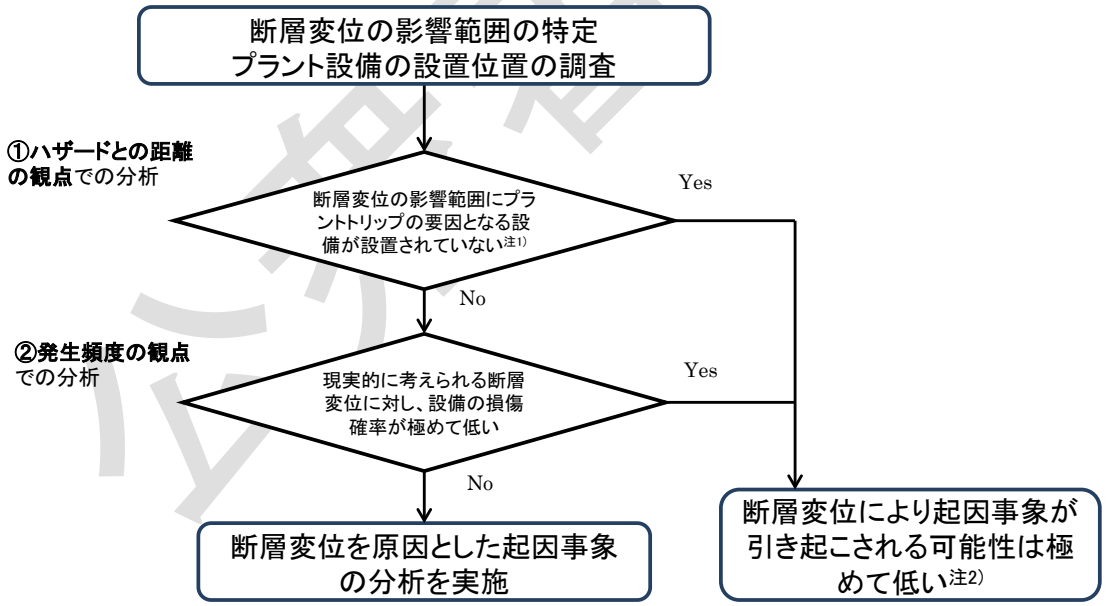
附属書 D
（参考）
事故シナリオのスクリーニングの考え方

序文

この附属書は，広範な事故シナリオのスクリーニングにおいて，断層変位事象による起因事象発生の観点から事故シナリオをスクリーニングする際の考え方を記載する。

D.1　起因事象発生観点での事故シナリオのスクリーニング

断層変位で発生する可能性のある事故シナリオについて，断層変位の影響範囲に設置された建屋・構築物の有無，及び建屋・機器フラジリティ評価の結果を踏まえて，プラントに与える影響を考慮し，事故シーケンス評価の対象として考慮すべき起因事象のスクリーニングを実施する。起因事象のスクリーニング方法の具体例を**図 D.1** に示す。断層変位によって発生する起因事象は過渡事象を超えるものであるか，起因事象を誘発する設備及び起因事象を緩和する設備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及び事象が発生する頻度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特定できるものである。



注1）使用済み燃料プール内の燃料損傷を対象とした評価ではプール水の冷却機能維持に係わる設備に着目する。
注2）事故緩和設備へ影響を及ぼす可能性のある断層については，プラント設備への影響把握分析を実施することが望ましい。

図D.1－事故シナリオのスクリーニング方法の具体例

附属書 E
（参考）
断層変位によって損傷する可能性のある SSCs 及び事故シナリオの同定の考え方

序文

この附属書は，建屋・機器リストを作成するうえで行う，損傷する可能性のある SSCs の同定及び機器などの損傷がもたらす事故シナリオの同定の考え方を記載する。

E.1　機器リスト作成の手順

建屋・機器リストの作成を含めた事故シナリオ同定作業の流れを**図 E.1** に示す。評価ステップ毎の内容を次に示す。

a)　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。

b)　断層の影響を受ける SSCs 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 SSCs を特定する。既往の地震 PRA と同じく損傷可能性のある SSCs の特定を行う。建屋間の相対変位による渡り配管の損傷など，既往の地震 PRA ではない損傷モードについて留意する。

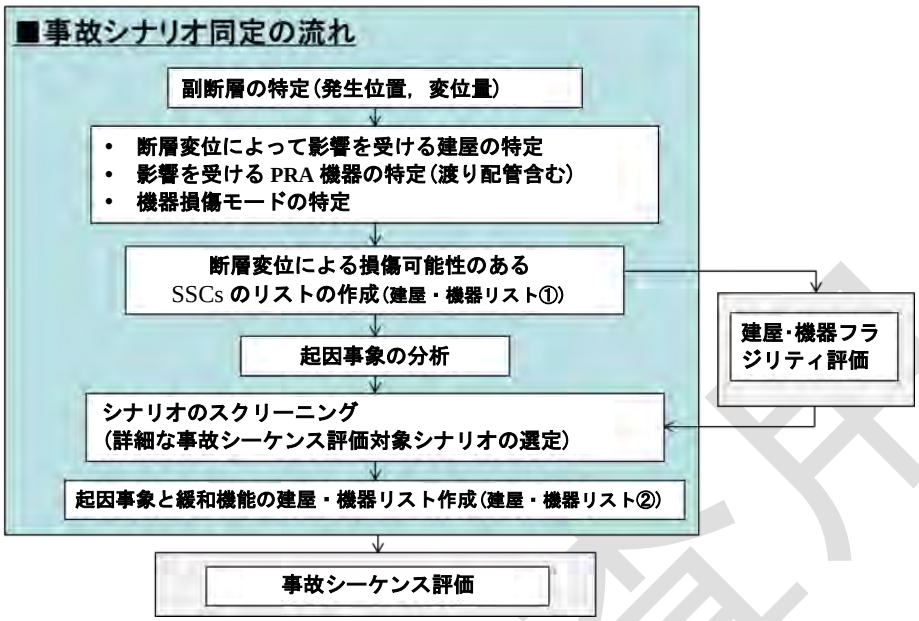
c)　機器リストの作成　**b)**にて選定した断層変位にて損傷する可能性のある SSCs をリスト化する。リスト化したものは，フラジリティ評価の対象候補となる。

d)　起因事象の分析及び緩和系の特定　**c)**にて作成した機器リストから，断層変位にて SSCs が損傷したときに発生する起因事象を特定する。また，起因事象発生後の事象緩和に必要な SSCs を同定する。

e)　事故シナリオのスクリーニング　プラントへ与える影響の大きさ及び事象が発生する頻度の観点から，事故シーケンス評価においてモデル化する起因事象を選定する。

f)　起因事象及び事象緩和に関わる建屋・機器リストの作成　**e)**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 SSCs を建屋・機器リストとして整理する。

公衆審査用



図E.1ー事故シナリオ同定の流れ

E.2　断層変位によって損傷する可能性のある SSCs のスクリーニング

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，損傷する可能性が極めて低いと判断される SSCs をスクリーニングにより除外することで，リスク上重要なシナリオに着目した評価が可能になる。**表 E.1** に SSCs の損傷要因に基づいたスクリーニングの例を示す。

表 E.1ー損傷する可能性のある SSCs のスクリーニング

SSCs 損傷要因	スクリーニングの例
傾斜	評価対象とする建屋で現実的に発生し得る傾斜によって機器の機能が損なわれると考えにくく，本損傷モードは除外する。
床面の変形による建屋内支持機能の低下	各建屋の二階以上に設置され，下層の床面の変形の影響を受けない設備は，本要因の影響は小さいと考え，最下層に配置された機器だけに着目する[注 1)]
建屋間の相対変位	相対変位量から，渡り配管の損傷有無を推測可能[注 1)]

注 1)　現実的に発生し得る断層変位量によって機器損傷が発生しないと判断できる場合は，スクリーニングにより除外することも考えられる。

公衆審査用

附属書 F
（参考）
起因事象をもたらす SSCs 損傷の明確化の考え方

序文

この附属書は，起因事象をもたらす SSCs 損傷の明確化の考え方を記載する。

F.1　起因事象をもたらす SSCs 損傷の明確化の例

断層変位 PRA では，分類した起因事象をもたらす SSCs 損傷を同定し，それらに対するフラジリティを評価する。起因事象をもたらす SSCs 損傷の例を次に示す。

a)　原子炉建屋損傷

1)　事象の内容　原子炉建屋が損傷すると，同時に建屋内の格納容器又は一次系配管などの機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。原子炉建屋損傷は，断層変位によって原子炉建屋が大規模な損傷を受ける事象である。原子炉停止及び炉心冷却が不可能になるものとして直接炉心損傷に至る事象と仮定することも考えられる。

2)　評価対象の考え方　原子炉建屋の損傷によって，原子炉建屋内にある設備の安全機能を期待しない場合には，損傷部位として基礎版などで代表させることも考えられる。

b)　格納容器損傷

1)　事象の内容　断層変位によって格納容器が損傷する事象である。格納容器の損傷としては，発生の態様に応じて次のような影響が考えられる。

1.1)　格納容器内の機器又は構築物が大規模な損傷を受けて原子炉停止及び炉心冷却が不可能になり炉心損傷に至る。

1.2)　格納容器の耐圧機能が劣化し，格納容器圧力が上昇する事故シーケンスにおいて格納容器が過圧破損して炉心損傷に至る可能性がある。

1.3)　BWR において格納容器が損傷することによって長期的にはサプレッションプール水が利用できなくなり炉心損傷に至る。PWR においても，格納容器の損傷に伴い同時に LOCA が発生した場合には，格納容器再循環サンプ水の沸騰によってやがて炉心損傷に至る。

1.4)　格納容器の構造的損傷又は機能喪失時には保守的に直接炉心損傷及び格納容器損傷の同時発生に至ると仮定することも考えられる。

2)　評価対象の考え方　事象の内容を発生の態様に応じて区別する場合には，評価対象もそれぞれの内容に対応するように区別することも考えられる。また，損傷による影響を厳密に評価することが難しく，格納容器の大規模な損傷に至る可能性のある事象に包含する場合には，発生した場合に格納容器の大規模な損傷に至る可能性が高く，かつ損傷の可能性も高い評価対象で代表させることも考えられる。

c)　LOCA（大 LOCA，中 LOCA，小 LOCA 及び E-LOCA）

1) 事象の内容 断層変位によって格納容器内の一次系配管又はそのサポート部，ポンプ，弁などが損傷し，原子炉冷却材喪失を引き起こす事象である。

なお， E-LOCA を炉心損傷に直結する事象として設定し，保守的に包含することも考えられる。

2) 評価対象の考え方 格納容器内の一次系配管には，BWR では再循環系，主蒸気系，給水系，ECCS 系（高圧炉心スプレイ系（又は高圧注入系），低圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び原子炉隔離時冷却系（蒸気抽出ラインを含む））の隔離弁から原子炉圧力容器側の配管などがあり，PWR では一次冷却材系配管（加圧器廻り配管を含む），ECCS 系（高圧注入系，低圧注入系）及び充てん，抽出系配管の隔離弁から原子炉圧力容器側の配管がある。したがって，LOCA 発生時の評価対象 SSCs としては，上記各系統の配管，配管サポート及び付帯機器（加圧器，ポンプ，弁など）などが挙げられる。大 LOCA，中 LOCA 及び小 LOCA に分類する場合には，これら評価対象となる機器などを損傷によって生じる破断規模に応じて分類する。

d) 二次系破断

1) 事象の内容 PWR プラントでは，断層変位による起因事象の一つとして二次系破断が考えられる。二次系破断は，断層変位によって主蒸気管，主給水管などの二次系配管又はそのサポート部，ポンプ，弁などが損傷し，二次系からの蒸気流出又は蒸気発生器の冷却能力の喪失を招く事象である。

2) 評価対象の考え方 このような事象の発生要因となる二次系破断の評価対象部位は，二次系の配管破損の損傷確率を考慮して次の考え方で設定することが考えられる。

2.1) 主蒸気配管（主蒸気隔離弁から上流側）又は主給水配管（主給水隔離弁から下流側）の破損によって二次系破断が発生することが考えられる。

2.2) 主蒸気隔離弁から下流の配管については，主蒸気隔離弁による隔離に成功すれば，二次系破断とはならないため，各ループの主蒸気隔離機能のいずれかが機能喪失した場合に，二次系破断の発生が考えられる。ただし，主蒸気隔離弁から下流の配管は耐震クラスが低いため，結果に有意に影響しない場合には，それらの配管が設置された建屋が断層変位の影響範囲に含まれるのであれば二次系破断が発生するものとして評価する場合もある。

2.3) 主給水隔離弁から上流側での配管破損は，主給水隔離弁による隔離に失敗した場合二次系破断の発生が考えられる。また，隔離に成功した場合には，主蒸気・復水・給水系（PCS：Power Conversion System）機能喪失と想定することも考えられる。ただし，主給水隔離弁から上流の配管は耐震クラスが低いため，結果に有意に影響しない場合には，それらの配管が設置された建屋が断層変位の影響範囲に含まれるのであれば二次系破断が発生するものとして評価する場合もある。

e) 原子炉補機冷却水設備（CCWS：Component Cooling Water System）機能喪失

1) 事象の内容 断層変位によって原子炉補機冷却水設備（CCWS）配管などが損傷し

て，炉心冷却に必要な各種機器の冷却機能を喪失する事象である。

2) 評価対象の考え方 このような事象の発生要因となる評価対象部位は，原子炉補機冷却水（CCW：Component Cooling Water）ポンプ廻りの主配管などが考えられる。

なお，専用の隔離弁が設けられ配管破損時に中央制御室からの隔離操作が可能な場合，当該弁の隔離に成功した場合には原子炉補機冷却水設備（CCWS）機能喪失は発生しないと考えてもよい。

f) 外部電源喪失

1) 事象の内容 断層変位によって外部電源設備などが損傷して，プラントへの外部からの電源供給が途絶える事象である。

2) 評価対象の考え方 このような事象の発生要因となる外部電源喪失の評価対象は施設外を含め広範に想定されるとともに，損傷確率を厳密に評価することが困難な耐震クラスの低い機器が対象となるため，外部電源受電設備が設置された領域が断層変位の影響範囲に含まれる場合，外部電源喪失が発生するものとして評価してもよい。なお，断層変位事象に随伴する地震動の影響を考慮し，保守的に外部電源喪失が必ず起こるものとして評価することも考えられる。

g) 初期に PCS が使用不可能な過渡事象／初期に PCS が使用可能な過渡事象 過渡事象のうち初期に PCS が使用不可能な過渡事象は，断層変位によって PCS を構成する機器が損傷を受け，起因事象の発生と同時に PCS が使用不可能となる過渡事象である。初期に PCS が使用不可能な過渡事象の評価対象機器／構造物としては，主蒸気系，復水系及び給水系の各系統を構成する配管，配管のサポート部及び付帯機器が考えられる。初期に PCS が使用可能な過渡事象は，耐震クラスの低い PCS の機能喪失確率を計算するのが通常困難であるため，初期に PCS が使用不可能な過渡事象（又は主給水喪失）としてひとまとめで取扱ってもよい。

なお，内的事象 PRA では，一般には過渡事象を次に示すように PCS が使用可能か否かで大きく分類している。

1) 初期に PCS が使用不可能な過渡事象 次の過渡事象が考えられる。

1.1) 主蒸気隔離弁の閉鎖（BWR）

1.2) 全給水流量喪失（BWR）

1.3) 復水真空度喪失（BWR）

1.4) 主給水流量喪失（PWR）

2) 初期に PCS が使用可能な過渡事象 次の過渡事象が考えられる。

2.1) 負荷の喪失（BWR／PWR）

2.2) 再循環系の故障（BWR）

2.3) 一次冷却材の流量喪失（PWR）

2.4) 逃がし安全弁の誤開放（BWR）

2.5) 制御棒クラスタの異常な引き抜き（PWR）

附属書 G
（参考）
PFDHA における予備解析の重要性

序文

この附属書は，確率論的断層変位ハザード解析における予備解析の重要性を記載する。

G.1　PFDHA における予備解析の重要性

地震に伴う“断層変位”という自然事象を相手にするために各種パラメータを確定的に設定することは難しい。そこで，この実施基準では確率論的断層変位ハザード解析（PFDHA）を適用し，各種パラメータの不確実さをロジックツリーとして表し，断層変位の不確実さを評価することを基本とする。

ロジックツリーを用いた不確実さ評価を実際に行う場合には，不確実さ要因に関わる各項目について，多くの予備的な検討を行うことが重要である。予備検討として，一般に，主断層の断層長さ，それから算定される地震の規模，主断層から評価地点までの距離，解析に用いる格子寸法など，断層変位ハザード曲線に影響を与える可能性があるパラメータに加え，別途実施する確率論的地震動ハザード解析（PSHA）において，不確実さがあり，かつ地震動ハザード曲線に影響を与えたパラメータに関して，パラメータの値を変動させて断層変位ハザード曲線に与える影響を把握するなどの感度解析が有効である。

予備的検討の結果などから，断層変位ハザード曲線に与える影響の大小を把握した上で，ロジックツリーの分岐及び重みの検討に進むことが重要である。

原子力規制委員会 公表資料

附属書 H
（参考）
確率論的断層変位ハザード解析

序文

この附属書では，確率論的断層変位ハザード解析について示す。

H.1　確率論的断層変位ハザード解析の概要

確率論的断層変位ハザード解析（Probabilistic Fault Displacement Hazard Analysis, PFDHA）は，断層変位量がある値を超える1年当たりの頻度（以下，年超過頻度という）を評価する手法であり，Youngs 他(2003)[1]は，PFDHA に対して地震アプローチ（Earthquake approach）及び変位アプローチ（Displacement approach)の2つの方法を示している。地震アプローチは，Cornell(1968)[2]によって提案された確率論的地震ハザード解析（Probabilistic Seismic Hazard Analysis，以下，PSHAという）の方法を参考にしたものである。一方，変位アプローチは，対象となる評価地点において観察された断層変位の特性を活用するものである。

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。一つは主断層における断層変位であり，もう一つは副断層における断層変位である。次にそれぞれについて解説する。

H.2　変位アプローチ

評価地点を含む敷地及び敷地近傍において，主断層，副断層を問わず，当該断層の変位量，活動性等に関する調査結果が十分に存在する場合は，次節で示すような一般的によく用いられる地震アプローチではなく，この節で示す変位アプローチに従ってPFDHAを実施してもよい。

$$\nu\left(D>d\right)=\lambda_{\mathrm{DE}}P\left(D>d\right) \tag{H.1}$$

ここに，$\nu\left(D>d\right)$ は断層変位量 D が d を超過する頻度，λ_{DE} は当該断層の活動頻度，$P\left(D>d\right)$ は当該断層が活動したときに変位量 D が d を超過する条件付き確率である。また，λ_{DE} は，次式によって計算してもよい。

$$\lambda_{\mathrm{DE}}=\frac{1}{R_{\mathrm{ave}}} \tag{H.2}$$

公表前審査用

ここに，R_{ave} は当該断層の平均活動間隔である。なお，R_{ave} を得ることができない場合は，次式を適用してもよい。

$$\lambda_{DE} = \frac{SR}{D_E} \tag{H.3}$$

ここに，SR は断層の平均変位速度，D_E は 1 回当たりの平均変位量である。

H.3　地震アプローチ（主断層を対象としたPFDHA）

a)　主断層を対象としたPFDHAの概念的な式

評価地点が主断層の直上に立地していない場合は考慮する必要はない。

主断層における断層変位の年超過頻度は，次のパラメータの積として評価してもよい。

ν_0 ：主断層が活動する1年当たりの頻度

P_{1p} ：主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} ：主断層におけ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} ：主断層における断層変位が評価地点で発生した場合にその断層変位量がある値を超過する確率

なお，Youngs 他(2003)[(1)]はP_{2p}を導入していないが，主断層が地表で発生する場合には必ずしも震源断層全長にわたって断層変位が生じるわけではないことから，高尾他(2013)[(3)]ではP_{2p}を導入している。ただし，上記説明は，PFDHAの概念を分かりやすく説明するために記載したものであり，ν_0を除く3つの確率の積は，実際には式(H.4)によって計算され，P_{2p}そのものは式(H.5)によって計算される。

b)　主断層を対象としたPFDHAの基礎式

長さLの断層においてマグニチュードmの地震が1個発生した場合に，主断層沿いの位置xにおける主断層の断層変位Dがd より大きくなる確率は次式で表現される。

$$P_p(D>d\,|\,m,x,L) = P_{1p}(\mathrm{PF}\,|\,m)\times\sum_{n=1}^{n_f}\frac{1}{n_f}\left\{\sum_{l=1}^{l_p}\frac{1}{l_p}I(Slip\,|\,x_n,L_l)\times P_{3p}(D>d\,|\,m,x_l/L_l,Slip)\right\} \tag{H.4}$$

ここで，

$P_{1p}(\mathrm{PF}|m)$ ：マグニチュードm の地震で主断層が出現する確率。PFとは主断層（principal fault）における断層変位の発生のことを指す。

n_f ：震源断層域（活断層の長さ）に対する震源断層の配置数

n ：1~n_f までの整数

l_{p}：それぞれの震源断層配置に対する主断層セグメントの配置数

l：1~l_{p}までの整数

$I(Slip|x_n, L_l)$：n番目の震源断層に対し，l番目の主断層セグメント（長さL_l）に評価地点x_nが含まれる（断層変位が生じる）場合に1，含まれない（断層変位が生じない）場合に0となる関数。$Slip$とは断層変位のことを指す。

$P_{3\mathrm{p}}(D > d|m, x_l / L_l, Slip)$：位置$x_l / L_l$で断層変位が生じた場合に変位$D$が$d$より大きくなる確率

（出典：高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第1号，pp.17-36，(2013).）

また，主断層が生じた場合に，位置xで断層変位が生じる確率$P_{2\mathrm{p}}$は次式で計算してもよい。

$$P_{2\mathrm{p}}(Slip|m, x, PF) = \sum_{n=1}^{n_{\mathrm{f}}} \frac{1}{n_{\mathrm{f}}} \left\{ \sum_{l=1}^{l_{\mathrm{p}}} \frac{1}{l_{\mathrm{p}}} I(Slip|x_n, L_l) \right\} \quad \text{(H.5)}$$

（出典：高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第1号，pp.17-36，(2013).）

H.4　地震アプローチ（副断層を対象としたPFDHA）

a)　副断層を対象としたPFDHAの概念的な式

副断層における断層変位の年超過頻度は，次のパラメータの積として評価してもよい。

ν_0：主断層が活動する1年当たりの頻度

$P_{1\mathrm{p}}$：主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

$P_{2\mathrm{d}}$：主断層が活動したときに主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

$P_{3\mathrm{d}}$：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量がある値を超過する確率

なお，副断層を生じさせうる活断層が評価地点の周辺に複数存在する場合は，評価地点に影響を及ぼしうる活断層を主断層として選定した上で，それらの活動に伴う副断層における断層変位の年超過頻度の総和を評価する必要がある。

図H.1に，主断層が評価地点を通る場合(a)及び通らない場合(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主断層直上の断層変位，及び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る必要がある。一方，(b)の場合は，主断層直上の断層変位を評価する必要はなく，F1断層及び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。

b)　副断層を対象とした PFDHA の基礎式

長さLの断層においてマグニチュードmの地震が1個発生した場合に，主断層から最短距離

rの地点において副断層の断層変位量Dがdより大きくなる確率は次式で表現される。

$$P_{\mathrm{d}}(D>d\,|\,m,r,L)=P_{\mathrm{1p}}(PF\,|\,m)\times\sum_{n=1}^{n_{\mathrm{f}}}\frac{1}{n_{\mathrm{f}}}\left\{P_{\mathrm{2d}}(Slip\,|\,m,r_n,PF)\times P_{\mathrm{3d}}(D>d\,|\,m,r_n,Slip)\right\} \quad \text{(H.6)}$$

ここで,

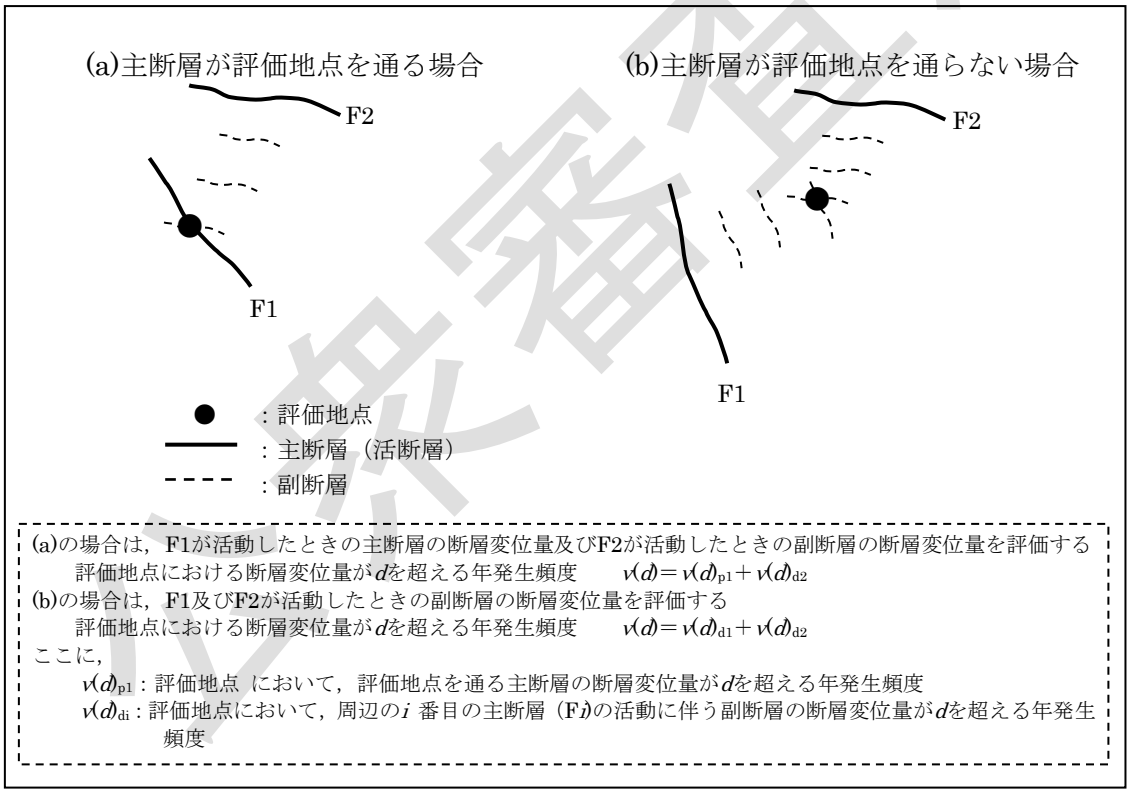
$P_{\mathrm{1p}}(\mathrm{PF}|m)$：マグニチュード$m$の地震で主断層が出現する確率

$P_{\mathrm{2d}}(Slip|m,r_n,PF)$：主断層が発生した場合に距離$r$の地点で副断層の断層変位が出現する確率

$P_{\mathrm{3d}}(D>d|m,r_n,Slip)$：距離$r$の地点で副断層の断層変位が出現した場合に，断層変位量Dがdより大きくなる確率

n_{f}：震源断層域に対する震源断層の配置数

（出典：高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第1号，pp.17-36，(2013).）



図H.1－断層変位量の年超過頻度の評価概念

（出典：高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).）

注　著者の許可を得て，原図の凡例「活断層の活動による主断層」を「主断層（活断層）」に，活断層の活動による副断層」を「副断層」に修正し，F1 及び F2 の凡例を削除した。また，破線枠内の「活断層（Fi））」を「主断層（Fi））」に修正した。

公表審査用

【参考文献】

(1) Youngs, R.R., Arabasz, W.J., Anderson, R.E. et al. : A methodology for probabilistic fault displacement hazard analysis (PFDHA), Earthquake Spectra, Vol.19, No.1, pp.191-219,(2003).

(2) Cornell, C. A. : Engineering seismic risk analysis, Bull. Seismol. Soc. Am. 58, pp.1583-1606, (1968).

(3) 高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).

公衆縦覧用

附属書 I
（参考）
領域震源による断層変位モデルで適用する主断層の評価式

序文

この附属書では，領域震源による断層変位モデルで適用する主断層に関する評価式について示す。

I.1　領域震源による断層変位モデルの基本的事項

領域震源による断層変位モデルの検討に当たっては，本文の**6.2.1.4**に示した特定震源による断層変位モデルと同様の手法を適用してもよい。すなわち，**附属書H（参考）**で示す地震アプローチの方法を適用してもよい。

ただし，主断層（ここでは，領域震源の震源断層）が活動する1年当たりの頻度は，当該地域におけるグーテンベルグ・リヒター則のパラメータに基づいて設定する。

また，主断層の発生確率（P_{1p}）及び主断層の断層変位量に関する評価式については，次節で紹介するとおり，神田他(2019)[(1)]によって提案されていることから，領域震源による断層変位モデルの検討に当たって参考にしてもよい。

I.2　領域震源による断層変位モデルにおいて考慮する評価式

高尾他(2013)[(2)]は，PFDHAに必要な各種評価式を提案しているが，地震の規模（M_w）と主断層が出現する確率（P_{1p}）との関係式，及びM_wと主断層の断層変位量（最大値*MD*及び平均値*AD*）との関係式については，①活断層の存在が知られている場所で発生した地震，及び②累積的な変位の痕跡が無く活断層の存在が知られていない場所で発生した地震について，Youngs 他 (2003)[(3)]と同様に区別していない。

神田他(2019)[(1)]は，高尾他（2013）[(2)]の評価式を提案する際に用いた107個の震源について，①と②とを区別した検討を実施し，M_wとP_{1p}との関係式及びM_wと主断層の断層変位量との関係式を提案している。①と②との区別に当たって閾値を導入し，既存の活断層から震源までの距離が閾値以内の場合は①とし，閾値を超える場合は②として扱うことによって，①②それぞれの評価式の策定を試みている。

a) 主断層が出現する確率（P_{1p}）の評価式

神田他(2019)[(1)]は，ロジスティック回帰分岐の結果，式(I.1)を提案しており，領域震源モデルを適用する際は②の係数を適用してもよい。ただし，閾値については今後慎重な検討が必要であり，当面はロジックツリーで扱う項目と言える。

$$P_{1p} = \frac{e^z}{1+e^z}$$
$$z = a + bM_w \qquad \text{(I.1)}$$

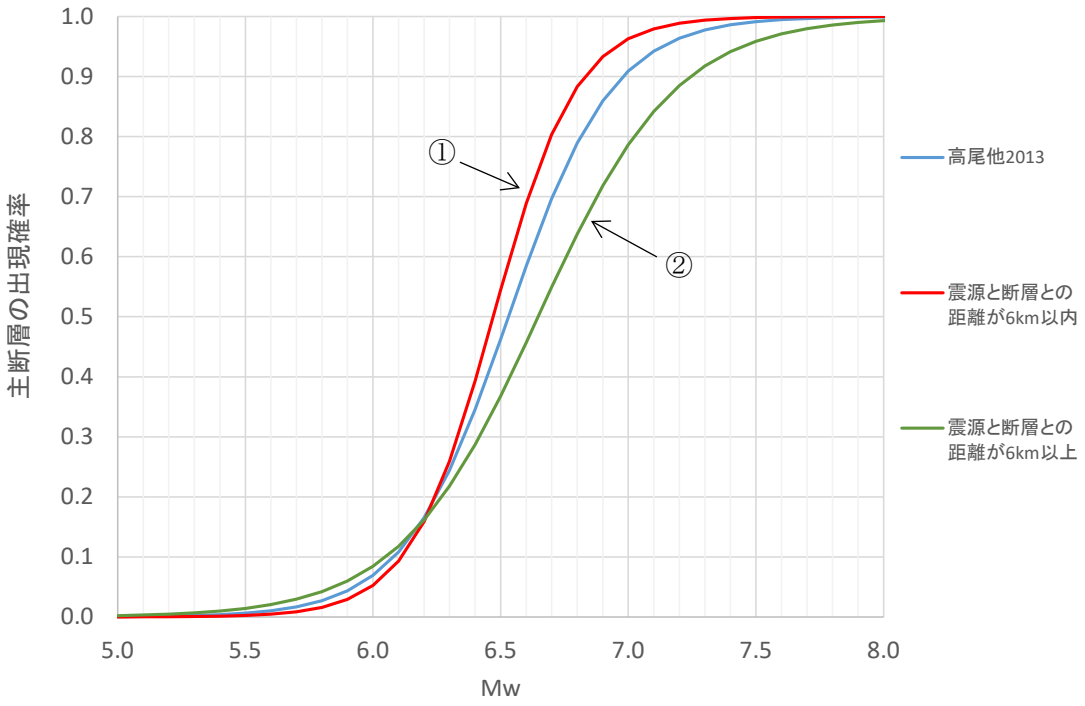
ここに，M_w はモーメントマグニチュード，係数 a，b は表I.1に示すとおり。

表I.1－主断層が出現する確率の評価式

閾値	閾値以内のデータで回帰（①：赤）		閾値を超えるデータで回帰（②：緑）	
	a	b	a	b
4km	-33.652	5.168	-31.068	4.751
6km	-39.781	6.148	-24.515	3.688
8km	-42.321	6.558	-20.912	3.102

（出典：神田剛，高尾誠，金戸俊道，荒川武久：確率論的断層変位ハザード解析における主断層評価式に関する検討―既知の活断層との関連性の考慮―，日本地球惑星科学連合 2019 年大会，HDS15-P08，(2019).）

注　著者の許可を得て，原表の「①」を「閾値以内のデータで回帰（①：赤）」に，「②」を「閾値を超えるデータで回帰（②：緑）」に、「①−a」，「①−b」，「②−a」，「②−b」を削除した。



図I.1－主断層が出現する確率の評価式（閾値6kmの場合）

（出典：神田剛，高尾誠，金戸俊道，荒川武久：確率論的断層変位ハザード解析における主断層評価式に関する検討―既知の活断層との関連性の考慮―，日本地球惑星科学連合 2019 年大会，HDS15-P08，(2019).）

注　著者の許可を得て，原図に「①」及び「②」を加筆し，グラフに矢示した。

b) 主断層の断層変位量の評価式

神田他(2019)[1]は，高尾他(2013)[2]と同様に，傾きについてはWells and Coppersmith (1994)[4]の値を採用した上で，切片を最小二乗法で回帰して式(I.2)及び式(I.3)を暫定的に提案しており，領域震源による断層変位モデルを検討する際は②の係数を適用してもよい。ただし，断層変位量の評価式については，上述したP_{1p}のように閾値との明確な相関がみられないことから，今後，より多くのサンプルを収集した上で評価式を検討することが望ましいと述べている。

$$\log(MD) = c + 0.82M_w \tag{I.2}$$

$$\log(AD) = d + 0.69M_w \tag{I.3}$$

ここに，MDは主断層の最大変位量（m），ADは主断層の平均変位量（m），M_wはモーメントマグニチュード，切片c，dは表I.2に示すとおり。

表I.2－主断層の断層変位量の評価式（切片）

閾値	閾値以内のデータで回帰（①）		閾値を超えるデータで回帰（②）	
	c	d	c	d
4km	-5.20	-4.70	-5.14	-4.77
6km	-5.15	-4.69	-5.32	-4.91
8km	-5.16	-4.70	-5.27	-4.87

【参考文献】

(1) 神田剛，高尾誠，金戸俊道，荒川武久：確率論的断層変位ハザード解析における主断層評価式に関する検討―既知の活断層との関連性の考慮―，日本地球惑星科学連合 2019年大会，HDS15-P08，(2019).

(2) 高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).

(3) Youngs, R.R., Arabasz, W.J., Anderson, R.E. et al. : A methodology for probabilistic fault displacement hazard analysis (PFDHA), Earthquake Spectra, Vol.19, No.1, pp.191-219 , (2003).

(4) Wells, D. L. and Coppersmith, K. J. : New empirical relationships among magnitude, rupture length, rupture width, rupture area, and surface displacement, BSSA, 84, pp.974-1002., (1994).

公開審議用

附属書 J
（参考）
距離減衰式による断層変位量評価

序文

この附属書では，主断層沿いの距離減衰式，及び主断層から副断層までの距離に応じた距離減衰式による断層変位量評価について示す。

J.1　主断層を対象とした距離減衰式

主断層沿いの距離減衰式については，Youngs 他(2003)(1)，Moss and Ross(2011)(2)及び高尾他(2013)(3)によって提案されており，主断層の最大変位量で基準化した式及び平均変位量で基準化した式の 2 種類ある。Youngs 他(2003)(1)は正断層を，Moss and Ross(2011)(2)は逆断層を，高尾他(2013)(3)は逆断層及び横ずれ断層を対象としてデータ分析を実施して距離減衰式を提案しており，PFDHA の実施に当たっては，適切な式を選択する必要がある。

a) 主断層の最大変位量で基準化した式

主断層の最大変位量で基準化した距離減衰式を比較して**図 J.1** に示す。主断層沿いの変位量(*D*)の分布は，主断層セグメントの長さが長い場合には断層の中央部ほど変位量が大きく，端部ほど小さい傾向がある。一方，短い場合にはその傾向が認められない。そのため，高尾他（2013）(3)では，断層セグメントの長さが 10km 以上の場合と 10km 未満の場合とを分けて距離減衰式を評価している。

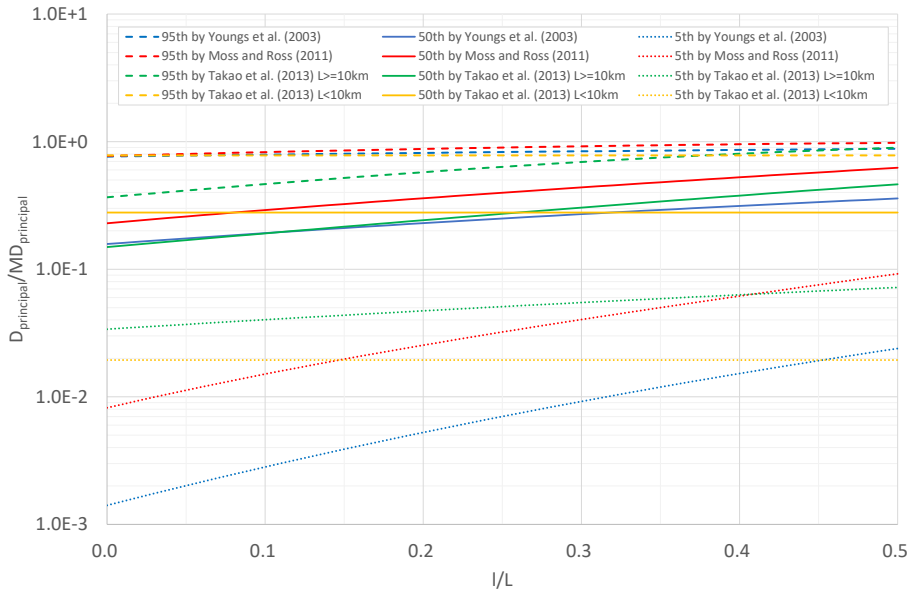


図 J.1－主断層沿いの断層変位量（最大値で基準化）

b) 主断層の平均変位量で基準化した式

主断層の平均変位量で基準化した距離減衰式を比較して**図 J.2** に示す。

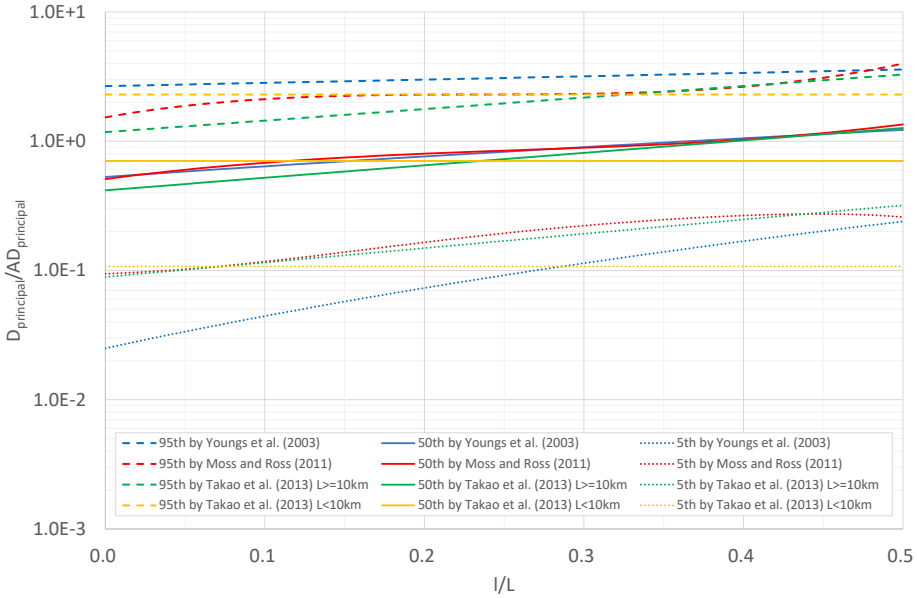


図 J.2－主断層沿いの断層変位量（平均値で基準化）

J.2 副断層を対象とした距離減衰式

副断層を対象とした距離減衰式には，副断層の発生確率に関する式及び副断層の変位量に関する式の 2 種類ある。いずれの距離減衰式についても，Youngs 他(2003)[(1)]は正断層を，Moss and Ross(2011)[(2)]は逆断層を，高尾他(2013)[(3)]は逆断層及び横ずれ断層を対象としており，PFDHA の実施に当たっては，震源断層のタイプに応じた式を選択する必要がある。また，日本のデータを分析して提案された式は，海外のデータに基づく式と傾向が異なることから，地域特性を踏まえて式を選択する必要がある。

a) 副断層の発生確率に関する距離減衰式

副断層の発生確率に関する距離減衰式は，Youngs 他(2003)[(1)]及び高尾他(2013)[(3)]によって提案された地震規模（*M*w）に依存する式並びに Petersen 他(2011)[(4)]によって提案された格子寸法に依存する式の 2 種類ある。いずれの距離減衰式も，PFDHA のうち地震アプローチを適用する際に用いるものである。すなわち，主断層の活動頻度（ν_0），主断層の発生確率（P_{1p}），副断層の発生確率（P_{2d}）及び副断層の変位量の超過確率（P_{3d}）と同時に用いるものであり，単独で用いたり，変位アプローチを適用する際に用いたりするものではない。**【附属書 H（参考）参照】**

図 J.3 及び**図 J.4** から分かるように，*M*w 依存性よりも格子寸法依存性のほうが PFDHA 結果に与える影響が大きいことを踏まえ，解析に当たっては，評価すべき建屋・構築物の大きさに応じた適切な評価式を選定する必要がある。

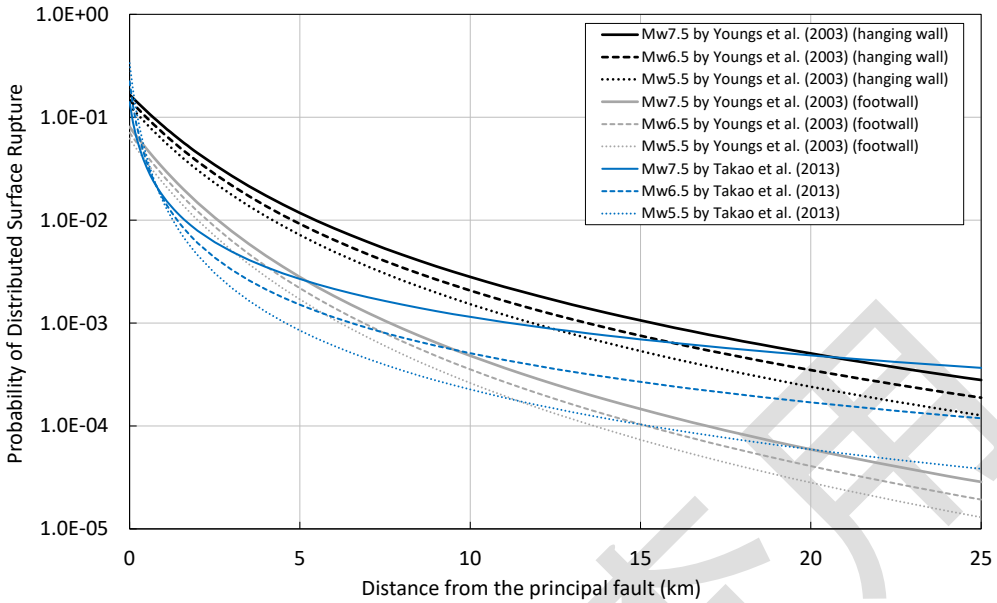


図 J.3－副断層の発生確率に関する距離減衰式（Mw 依存性）

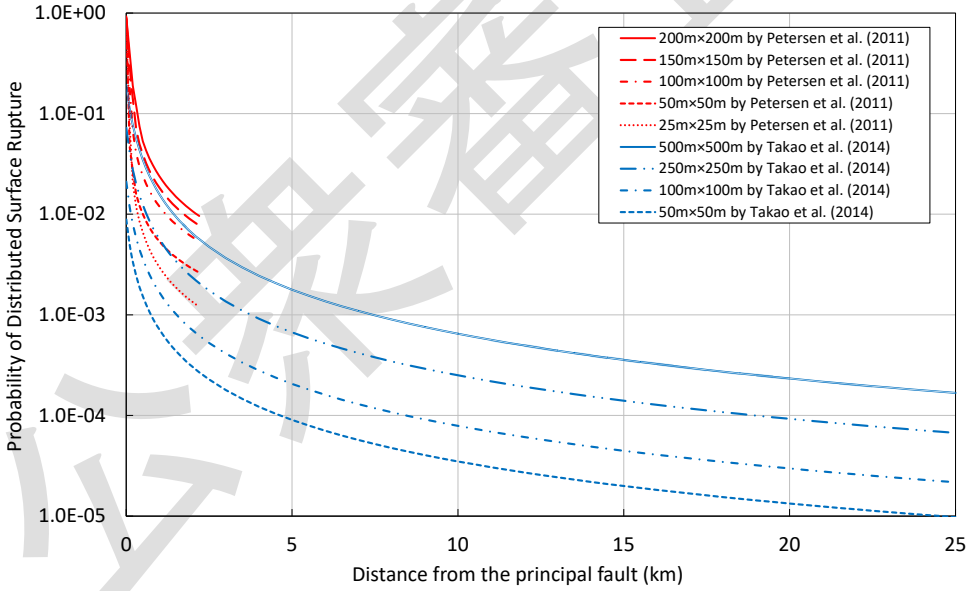


図 J.4－副断層の発生確率に関する距離減衰式（格子寸法依存性）

b) 副断層の変位量に関する距離減衰式

副断層の断層変位量に関する距離減衰式には，主断層の最大変位量で基準化した式及び主断層の平均変位量で基準化した式の 2 種類がある。

1) 主断層の最大変位量で基準化した式

主断層の最大変位量で基準化した距離減衰式は，Youngs 他(2003) [1]及び高尾他(2013) [3]によって提案されており，比較すると**図 J.5** のとおりである。

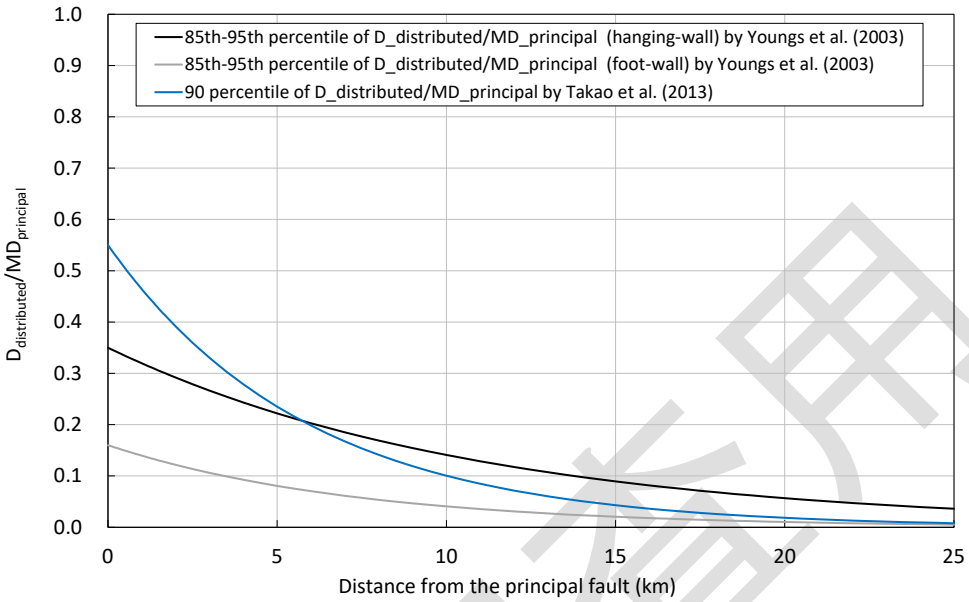


図 J.5－副断層の変位量に関する距離減衰式（主断層の最大変位量で基準化）

2) 主断層の平均変位量で基準化した式

主断層の平均変位量で基準化した距離減衰式は，Petersen 他(2011) [4]，高尾他(2014) [5]及び高尾他(2016) [6]によって提案されており，比較すると**図 J.6** のとおりである。

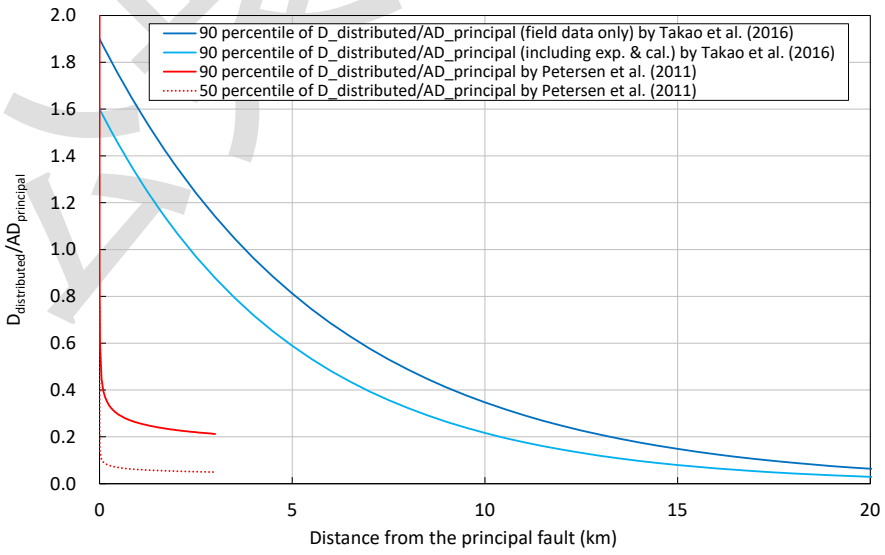


図 J.6－副断層の変位量に関する距離減衰式（主断層の平均変位量で基準化）

【参考文献】

(1) Youngs, R.R., Arabasz, W.J., Anderson, R.E. et al. : A methodology for probabilistic fault displacement hazard analysis (PFDHA), Earthquake Spectra, Vol.19, No.1, pp.191-219 ,(2003).

(2) Moss, R.E.S., Ross, Z.E., Probabilistic fault displacement hazard analysis for reverse faults, Bull. Seism. Soc. Am. , **101**, 1542–1553., (2011).

(3) 高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).

(4) Petersen, M.D., Dawson, T.E., Chen, R. et al., Fault displacement hazard for strike-slip faults, Bull. Seism. Soc. Am, **101**, pp.805–825, (2011).

(5) 高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治：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).

(6) 高尾誠, 谷智之, 大島貴充, 安中正, 栗田哲史 : 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).

公衆審査用

附属書 K
（参考）
実験等による副断層の変位量評価

序文

この附属書では，副断層の変位量評価において参考になりうる，偶然的不確実さの評価精度を向上させる試み等について示す。

K.1　偶然的不確実さの評価精度向上の試み

高尾他(2014)[(1)]は，模型実験及び数値シミュレーションで得られたデータを用いて，副断層の変位量の距離減衰式を再評価する試みを実施している。**図 K.1** に距離減衰式を示すが，破線が高尾他(2013)[(2)]で提案された現地データだけを用いた式であり，実線が模型実験及び数値シミュレーションによるデータを加えた式である。このような距離減衰式は，PFDHA のうち地震アプローチを適用する際に用いるものである。すなわち，主断層の活動頻度（ν_0），主断層の発生確率（P_{1p}），副断層の発生確率（P_{2d}）及び副断層の変位量の超過確率（P_{3d}）と同時に用いるものであり，単独で用いたり，変位アプローチを適用する際に用いたりするものではない。**【附属書 H（参考）参照】**

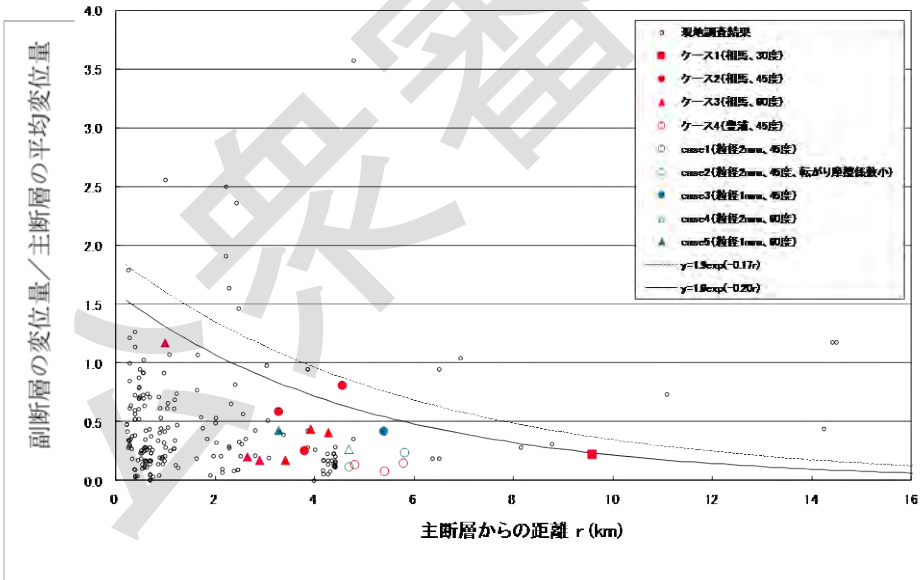


図 K.1－副断層変位量の再評価の試み

（出典：高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治：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).）

注　著者の許可を得て，グラフ縦軸の「副断層の変位量／主断層の変位量」を「副断層の変位量／主断層の平均変位量」に修正した。

公衆審査用

K.2　適用する関数の客観性を向上させるための取組み

高尾他(2016)[3]では，高尾他(2013)[2]及び高尾他(2014)[1]において提案した断層変位量に関する確率密度関数の客観性を向上させるために，ガンマ分布の形状母数及び尺度母数を最尤推定法に基づき再決定している。なお，ここでいう確率密度関数とは，副断層の断層変位量(DD)を主断層の平均断層変位量(PAD)で除することによって基準化した値(DD/PAD)の分布のことを指す（**図 K.2**）

その結果，主断層からの距離が 5km 程度までについてはより適切な評価が可能となったが，距離が遠い場合はデータ数が少ないため，データが増えた場合の更なる見直しが課題として残されたと述べている。

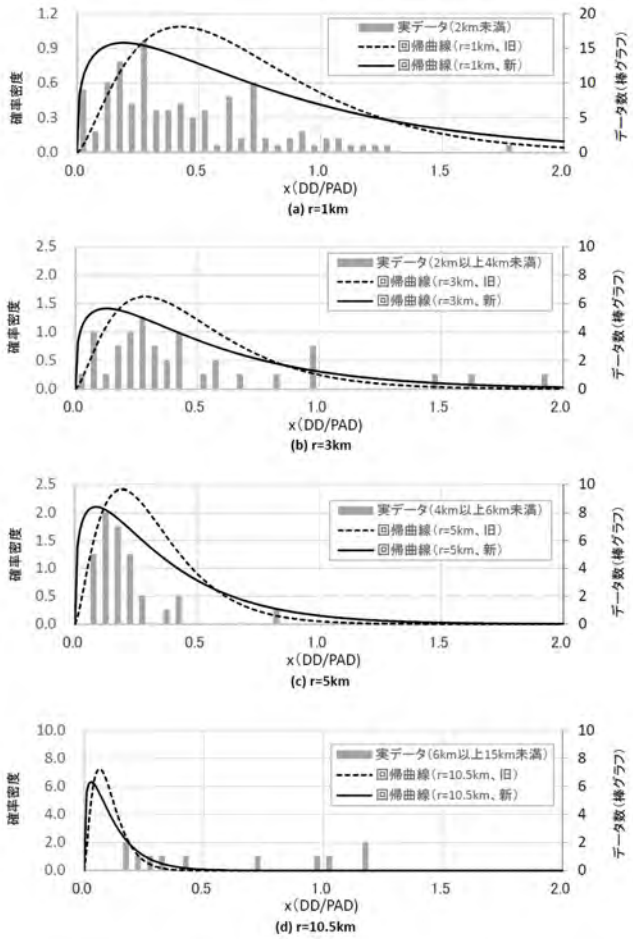


図 K.2－確率密度関数の見直し結果

（出典：高尾誠，谷智之，大島貴充，安中正，栗田哲史：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).）

【参考文献】

(1) 高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治：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).
(2) 高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).
(3) 高尾誠，谷智之，大島貴充，安中正，栗田哲史：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).

公衆縦覧用

附属書 L
（参考）
認識論的不確実さとして考慮する可能性がある項目

序文

この附属書では，PFDHA において，認識論的不確実さとして考慮する可能性がある項目について示す。

L.1　不確実さの概要

PFDHA では本来 2 種類の不確実さを考慮することができる。一つは偶然的不確実さであり，もう一つは認識論的不確実さである。

偶然的不確実さについては，確率密度関数又は累積分布関数を適用することによって考慮することが可能である。

一方，認識論的不確実さとは，不十分な知識又は不十分なデータが原因で生じる不確実さのことを指し，研究者及び専門家間で意見が分かれている項目に生じる不確実さである。認識論的不確実さについては，確率論的評価手法ではロジックツリーの分岐及び分岐に付与する重みを用いてモデル化するのが一般的である。

L.2　認識論的不確実さとして考慮する可能性がある項目

PFDHA の実施においては，不確実さが存在すると考えられる項目については，基本的に全ての項目についてロジックツリーの分岐及び重みを設定し，ハザード曲線策定に当たって考慮するべきである。**表 L.1** に，認識論的不確実さとして考慮する可能性がある項目を整理して示す。Suzuki and Annaka (2015)[(1)]は，異なる提案者の評価式をロジックツリーで扱っており，参考となる。

なお，高尾他(2014)[(2)]及び Suzuki and Annaka (2015)[(1)]がロジックツリーで取り扱っている認識論的不確実さは，考えうる全ての不確実さではなく，解析の一例であることに留意が必要である。

公衆審査用

表 L.1－PFDHA で考慮する可能性がある認識論的不確実さ

種別	断層変位モデル	認識論的不確実性を考慮する可能性がある項目	
		変位アプローチ	地震アプローチ
主断層	特定震源	・活動性（将来活動するかどうか） ・平均活動間隔 ・平均変位速度，1 回当たりの平均変位量 ・確率密度関数のパラメータ（標準偏差，形状母数，尺度母数など）	（左記に加えて） ・断層長 ・断層幅 ・断層面の傾斜角 ・断層メカニズム（正，逆，横ずれ） ・マグニチュード ・変位分布（一様性／非一様性含む） ・各種評価式の相違
	領域震源	－	・グーテンベルグ・リヒター則の係数（a 値・b 値又は M5 以上の地震数・b 値） ・グーテンベルグ・リヒター則を適用する最大（上限）マグニチュード ・領域震源に適用する評価式の相違（神田他(2019)[(3)]の閾値）
副断層	－	・活動性（将来活動するかどうか） ・平均活動間隔 ・平均変位速度，1 回当たりの平均変位量 ・確率密度関数のパラメータ（標準偏差，形状母数，尺度母数など）	・主断層からの距離 ・各種評価式の相違 ・確率密度関数のパラメータ（標準偏差，形状母数，尺度母数など）

【参考文献】

(1) Suzuki, Y., Annaka, T., Probabilistic hazard analysis for secondary fault, Best Practices in Physics-based Fault Rupture Models for Seismic Hazard Assessment of Nuclear Installations, Vienna, Austria, November 18-20, (2015).

(2) 高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治：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).

(3) 神田剛，高尾誠，金戸俊道，荒川武久：確率論的断層変位ハザード解析における主断層評価式に関する検討―既知の活断層との関連性の考慮―，日本地球惑星科学連合 2019 年大会，HDS15-P08, (2019).

公衆審査用

附属書 M
（参考）
認識論的不確実さの感度及び留意事項について

序文

この附属書では，確率論的断層ハザード解析（PFDHA）を実施して断層変位ハザード曲線を評価した事例を挙げ，パラメータの感度及び留意事項について示す。

M.1　偶然的不確実さだけを考慮した PFDHA

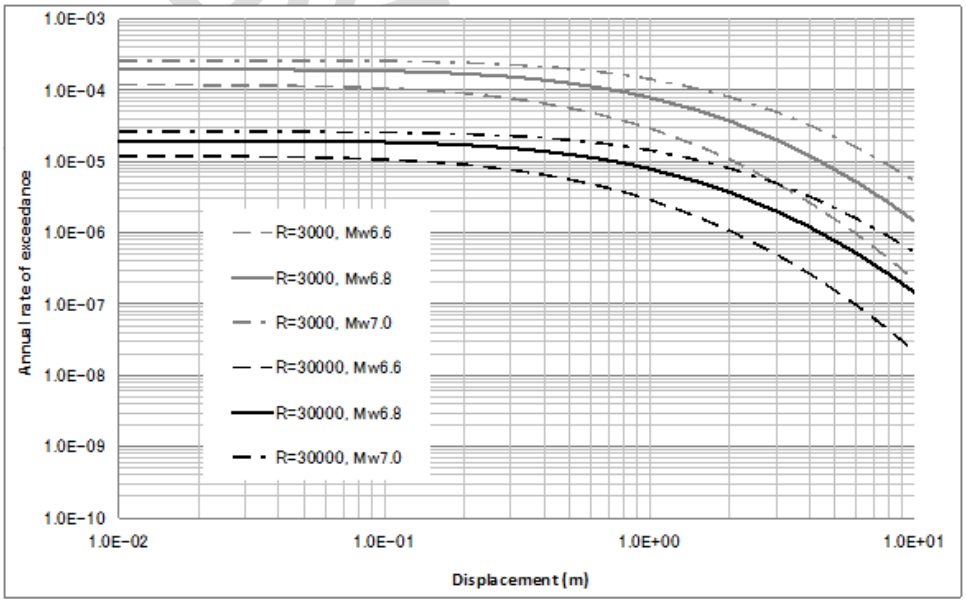
高尾他(2013) [1]は，主断層及び副断層に関するパラメータを変化させた PFDHA の評価例を示している。a)では主断層を対象とした計算例，b)では副断層を対象とした計算例を示す。

a) 主断層を対象としたPFDHA

表M.1にPFDHAの計算条件を示す。また，**図M.1**にハザード曲線を示す。主断層の再来期間の相違が断層変位量の年超過頻度に与える影響は大きいことが分かる。

表M.1－主断層を対象としたPFDHAの計算条件

評価地点から活断層までの距離	0km
再来期間	3,000年，30,000年
発生する地震の規模	Mw6.6，Mw6.8，Mw7.0
震源断層域の長さ（活断層の長さ）	22km



図M.1－主断層を対象としたPFDHAの計算結果

（出典：高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).）

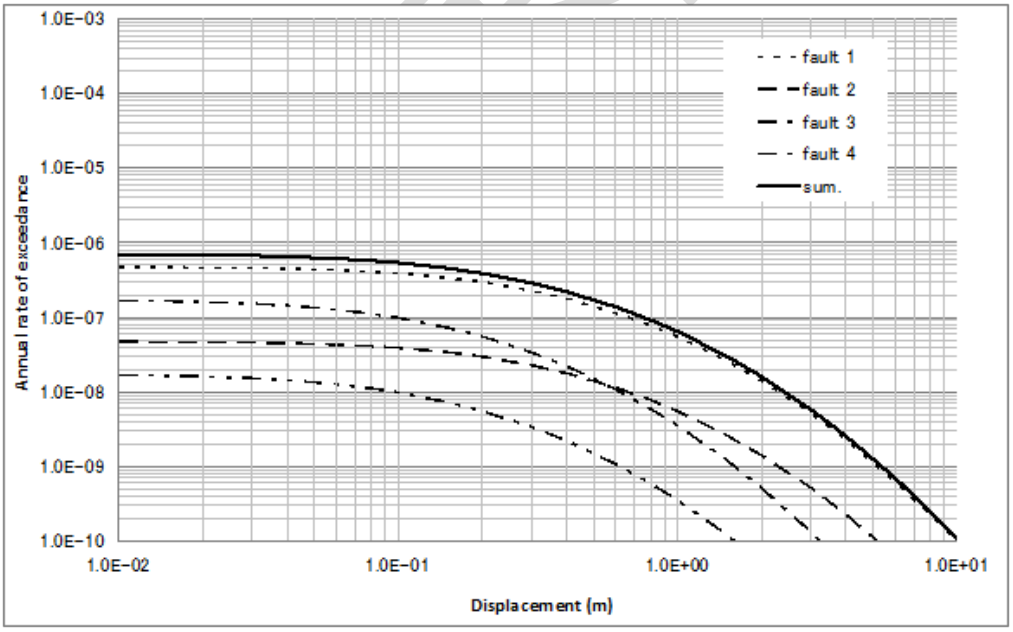
b) 副断層を対象としたPFDHA

表M.2にPFDHAの計算条件を示す。また，**図M.2**にハザード曲線を示す。主断層の再来期間の相違（ア）及び主断層から副断層までの距離の相違（イ）が副断層の断層変位量の年超過頻度に与える影響は大きいこと，並びに（ア）及び（イ）のどちらの影響が大きいかはケースバイケースであることが分かる。

表M.2－副断層を対象としたPFDHAの計算条件

	fault 1	fault 2	fault 3	fault 4
評価地点から活断層までの距離	5km	5km	10km	10km
再来期間	3,000年	30,000年	3,000年	30,000年
発生する地震の規模	Mw6.8	Mw6.8	Mw6.8	Mw6.8

（出典：高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).）



図M.2－副断層を対象としたPFDHAの計算結果

（出典：高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36，(2013).）

M.2　認識論的不確実さを考慮した PFDHA

ここでは，認識論的不確実さを考慮した PFDHA の例として，高尾他(2014) [2]及び Suzuki and Annaka (2015) [3]を紹介する。ここで注意すべき事は，いずれの計算例についても，あくまでも仮想的な条件の下で実施したものであり，考えうる全ての認識論的不確実さを考慮したものではない事である。したがって，例示したフラクタイルハザード曲線の幅は，PFDHA の一般的な結果として参考になるものではないため，個別に実施する実際の事例では，**附属書 L（参考）**に示した認識論的不確実さを考慮すべきかどうかについて検討する必要がある。

a) 高尾他（2014）

高尾他(2014) [2]は，高尾他(2013) [1]及び高尾他(2014) [2]で提案した各種評価式を適用して，偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮した PFDHA の評価例を示している（**図 M.3**, **図 M.4**）。この計算例では，一部の認識論的不確実さしか扱っていないため，ハザード曲線の幅は小さい。

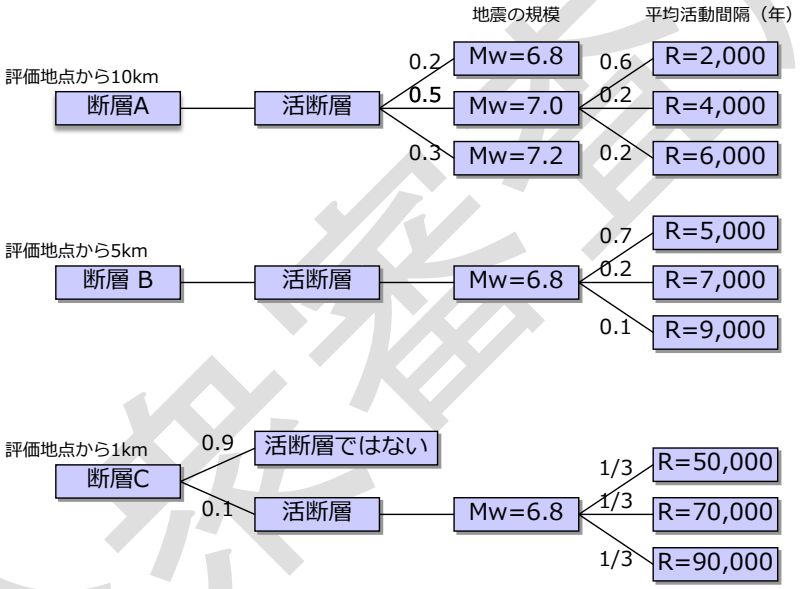


図 M.3－ロジックツリーの例(a)

公表審議用

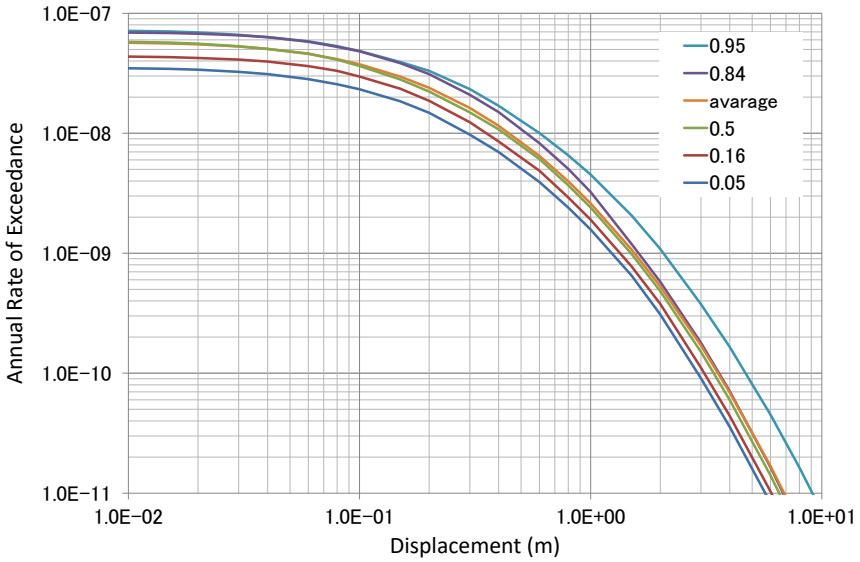


図 M.4－フラクタイルハザードの例(a)

（出典：高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治：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).）

b) Suzuki and Annaka (2015)

Suzuki and Annaka (2015)[3]は，既に提案されている各種評価式を適用して，偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮した PFDHA の評価例を示している（**図 M.5**，**図 M.6**）。特徴的な事は，Petersen 他(2011)[4]及び高尾他（2014）[2]で提案された評価式についても認識論的不確実さとして取扱い，ロジックツリーの分岐で処理している事であり，これに伴い，ハザード曲線の幅は高尾他（2014）[2]より大きくなっている。

公表審査案

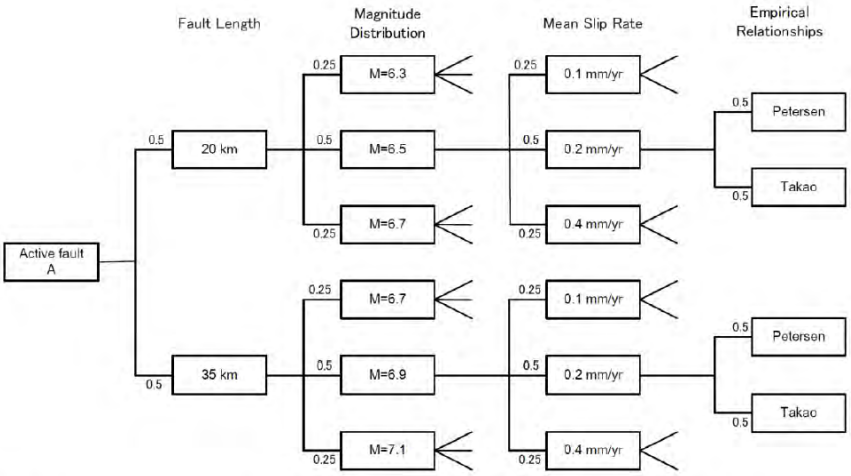


FIG. 7. Logic-tree used in the present study to assess uncertainty in the PFDHA for secondary faulting.

図 M.5－ロジックツリーの例(b)

（出典 : Suzuki, Y., Annaka, T., Probabilistic hazard analysis for secondary fault, Best Practices in Physics-based Fault Rupture Models for Seismic Hazard Assessment of Nuclear Installations, Vienna, Austria, November 18-20, (2015).）

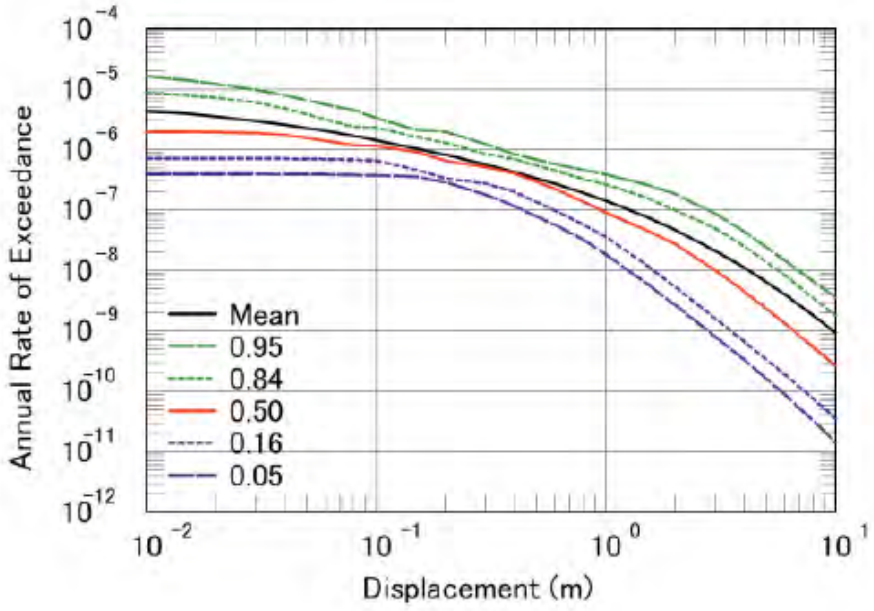


図 M.6－フラクタイルハザードの例(b)

（出典 : Suzuki, Y., Annaka, T., Probabilistic hazard analysis for secondary fault, Best Practices in Physics-based Fault Rupture Models for Seismic Hazard Assessment of Nuclear Installations, Vienna, Austria, November 18-20, (2015).）

【参考文献】

(1) 高尾誠，土山滋郎，安中正，栗田哲史：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，第 1 号，pp.17-36.，(2013).

(2) 高尾誠，上田圭一，安中正，栗田哲史，中瀬仁，京谷孝史，加藤準治：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).

(3) Suzuki, Y., Annaka, T., Probabilistic hazard analysis for secondary fault, Best Practices in Physics-based Fault Rupture Models for Seismic Hazard Assessment of Nuclear Installations, Vienna, Austria, November 18-20, (2015).

(4) Petersen, M.D., Dawson, T.E., Chen, R. et al., Fault displacement hazard for strike-slip faults, Bull. Seism. Soc. Am,. **101**, pp.805–825., (2011).

公衆審査用

附属書 N
（参考）
評価対象地点に複数の副断層が分布する場合の扱い

序文

この附属書は，評価対象地点に複数の副断層が分布する場合の扱いを記載する。

N.1　評価対象地点に複数の副断層が分布する場合の扱い

PFDHA の実施に先立ち実施された地質調査及びプラントウォークダウンにおいて，評価対象地点に複数の副断層が確認された場合は，a)又は b)に示す手順で，附属書 H.4 に従って PFDHA 及び PRA を実施してもよい。

a) 各断層の断層変位量のハザード曲線に基づき，全断層の PRA を実施
b) 代表断層の断層変位量のハザード曲線に基づき，代表断層の PRA を実施

N.2　評価例

図 N.1 に示すように，評価対象地点に副断層（副断層となりうる破砕帯等）が 3 本分布すると仮定して，上記 a)及び b)について記載する。

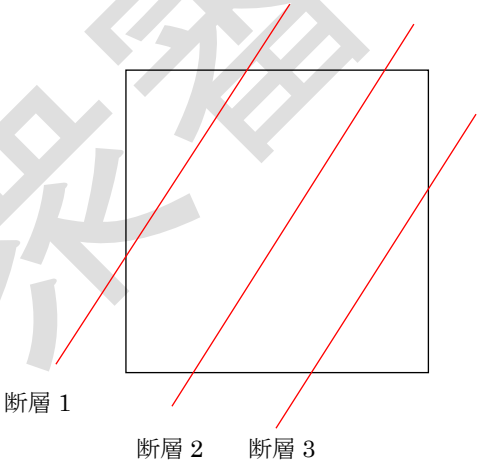


図 N.1－評価対象地点における副断層の分布（例）

a)の場合の評価例

前提：①重要施設の寸法に応じて P_{2d} 評価式を選定

②各断層の PFDHA 結果（年超過頻度）は，断層変位量 d の関数として次のとおり得られた

$\nu_1(d)$，$\nu_2(d)$，$\nu_3(d)$

評価：$(A_1/A)\nu_1(d)$，$(A_2/A)\nu_2(d)$，$(A_3/A)\nu_3(d)$のそれぞれに対する PRA を実施

公表審査用

ここに，A：施設の底面積

A_1：断層 1 の受けもち面積

A_2：断層 2 の受けもち面積

A_3：断層 3 の受けもち面積

解説：副断層の発生確率 P_{2d} は，施設と同じ寸法の正方形の中で 1 本の副断層が発生する確率を計算している（※）ので，副断層の発生位置が断層 1～3 の各断層であると仮定し，それぞれの条件付き確率（面積比）を乗じた上で PRA を実施する方法

b)の場合の評価例

前提：①重要施設の寸法に応じて P_{2d} 評価式を選定

②各断層の PFDHA 結果（年超過頻度）は，断層変位量 d の関数として次のとおり得られた

$v_1(d)$，$v_2(d)$，$v_3(d)$

③3 本の断層の特性（断層破砕帯の性状，走向・傾斜，センス等）から，施設に最も影響を与える断層（代表）として断層 1 を選定

評価：$v_1(d)$を代表値として採用。なお，受けもち面積は A とする（A/A=1.0 を乗じることとなる）

解説：副断層の発生確率 P_{2d} は，施設と同じ寸法の正方形の中で 1 本の副断層が発生する確率を計算しているので，断層 1 がその代表であると考えて PRA を実施する方法

※厳密には 1 本以上だが，P_{2d} の元データのほとんどは，1 格子に 1 断層である

公衆審査用

附属書 O
（参考）
地表面における断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換のための考え方及び留意事項

序文

この附属書は，地表面における断層変位ハザード曲線の解放基盤表面へ変換する場合の考え方及び留意事項を示す。

O.1　一般事項

地表面での断層変位ハザード曲線を解放基盤表面へ変換する場合は，断層変位に関する地盤伝達率を用い，次の項目について，**図 O.1** に示す手順に従って実施する。地表面における断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換における考え方の概念を**図 O.2** に示す。

①地表面から解放基盤表面までの断層変位に関する地盤伝達率の評価手法の選択（**O.2** 参照）
②断層変位に関する地盤伝達率による断層変位量の変換（**O.3** 参照）
③断層変位に関する地盤伝達率の中央値を用いた地表面断層変位の解放基盤断層変位への変換（**O.4** 参照）
④断層変位に関する地盤伝達率の評価手法におけるロジックツリー分岐において考慮する項目の設定（**O.5** 参照）
⑤不確実さの組合せ手法の設定（**O.6** 参照）
⑥ロジックツリーの作成及びロジックツリーを用いた解放基盤表面での暫定断層変位ハザード曲線の評価（**O.7** 参照）
⑦解放基盤表面での暫定断層変位ハザード曲線の評価結果の有効性の判断
⑧解放基盤表面での断層変位ハザード曲線の評価

原子力規制委員会

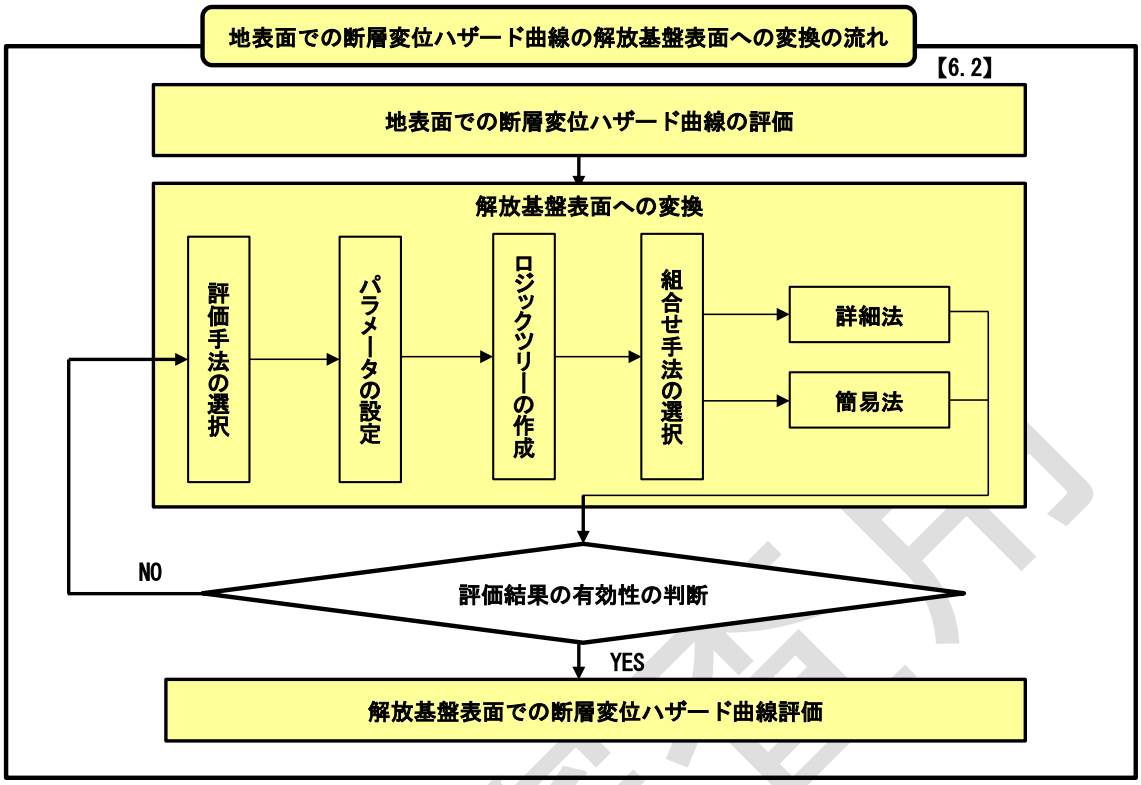


図 O.1－地表面での断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換手順

公衆審査用

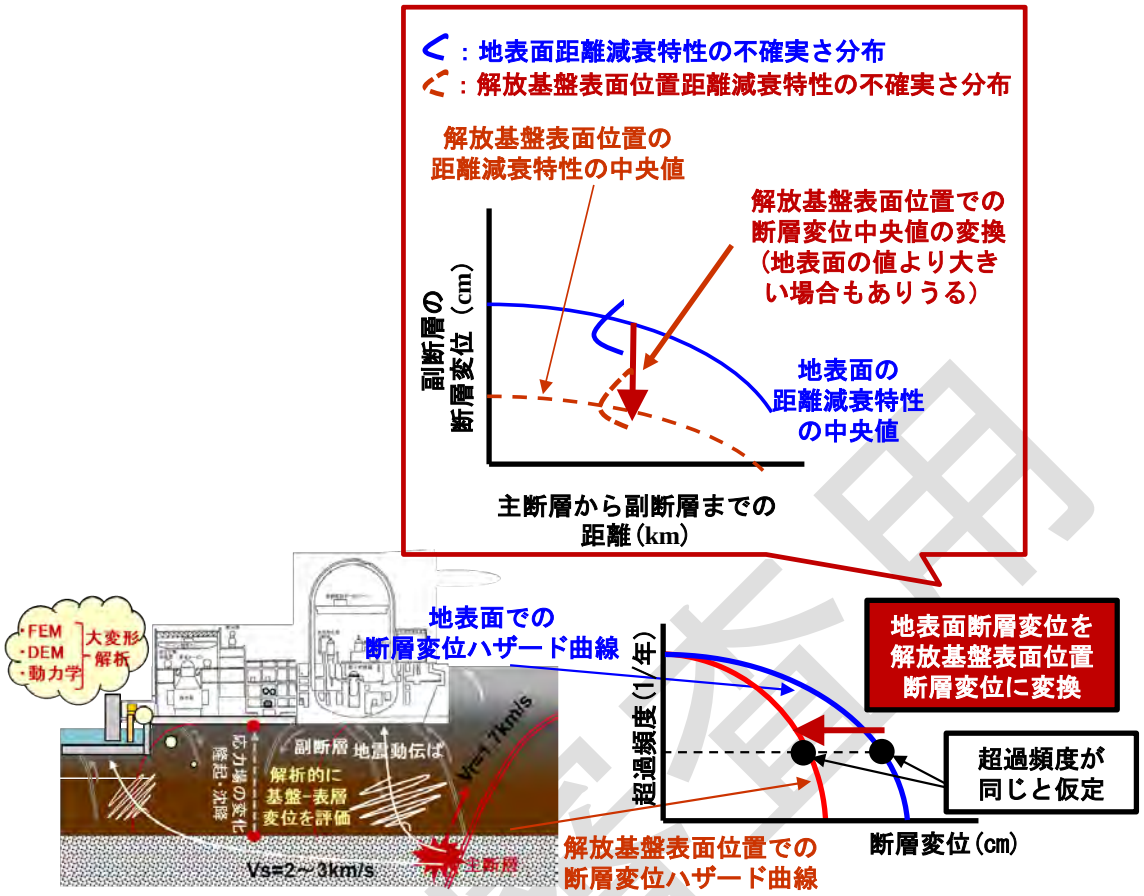


図 O.2－地表面における断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換における考え方の概念図

O.2　地表面から解放基盤表面までの断層変位に関する地盤伝達率の評価手法の選択

断層変位に関する地盤伝達率評価手法の評価条件の項目を満たすものとして，断層全体（深部断層及び浅部断層）での手法には，静的解析の有限要素法を用いてもよい。また，検証用の情報が確保することが可能な場合には，動力学的手法を用いてもよい。

O.3　断層変位に関する地盤伝達率による断層変位量の変換

図 6. 2 に示したように地表面での断層変位ハザードから解放基盤表面のハザードを推定することを考慮して，ここでは，解放基盤表面での断層変位量と地表面での断層変位量との関係を解析的手法によって評価する。

注記　地中及び表層の断層変位の取り扱い方には，断層モデルを用いた断層変位評価手法として，食違い弾性論に基づく方法，強震動計算による方法[(1)~(5)]，有限要素法による静的解析[(6)~(13)]及び動力学的解析[(14)~(16)]に基づく方法等がある（各手法の詳細は参考文献参照）。ここでは，地盤モデル及び評価結果の事例を重視して，静的解析及び動力学的解析に基づく方法について記載する。

a) 静的解析による手法 深部から表層までの地盤構造及び地形を考慮して，有限要素法（FEM）などの解析的な手法を用いて解放基盤での断層変位量と地表面の断層変位量との関係を評価する。その際，地表面及び解放基盤表面の断層変位評価における不確実さ要因として，表層地盤物性（剛性及び強度），断層面にかかる応力場，拘束圧，摩擦等を考慮する。

注記 1 主に主断層の断層変位評価手法として，食違い弾性論に基づく Okada（1985）(1)，Okada（1992）(2)，Wang 他（2003）(3)の手法，強震動計算による方法として，久田他（2002）(4) の波数積分法などが示されている。これらの手法による断層変位は，同じ評価結果を与えることが，資源エネルギー庁受託事業（2014 年度）(5)において検証されている。

注記 2 土木学会・断層変位評価小委員会（2015）(6)及び関連文献(7)~(11)では，数値解析及び実験による断層変位の設定に関する研究がまとめられ，地形の影響及び岩盤の不均質性の影響等について実務適用に向けての活用方法が示されている。また，スケーリング則に基づく主断層の断層変位量，主断層及び副断層の区分等が整理され，断層変位量及び不確かさの評価に有用である。

注記 3 澤田他（2017）(12)及び関連文献(13)では，3 次元 FEM 解析による主断層及びその周辺の副断層の広域的分布のモデル化，及び断層変位の解析方法が示されている。

b) 動力学的手法 断層の破壊伝ぱ過程を表現することが可能な動力学モデルを用いて，深部，浅部及び表層地盤の地盤構造並びに挙動を考慮して地盤モデルを構築し，断層変位量を予測する。その際，静的解析手法と同様，地表面及び解放基盤表面の断層変位評価における不確実さを考慮する。

注記 1 動力学的断層破壊シミュレーションによる地震動及び断層変位評価手法として，従来の強震動予測のための震源モデルの改良を図り，震源断層及び地表地震断層を記載する断層パラメータ間の理論的関係式及び経験的関係式を拘束条件とする動力学的断層破壊モデルの構築方法(14)が提案されている。また，それによる強震動及び断層変位評価結果(15)が示されている。更に，フラジリティ評価のための動力学的破壊シミュレーションの現状及び課題として，主断層による分岐断層及び表層の副断層の断層すべりのモデル化及び変位分布を示している。(15)（公表予定の文献引用（時期未定））

注記 2 2016 年熊本地震における断層ごく近傍（益城町）の動力学的断層破壊シミュレーション結果と強震記録との比較(16)から，深部及び浅部断層の断層変位に対する解析の有効性が裏づけされている。

O.4 断層変位に関する地盤伝達率の中央値を用いた地表面断層変位の解放基盤断層変位への変換

原案作成委員会

地表面における断層変位ハザード曲線の中央値の解放基盤表面への変換は，次の手順で実施する。

①地表面での断層変位ハザード曲線の解放基盤表面への変換は，前者の不確実さ評価で得られたフラクタイルハザードの中央値を，断層変位に関する地盤伝達率の中央値を用いて後者の中央値へシフトする。

②断層変位に関する地盤伝達率の中央値は，**O.2** 及び **O.3** で設定したパラメータを用いて求める。

③シフトに当たっては，地表面の距離減衰特性の中央値を，断層変位に関する地盤伝達率の中央値を用いて解放基盤表面での距離減衰特性の中央値へシフトする。

④シフトによって，地表面ハザードを大きくする場合，小さくする場合，大きく変わらない場合のいずれも想定されることに留意する。

O.5　断層変位に関する地盤伝達率の評価手法におけるロジックツリー分岐において考慮する項目の設定

ロジックツリーの分岐において考慮する項目は，次の手順で設定する。

①断層変位に関する地盤伝達率評価手法を用いて既往の断層変位に及ぼす感度解析を実施し，その結果を参照して認識論的不確実さを設定する。

②検証用の情報量及び品質が高い公開文献を参照して認識論的不確実さについて整理し，ロジックツリーの分岐において考慮する。

O.6　不確実さの組合せ手法の設定

地表面における断層変位ハザードの認識論的不確実さと断層変位に関する地盤伝達率の評価手法における不確実さとの組合せ手法を，次の手順で設定する。

①組合せロジックツリーの作成では，次の詳細手法及び簡易手法があるので，いずれかを選択する。

・詳細手法としては，地表面での断層変位ハザードの認識論的不確実さの全てと（**6.2.2.6** 参照），断層変位に関する地盤伝達率評価手法における不確実さ（**O.5** 参照）を組合せてロジックツリーを作成する。

・簡易手法は，地表面での断層変位ハザードの不確実さ評価で求まった中央値に断層変位に関する地盤伝達率評価手法における不確実さの全てを考慮してロジックツリーを作成する。

②ロジックツリーの作成では，詳細手法のほうが望ましい。

③ロジックツリーの作成において簡易手法を選択した場合には，平均的傾向，分布及び範囲（CBR）が適切か詳細に説明しなければならない。

注記　CBR については，米国 NRC において，地震ハザード評価における認識論的不確実さの取り扱いに対し，専門家意見の集約方法を纏めた SSHAC ガイド

ライン（USNRC (2012) [17], USNRC (2018) [18]）に詳細が記載されている。CBRは，評価対象範囲の震源断層群（地震群）の地震発生頻度（縦軸），それによる各震源の断層変位量の総計（横軸）の中央値（C: Center），それらの分布形状のモデル（B: Body），最小値及び最大値の設定範囲（R: Range）を表す。断層変位ハザードの不確かさの特性を現すための有効なパラメータである。

O.7　ロジックツリーの作成及びロジックツリーを用いた解放基盤表面での暫定断層変位ハザード曲線の評価

組合せロジックツリーを用いた解放基盤表面での暫定断層変位ハザード曲線の評価においては，地表面での断層変位ハザード曲線の不確実さ評価におけるロジックツリー作成手順（**6.2.3**）と同様の手順で行う。その際，次の項目に留意する。

①活用水準の選択に当たっては，組合せロジックツリーに関わる情報の多寡及び品質を認識して行う。

②組合せロジックツリーにおける平均的傾向，分布及び範囲（CBR）の分析・検討に当たっても，同様に組合せロジックツリーに関わる情報の多寡及び品質を考慮する。

③組合せロジックツリーにおける重みづけに当たっても，同様に組合せロジックツリーに関わる情報の多寡及び品質を考慮する。

【参考文献】

(1) Okada, Y., Surface deformation due to shear and tensile faults in a half-space, Bull. Seism. Soc. Am., 75, 1435-1154., (1985).

(2) 断層モデルによる地殻変動計算プログラムDC3D0 / DC3D；Okada (1992) [Bull. Seism. Soc. Am., 82, 1018-1040] の定式化に基づいて，半無限弾性体中の点震源（DC3D0）又は有限矩形断層震源（DC3D）によって生じる，媒質内部及び地表面の任意の点における変位 及び変位微分を求めるサブルーチン・パッケージ（http://www.bosai.go.jp/study/application/dc3d/DC3Dhtml_J.html）

(3) Wang, R., Martin, F.L., Roth, F., Computation of deformation induced by earthquakes in a multi-layered elastic crust – FORTRAN programs, (2003).

(4) 久田嘉章，Jacobo Bielak：断層食違い変位による永久変形を考慮した震源近傍における効率的な強震動計算法，第11回日本地震工学シンポジウム，(2002).

(5) 資源エネルギー庁受託事業：平成26年度発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業（原子力発電所のリスク評価，研究に係る基盤整備）報告書

(6) 土木学会・原子力土木委員会：断層変位評価小委員会研究報告書,2015年7月.

(7) 資源エネルギー庁受託事業：平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業備事業 報告書

(8) Albertz, M. and Lingrey, S., Critical state finite element models of contractional fault-related

公表審査用

folding: Part1.Structural analysis, Tectonophysics, Vol.576-577, pp.133-149, (2012).

(9) DeDontey, N. Rice, J. R. and Dmowska, R., Finite element modeling of branched ruptures includingIII-23 off-fault plasticity, Bull. Seism. Soc. Am., Vol.102, No.2, pp.541-562, 2012.

(10) 水本学千, 坪井利弘, 三浦房紀：3 次元 FEM による断層モデルの解析に関する基礎検討, 土木学会論文集, No.780/I-70, pp.27-40, (2005).

(11) 和田一範, 後藤浩之：拡張有限要素法（X-FEM）を用いた自発的な断層破壊の数値解析手法の開発, 応用力学論文集, Vol.13, pp.667-674, (2010).

(12) 澤田昌孝, 芝良昭：特性化震源モデルに基づく地表地震断層変位のシミュレーション, 第 14 回岩の力学国内シンポジウム, (2017).

(13) 資源エネルギー庁受託事業：平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業備事業 報告書

(14) 入江紀嘉, 壇一雄他：地中震源断層と地表地震断層のパラメータ間の経験的関係を拘束条件とした動力学断層破壊モデルの構築 ―強震動予測のための運動学的断層モデルの高度化をめざして, 建築学会構造系論文集,第75巻,第675号, 2010年11月

(15) 原子力規制庁, 平成26年度事後評価：（D05）福島第一事故を踏まえた震源極近傍の地震動評価の高度化

(16) 納所昌広, 生玉真也, 澤入雅弘他：2016年熊本地震本震の地表地震断層のすべり量を考慮した強震記録の再現解析, 第15回日本地震工学シンポジウムOS2-02-06, pp.678-687, (2018).

(17) U.S. Nuclear Regulatory Committee, NUREG-2117, Practical Implementation Guidelines for SSHAC Level 3 and 4 Hazard Studies (NUREG-2117, Revision 1), (2012).

(18) U.S. Nuclear Regulatory Committee, NUREG-2213, Updated Implementation Guidelines for SSHAC Hazard Studies (NUREG-2213), (2018).

公表資料

附属書 P
（参考）
フラジリティ評価のための算定式及び考え方

序文

この附属書では，フラジリティ曲線の算定の概要及び対数正規分布の仮定に対する考え方について示す。

P.1　フラジリティ曲線の算定の概要

P.1.1　評価式　フラジリティ曲線は，断層変位量と機器，建屋・構築物などの損傷確率との関係を表したものである。損傷確率は，断層変位量 d における応答が耐力を上回る時の条件付き損傷確率である。応答及び耐力は，設計値ではなく“現実的な応答”及び“現実的な耐力”として，それぞれを確率分布で表す。

損傷確率 $F(d)$は“現実的な応答”及び“現実的な耐力”を用いて式(P.1)のように表される。

$$F(d)=\int_0^{\infty} f_S(x_R)\left(\int_{x_R}^{\infty} f_R(d,x)dx\right)dx_R=\int_0^{\infty} f_R(d,x_R)\left(\int_0^{x_R} f_S(x)dx\right)dx_R \qquad \text{(P.1)}$$

ここで，$f_R(d,x)$ は現実的な応答の確率分布，$f_S(x)$ は現実的な耐力の確率分布を表し，一般的に対数正規分布に従うと仮定される。損傷確率 $F(d)$，“現実的な応答”，“現実的な耐力”の関係を表す概念図を**図 P.1** に示す。図中の横軸に記載される損傷評価のための指標 x とは，機器，建屋・構築物などの断層変位作用時における損傷評価のための応答の物理量（力，応力，加速度，変位及びひずみなど）のことであり，評価対象物の損傷モードに対応したものである。（損傷評価のための指標の詳細は，**7.2.4** を参照）。

$F(d)$は標準正規確率分布関数Φを用いて，式(P.2)のように表すことができる。

$$F(d)=1-\Phi\left(\frac{\ln(Sm)-\ln(Rm(d))}{\sqrt{\beta_S{}^2+\beta_R(d)^2}}\right) \qquad \text{(P.2)}$$

ここで，Sm，β_S は現実的な耐力の中央値及び対数標準偏差，$Rm(d)$，$\beta_R(d)$ は断層変位量 d のときの現実的な応答の中央値及び対数標準偏差を表す。

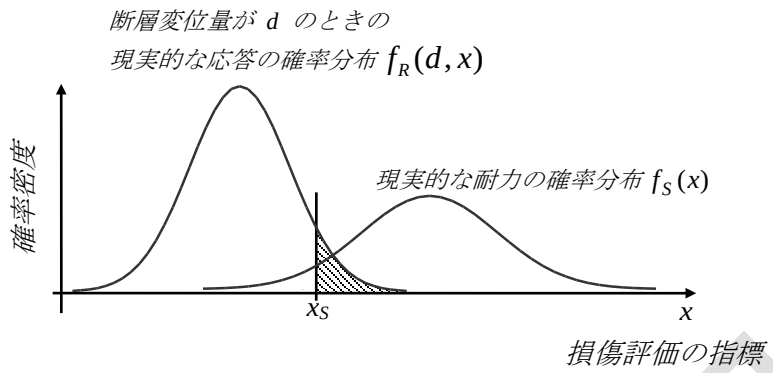


図 P.1－現実的耐力分布及び現実的応答分布と損傷確率との関係の概念図

P.1.2　不確実さの考慮　損傷確率評価における不確実さの評価手法について述べる。不確実さ要因は，物理現象固有のランダム性に起因する偶然的不確実さ要因と，知識・データ不足などに起因する認識論的不確実さ要因とに大別される。後者の例としては，評価過程におけるモデル化の精度，詳細さ，又は使用する統計量の処理精度などが挙げられる。

偶然的不確実さ要因及び認識論的不確実さ要因はともに，現実的耐力及び現実的応答の評価のいずれにも内在し，それらを対数正規分布に従う確率変数として取り扱うことから不確実さは，対数標準偏差として表される。現実的耐力及び現実的応答の評価における，偶然的不確実さ要因と認識論的不確実さ要因との関係を**表 P.1** に示す。

表 P.1－現実的耐力及び現実的応答評価における不確実さ要因の一覧

	不確実さ要因		
	偶然的不確実さ要因（添字：r）	認識論的不確実さ要因（添字：u）	組合せ（添字：C）
現実的耐力（添字：S）	$\beta_S{}^r$	$\beta_S{}^u$	$_C\beta_S$
現実的応答（添字：R）	$\beta_R{}^r$	$\beta_R{}^u$	$_C\beta_R$
組合せ（添字：C）	$_C\beta^r$	$_C\beta^u$	$_C\beta$

現実的耐力の対数標準偏差 $_C\beta_S$ は，偶然的不確実さ要因を表す対数標準偏差 $\beta_S{}^r$ 及び認識論的不確実さ要因 $\beta_S{}^u$ を用いて，次式で表される。

$$_C\beta_S=\sqrt{(\beta_S{}^r)^2+(\beta_S{}^u)^2} \qquad \text{(P.3)}$$

同様に，現実的耐力の対数標準偏差 $_C\beta_R$ も，偶然的不確実さ要因を表す対数標準偏差 $\beta_R{}^r$ 及び認識論的不確実さ要因 $\beta_R{}^u$ を用いて，次式で表される。

$$_C\beta_R=\sqrt{(\beta_R{}^r)^2+(\beta_R{}^u)^2} \qquad \text{(P.4)}$$

一方，$F(d)$を表す式(P.2)は，不確実さ要因を考慮して，次式で表される。

$$F(d)=\Phi\left(\frac{\ln(d)-\ln(\breve{D}_m\cdot e^{-c\beta^u\cdot X})}{c\beta^r}\right)\text{又は}\Phi\left(\frac{\ln(d)-\ln(\breve{D}_m)+c\beta^u\cdot X}{c\beta^r}\right)$$

(P.5)

また，$c\beta^r$は偶然的不確実さ要因の対数標準偏差，$c\beta^u$は認識論的不確実さ要因の対数標準偏差を表し，X はフラジリティ曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変量（$=\Phi^{-1}(p)$）を表す。ここで，$c\beta^r$及び $c\beta^u$は次のように表される。

$$c\beta^r=\sqrt{(\beta_S{}^r)^2+(\beta_R{}^r)^2} \quad \text{(P.6)}$$

$$c\beta^u=\sqrt{(\beta_S{}^u)^2+(\beta_R{}^u)^2} \quad \text{(P.7)}$$

また， X を例示する。

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

p が 5，50，95%のときのフラジリティ曲線を**図 P.2** に示す。図において，$c\beta^r$はフラジリティ曲線の傾きに寄与し，$c\beta^u$はフラジリティ曲線の信頼度の幅に寄与する。

一方，式(P.5)によるフラジリティ曲線は信頼度に応じた曲線を示しているが，その平均的な曲線は $c\beta^r$ 及び $c\beta^u$ の二乗和平方根 $c\beta$ を用いた式(P.8)で表される。

$$F(d)=\Phi\left(\frac{\ln(d)-\ln(\breve{D}_m)}{c\beta}\right) \quad \text{(P.8)}$$

ここで，$c\beta$ は次式で表される。

$$(c\beta)^2=(c\beta^r)^2+(c\beta^u)^2\ (=(c\beta_S)^2+(c\beta_R)^2) \quad \text{(P.9)}$$

式(P.8)によるフラジリティ曲線を**図 P.2** 中に示す。この曲線は一般にコンポジット・フラジリティ曲線と呼ばれる。この曲線は認識論的不確実さ要因が含まれている分，曲線の傾きが 50%信頼度の曲線に比べ緩やかになっている。それは $c\beta^u$ の分だけ対数標準偏差が大きいためである。

公衆審査用

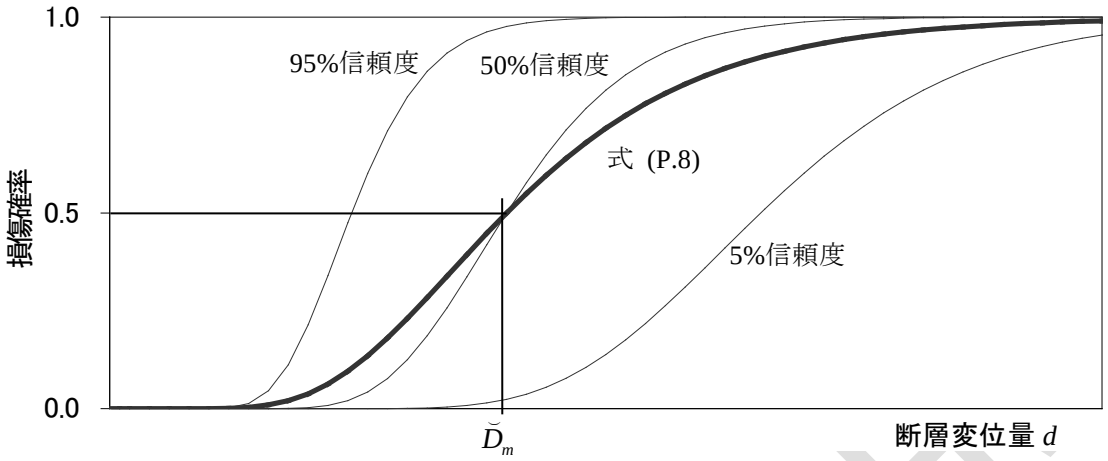


図 P.2－式(P.5)及び式(P.8)によるフラジリティ曲線の概念図（模式図）

公衆審査用

附属書 Q
（参考）
フラジリティ評価対象設備選定のための考え方

序文

この附属書では，フラジリティ評価で対象とする設備の例及びシビアアクシデント対策設備の例を挙げて，フラジリティ評価対象設備選定のための考え方を示す。

Q.1　フラジリティ評価で対象とする設備の例及び選定のための考え方

Q.1.1　概要　フラジリティ評価において対象とする設備としては，断層変位によって炉心損傷に至る可能性のある起因事象に関わる設備，及び起因事象の拡大を緩和させる緩和システムに関わる設備がある。これらに加え，起因事象及び緩和システムに関わる設備以外の設備で，それらの損傷によって間接的に起因事象及び緩和システムに関わる設備に影響を及ぼすものもある。次に，それぞれに分けて関連設備の例を挙げて，フラジリティ評価対象設備選定のための考え方を示す。

Q.1.2　起因事象に関わる設備　起因事象に関連する設備は評価対象として選定する。次に，起因事象の例を示す。

- 原子炉建屋損傷
- 原子炉圧力容器損傷
- インターフェースシステム LOCA（ISLOCA：Interface System Loss of Coolant Accident；インターフェースシステム冷却材喪失事故)
- 大 LOCA（LOCA：Loss of Coolant Accident；冷却材喪失事故）
- 中 LOCA
- 小 LOCA
- 外部電源喪失
- 過渡事象

これらの起因事象の概要及び対象となる設備・部位の例を**表 Q.1** に示す。

Q.1.3　緩和システムに関わる設備　緩和システムに関わる設備は，フロントライン及びサポートラインに分類される。それぞれに分けて，それぞれの概要を示す。

a)　フロントライン　事象の緩和のために直接稼動する設備であり，制御棒挿入設備などが挙げられる。**表 Q.2** に具体的な評価対象設備の例を記載する。

b)　サポートライン　事象の緩和のために直接稼動する設備が機能維持できるようにサポートする設備であり，非常用電源系又は機器冷却系などがあげられる。サポートラインに属する設備が機能喪失すると，複数のフロントライン設備が一度に機能喪失する可能性が高い。

このため，断層変位事象のように，複数の設備が同時に機能喪失するような場合には，

原子力規制委員会 公表資料

サポートラインの機能喪失が炉心損傷に与える影響が大きく，対象設備の選定に当たってはサポートラインを見落とさないように注意が必要である。サポートラインの設備の例を**表 Q.2** 中に記載する。

c)　間接的に起因事象及び緩和システムに関わる設備に影響を及ぼす設備　起因事象及び緩和システムに関わる設備以外のスタックのような設備の崩壊による周辺設備への影響が想定される。また，プラント周辺の斜面の崩壊又は地盤変位による周辺設備への影響も想定される。さらに，建屋・構築物の損傷は，設置されている機器の支持機能喪失，相互影響（建屋などが破損した結果，機器に損傷を与える）に直結する可能性がある。以上に該当する設備を評価の対象とする必要がある。これらの例を**表 Q.2** 中に記載する。

公衆審査用

表 Q.1－起因事象の概要及び評価対象となり得る設備・部位の例

起因事象		事象の概要（BWR の例）	評価対象となり得る主な設備・部位（例）
原子炉建屋損傷		断層変位によって原子炉建屋が損傷を受ける事象。安全系の支持機能が失われ，直接,炉心損傷に至る可能性がある。	原子炉建屋の耐震壁，建屋基礎及び基礎地盤での浮き上がり，すべりなど
原子炉圧力容器損傷		断層変位によって原子炉圧力容器が損傷を受ける事象。当事象時には炉の制御が不可能であり，非常用炉心冷却系の効果も期待できず，直接,炉心損傷に至る可能性がある。	圧力容器支持スカート 原子炉本体基礎ボルト 圧力容器スタビライザなど
ISLOCA		原子炉内の高圧用配管及び低圧用配管のインターフェースの隔離機能が喪失することによって，低圧用配管に高圧負荷がかかり配管損傷を生じ，冷却材喪失事故に至る事象。	炉心スプレイ系及び低圧注入系などの配管，弁など
LOCA	大	格納容器内の１次系配管，サポート，ポンプ，弁などの機器が損傷し，冷却材喪失事故に至る事象。 大 LOCA：低圧注入系でメークアップできる事象 中 LOCA：高圧注入系でメークアップできる事象 小 LOCA：原子炉隔離冷却系でメークアップできる事象	低圧注入系などの系統を構成する配管，サポート，ポンプ，弁など
	中		高圧注入系などの系統を構成する配管，サポート，ポンプ，弁など
	小		原子炉隔離冷却系などの系統を構成する配管，サポート，ポンプ，弁など
外部電源喪失		外部からの電源供給が喪失する事象。	起動変圧器（碍管，碍子） 高圧開閉所内電気設備（しゃ断器，変圧器など） 所内配線，外部送電線，鉄塔など
過渡事象		主蒸気隔離弁閉鎖，全給水流量喪失などの過渡の事象	主蒸気系，復水系などの系統を構成する配管，サポート，ポンプ，弁など

公衆審査用

表 Q.2－緩和システムにおけるフロントライン及びサポートラインに関わる設備の例

BWR	PWR	①起因事象に関わる設備	②事象の緩和に関わる設備		③その他
			フロントライン	サポートライン	
原子炉冷却材圧力バウンダリに関わる設備	一次冷却系統設備	○	○		
原子炉格納容器	原子炉格納容器		○		
制御棒挿入に関わる設備	制御棒挿入に関わる設備		○		
原子炉隔離時冷却系設備	補助給水系設備		○		
高圧炉心スプレイ系設備	安全注入系設備		○		
低圧炉心スプレイ系設備	－		○		
－	格納容器スプレイ系設備		○		
残留熱除去系設備	余熱除去系設備		○		
原子炉機器冷却系設備	原子炉補機冷却系設備	○		○	
原子炉機器冷却海水系設備	原子炉補機冷却海水系設備	○		○	
非常用交流電源設備	非常用交流電源設備	○		○	
直流電源設備	直流電源設備	○		○	
計測制御設備	計測制御設備	○	○	○	
原子炉建屋	原子炉建屋	○			○
海水熱交換機建屋	原子炉補助建屋	○		○	○
コントロール建屋					○
屋外コンクリートダクト					○
スタック					○
施設周辺斜面					○
原子炉圧力容器	原子炉容器	○			
外部電源設備	外部電源設備	○			

Q.2　フラジリティ評価で対象とするシビアアクシデント対策設備の例及び選定のための考え方

フラジリティ評価で対象とするシビアアクシデント対策設備の例として，シビアアクシデント対策設備を示す。

東京電力福島第一原子力発電所事故を受けて，今後の規制に反映するのがよいと考えられる事項を盛り込んだ「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」が，平成 24 年 3 月 28 日に原子力安全・保安院（当時）から公表されている(1)。

この中で，事故の発生及び進展に関し，分かる範囲の事実関係に基づき，今後の規制に反映すべきと考えられる 30 項目の対策が挙げられている。この 30 項目の対策に対する緊急対策（短期対策）及び信頼性向上対策（中長期対策）の内容を，**表 Q.3** に示す。

これらの設備が，事故シーケンス評価で考慮される場合，フラジリティ評価が必要となる。

短期対策のうち，フラジリティ評価対象となるシビアアクシデント対策設備の例として，

公衆審査用

次のものが挙げられる。

・電源車
・消防車，ポンプ車
・建屋への浸水対策設備
・空気駆動ベント弁用の窒素ボンベ

中長期対策のうち，フラジリティ評価対象となるシビアアクシデント対策設備の例として，次のものが挙げられる。

・耐震性を向上した変電設備
・耐震性を向上した開閉所設備
・空冷非常用発電機
・可搬型代替残留熱除去設備
・可搬型コンプレッサー
・代替注水用水源（タンク，貯水池，ダムなど）
・フィルタ効果のあるベント設備
・水素再結合装置

【参考文献】

(1) 原子力安全・保安院，“東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について”，平成 24 年 3 月 28 日

甲 公衆審査

表 Q.3－対応の方向性と緊急対策との関係(1)

対応の方向性		緊急対策 （短期対策：実施済み）	信頼性向上対策の例 （中長期対策）
①外部電源対策	対策 1 外部電源系統の信頼性向上		異なるルート（送電線及び変電所）からの給電
	対策 2 変電設備の耐震性向上		断路器の構造改良及び高強度がいしの採用
	対策 3 開閉所設備の耐震性向上		耐震性のあるガス絶縁開閉装置などへの更新
	対策 4 外部電源設備の迅速な復旧		外部電源に関わる事故対応マニュアルの整備など
②所内電気設備対策	対策 5 所内電気設備の位置的な分散	電源車の配備（高台など）	電源の建屋内の配置（海側／陸側，高所／低所）
	対策 6 浸水対策の強化	建屋への浸水対策	浸水時に備えた排水機能の用意
	対策 7 非常用交流電源の多重性及び多様性の強化	電源車の配備（多重性及び多様性の強化）	空冷非常用発電機の配備
	対策 8 非常用直流電源の強化		蓄電池容量の強化
	対策 9 個別専用電源の設置		計装に必要な電源の充電設備を配備
	対策 10 外部からの給電の容易化	電源車などに接続する給電用ケーブルの配備	給電口を規格化，被水対策の実施
	対策 11 電気設備関係予備品の備蓄		電気関係予備品の備蓄，保守訓練の実施
③冷却・注水設備対策	対策 12 事故時の判断能力の向上	緊急時の対応計画及び／又はマニュアルの策定	前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備
	対策 13 冷却設備の耐浸水性確保・位置的分散	消防車・ポンプ車・消火ホースの配備（位置的分散）	冷却設備の位置的分散
	対策 14 事故後の最終ヒートシンクの強化		可搬型代替残留熱除去設備などの設置
	対策 15 隔離弁・SRV の動作確実性の向上		弁駆動のための可搬型コンプレッサーの配備
	対策 16 代替注水機能の強化	消防車・ポンプ車・消火ホースの配備，水源の確保 （代替注水機能の強化）	水源の多様化(タンク，貯水池，ダムなど)，吐出圧力の高いポンプ及び建屋外の注水口を整備
	対策 17 使用済燃料プールの冷却・給水機能の信頼性向上	消防車・ポンプ車・消火ホースの配備，水源の確保 （使用済燃料プールへの給水）	燃料貯蔵の分散化，空冷設備の設置，乾式貯蔵の採用
④格納容器破損・水素爆発対策	対策 18 格納容器の除熱機能の多様化		交流電源に頼らない PCV スプレイの設置
	対策 19 格納容器トップヘッドフランジの過温破損防止対策		格納容器トップフランジ冷却
	対策 20 低圧代替注入への確実な移行	緊急時対応計画の策定（低圧注水への移行手順）	完全電源喪失などを想定したマニュアルの整備
	対策 21 ベントの確実性・操作性の向上	空気駆動ベント弁用の窒素ボンベなどの配備，緊急時対応計画の策定（ベント操作）	ベント弁操作のためのコンプレッサーなどの配備
	対策 22 ベントによる外部環境への影響の低減		フィルタ効果のあるベント設備の設置
	対策 23 ベント配管の独立性確保		ベント配管の号機間の共用禁止
	対策 24 水素爆発の防止（濃度管理及び適切な放出）		水素再結合装置，水素濃度検出装置の設置
⑤管理・計装設備対策	対策 25 事故時の指揮所の確保・整備		放射性物質の流入防止，カメラなどによる建屋などの監視機能の整備
	対策 26 事故時の通信機能確保	電源車の配備（通信機器などへの給電）	テレビ会議システムなどの設置
	対策 27 事故時における計装設備の信頼性確保		計装設備専用の蓄電池，予備計測器の配備
	対策 28 プラント状態の監視機能の強化	電源車の配備（プラント状態監視設備への給電）	PCV 内をカメラで監視，ロボットの活用など
	対策 29 事故時モニタリング機能の強化		モニタリング監視設備への非常用電源供給
	対策 30 非常事態への対応体制の構築・訓練の実施	緊急時対応計画の策定，緊急時対応機器などの点検及び訓練の実施	ガレキ撤去用重機の配備，照明機器の配備

［出典：原子力安全・保安院，“東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について”，平成 24 年 3 月 28 日］

原案作成中

附属書 R
（参考）
耐力値の評価におけるスクリーニング及び代表評価の検討のための考え方

序文

この附属書では，耐力値の評価におけるスクリーニング基準及び代表評価の検討のための考え方について示す。

R.1　耐力値の評価におけるスクリーニング基準及び代表評価の検討のための考え方

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を，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代表化（グルーピング）する。また，断層変位による影響に対して大きな耐力をもち，断層変位ハザードにおいて有意な発生頻度を持つ範囲において損傷確率が非常に小さいことが明らかである機器については，断層変位 PRA の評価からスクリーニングする。

上記のグルーピング及びスクリーニングの例を表 R.1 に示す。

公衆審査用

表 R.1－評価対象機器のグルーピング及びスクリーニングの考え方

グルーピング カテゴリ（例）	対象機器	スクリーニング
熱交換器	余熱除去冷却器 CV スプレイ冷却器	スクリーニング可 ・建屋最下層に設置の機器の構造損傷は，基礎版の損傷による建屋の構造損傷に包絡されると想定できる。 ・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）	余熱除去ポンプ 充塡ポンプ 高圧注入ポンプ タービン動補助給水ポンプ 格納容器スプレイポンプ	スクリーニング可 ・建屋最下層に設置の機器の構造損傷は，基礎版の損傷による建屋の構造損傷に包絡されると想定。
建屋間渡り配管	CCW 配管 主蒸気・主給水管 海水配管	スクリーニング不可 ・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 可搬式代替低圧注水ポンプ 大容量ポンプ 電源車 消防ポンプ	スクリーニング不可 ・設置地盤の傾斜によって潤滑不良などが発生し機能損傷に至る可能性がある。

公衆審査用

附属書 S
（参考）
損傷モード及び部位の抽出に関わる留意事項

序文

この附属書では，損傷モード及び部位の抽出に関わる留意事項を示す。

・炉心損傷に影響を及ぼし得る建屋の損傷シナリオを構成する損傷モードの考え方
・PWR 及び BWR の格納容器の損傷モードの考え方
・機器の損傷モードの考え方
・配管系の評価対象部位の選定の考え方
・使用済燃料プールの損傷モード及び部位の考え方

S.1　建屋の損傷シナリオを構成する損傷モードの考え方

炉心損傷に影響を及ぼし得る建屋などの損傷シナリオを構成する損傷モードの例を**図 S.1** に示す。

主たる建屋の損傷シナリオは，**図 S.1** に示すように，建屋基礎の安定性の損傷，耐震壁の損傷，部材の局部損傷，非構造部材の局部損傷からなる。これらの内容をそれぞれ述べる。

建屋基礎の安定性の損傷としては，耐震壁の損傷及び部材の局部損傷に先行して生じる可能性のある事象であり，建屋基礎の浮き上がりに伴う転倒及び滑りが挙げられる。しかし，一般的な原子力発電所建屋基礎は，周囲を地盤に埋め込まれているので，建屋基礎の浮き上がりに伴う転倒及び滑りの損傷モードは，他の損傷モードよりも建屋の損傷シナリオに対する寄与は小さいと考えられる。

耐震壁の損傷としては，耐震壁のせん断損傷及び曲げ損傷が想定されるが，前者が一般的な原子力発電所建屋の支配的な損傷モードであると考えられる。また，曲げ損傷に関しては，せん断変形に比較して曲げ変形の割合が小さいこと，せん断破壊と比較して曲げ破壊は靭性をもつことから，建屋耐震壁の損傷シナリオ上，曲げによる損傷の影響は小さいと考えられる。

部材の局部損傷に関しても，耐震壁全体の損傷と比較して建屋損傷に与える影響は小さいと考えられる。

間仕切り壁又は扉などの非構造部材の局部損傷に伴う波及的効果が，炉心損傷頻度の評価に影響を及ぼす可能性も否定できない。しかし，一般的な原子力発電所建屋においては，間仕切り壁などの非構造部材であっても，耐震壁などの構造部材の変形に追従できるように耐震設計されている現状を踏まえると，間仕切り壁などの非構造部材が耐震壁などの構造部材に先行して破壊する事象はまれであると考えられる。また，間仕切り壁の損傷に伴う波及的効果を評価した既往の知見[1]においても，間仕切り壁の損傷が周辺機器に影響を

与える可能性は小さいとの報告もある。したがって，非構造部材の損傷に伴う波及的効果に関わる損傷モードに関しては，サイト・プラントウォークダウンなどによって抽出された場合を除いて，建屋崩壊シーケンスにおいて基本的には無視してもよい。

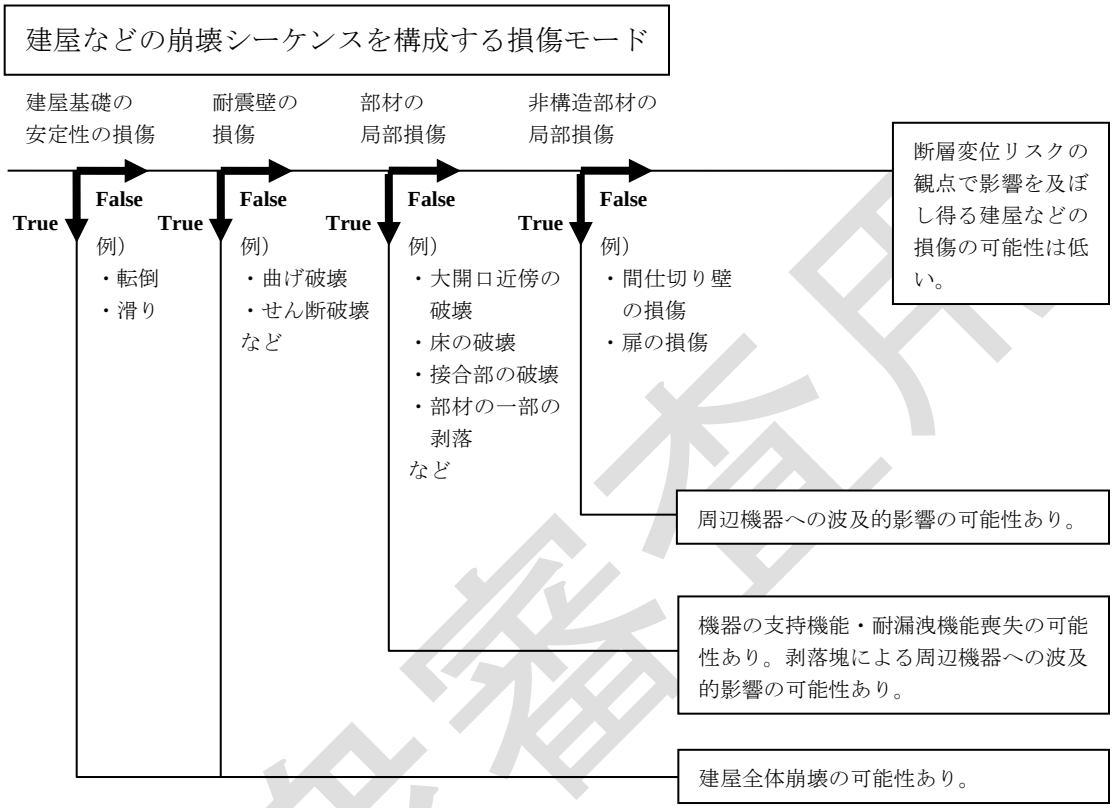


図 S.1－建屋などの損傷シナリオの例

公衆審査用

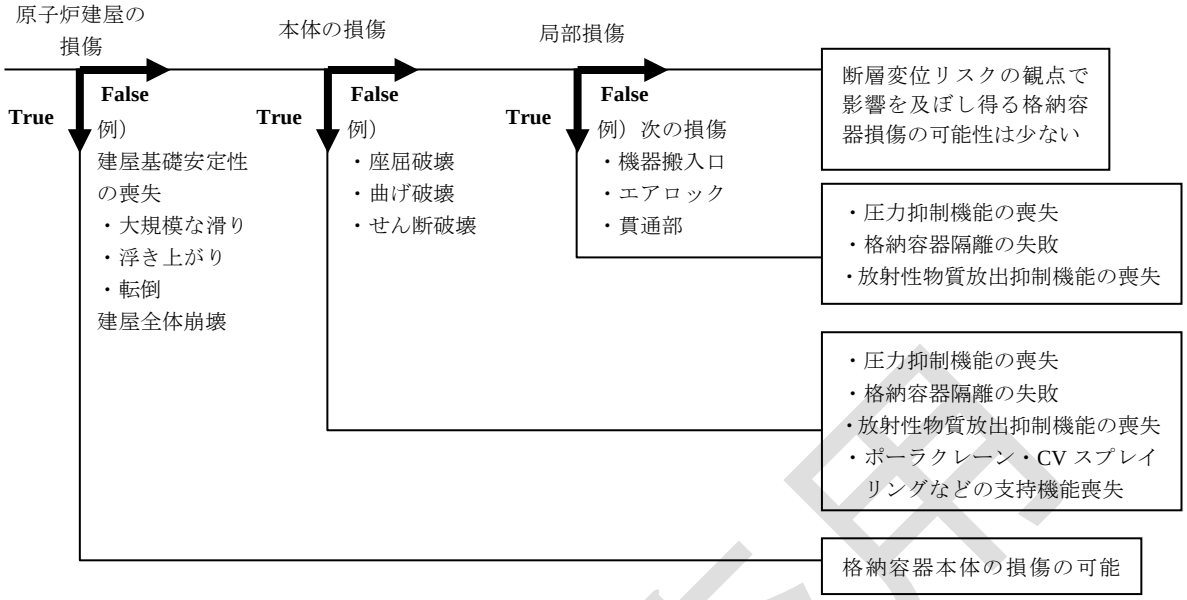
S.2　格納容器の損傷モードの考え方

原子炉格納容器の損傷モードの例として，PWR の鋼製原子炉格納容器の例を**図 S.2** に，プレストレストコンクリート製原子炉格納容器の例を**図 S.3** に，BWR の鋼製原子炉格納容器の例を**図 S.4** に，鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の例を**図 S.5** に示す。

これらの図では，原子炉建屋，格納容器本体及び格納容器の局部が損傷した場合に，格納容器のどのような要求機能が喪失するかを示している。PWR の格納容器では，格納容器本体又は局部の損傷によって，耐圧機能喪失，格納容器隔離の失敗，放射性物質放出抑制機能の喪失及びポーラクレーン・CV スプレイリングなどの支持機能喪失を生じる。BWR の格納容器では，格納容器本体又は局部の損傷によって，放射性物質放出抑制機能の喪失，格納容器隔離の失敗，圧力抑制機能の喪失，崩壊熱除去機能の喪失，格納容器支持機能の低下及び耐圧機能の喪失を生じる。

なお，ここで示した格納容器の各部位は，基準応答解析の結果を基に，他の機器類と同様の手法でフラジリティを算出することが可能である。**図 S.2**～**図 S.5** では，想定される格納容器の損傷モードを挙げており，フラジリティ評価結果に応じて，考慮すべき損傷モードを選定するのがよい。ただし，各部位のフラジリティ評価に当たっては**附属書 R** に示した断層変位による影響に対する耐力を考慮した評価対象のスクリーニングを行うことが望ましい。

公衆審査用



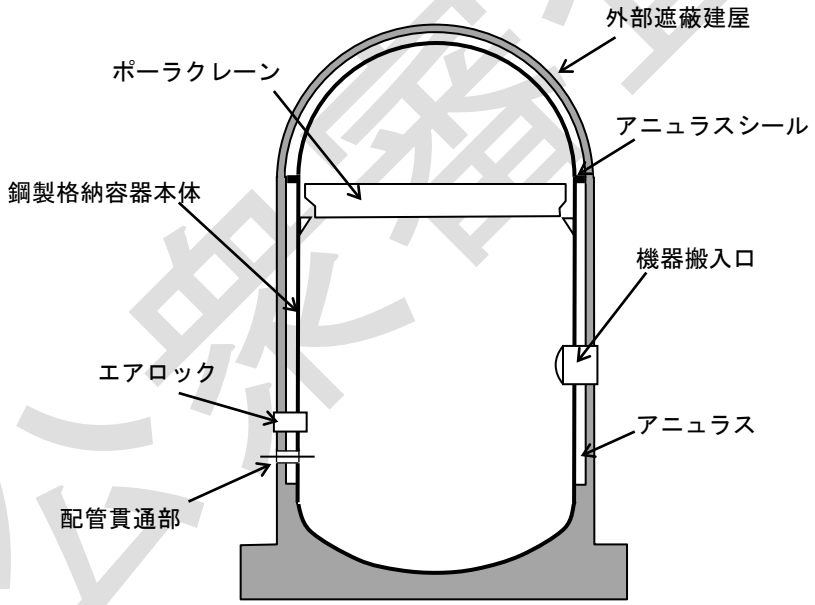
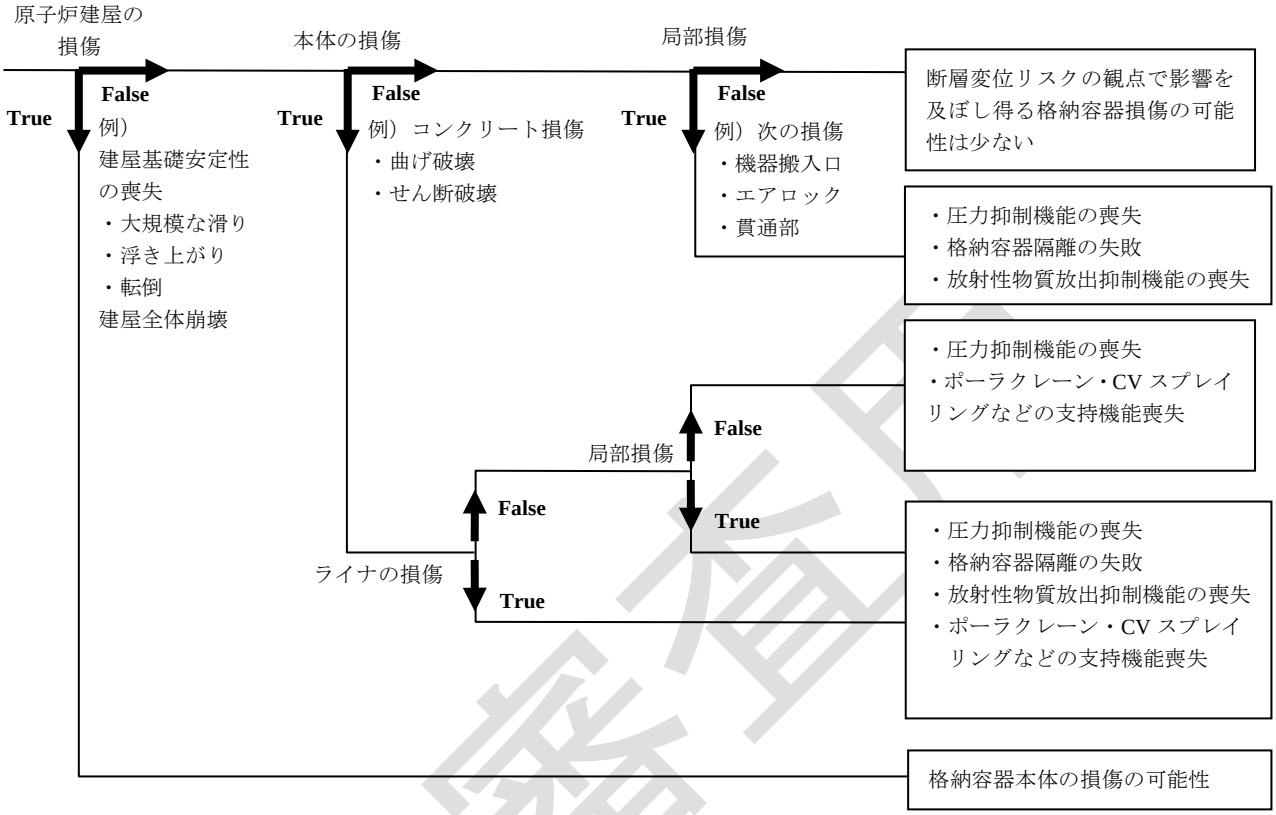


図 S.2－PWR の鋼製原子炉格納容器の損傷モードの例

公衆審査用



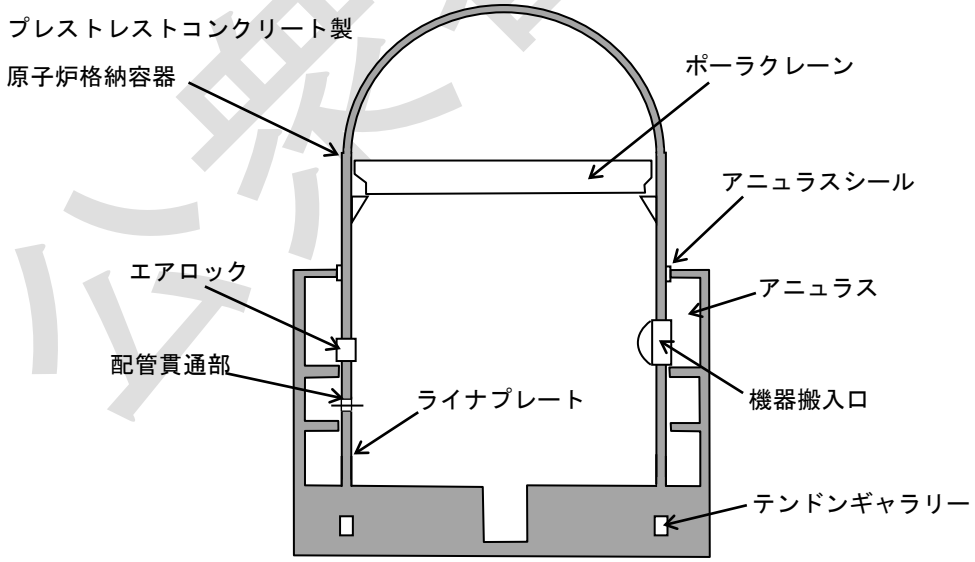
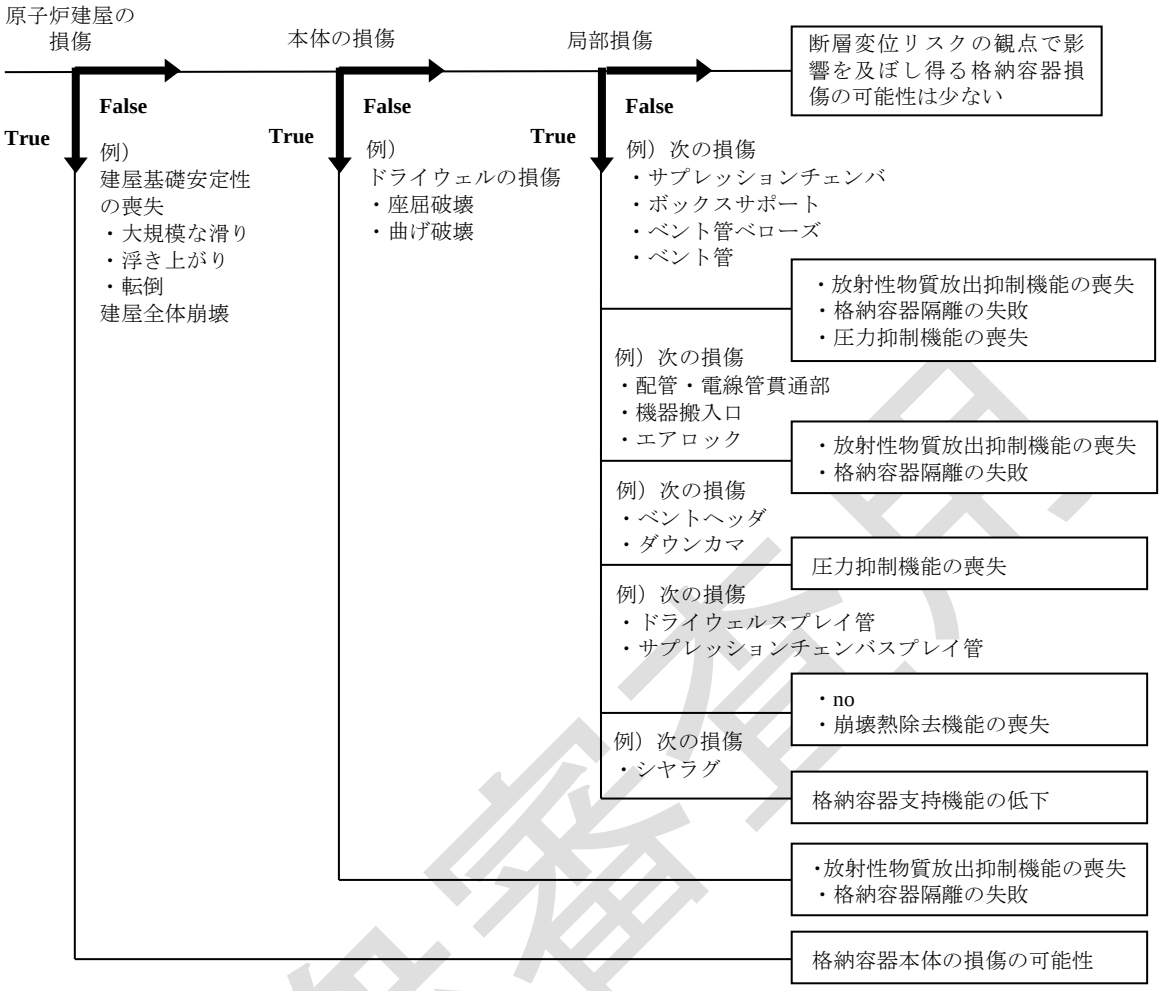


図 S.3－PWR のプレストレストコンクリート製原子炉格納容器の損傷モードの例



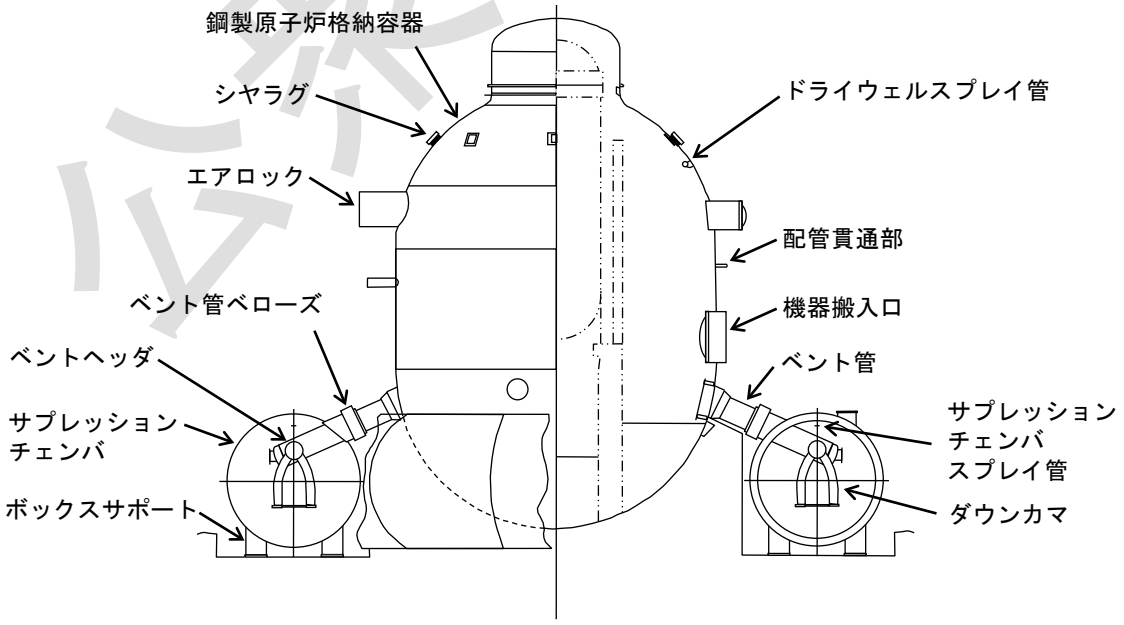
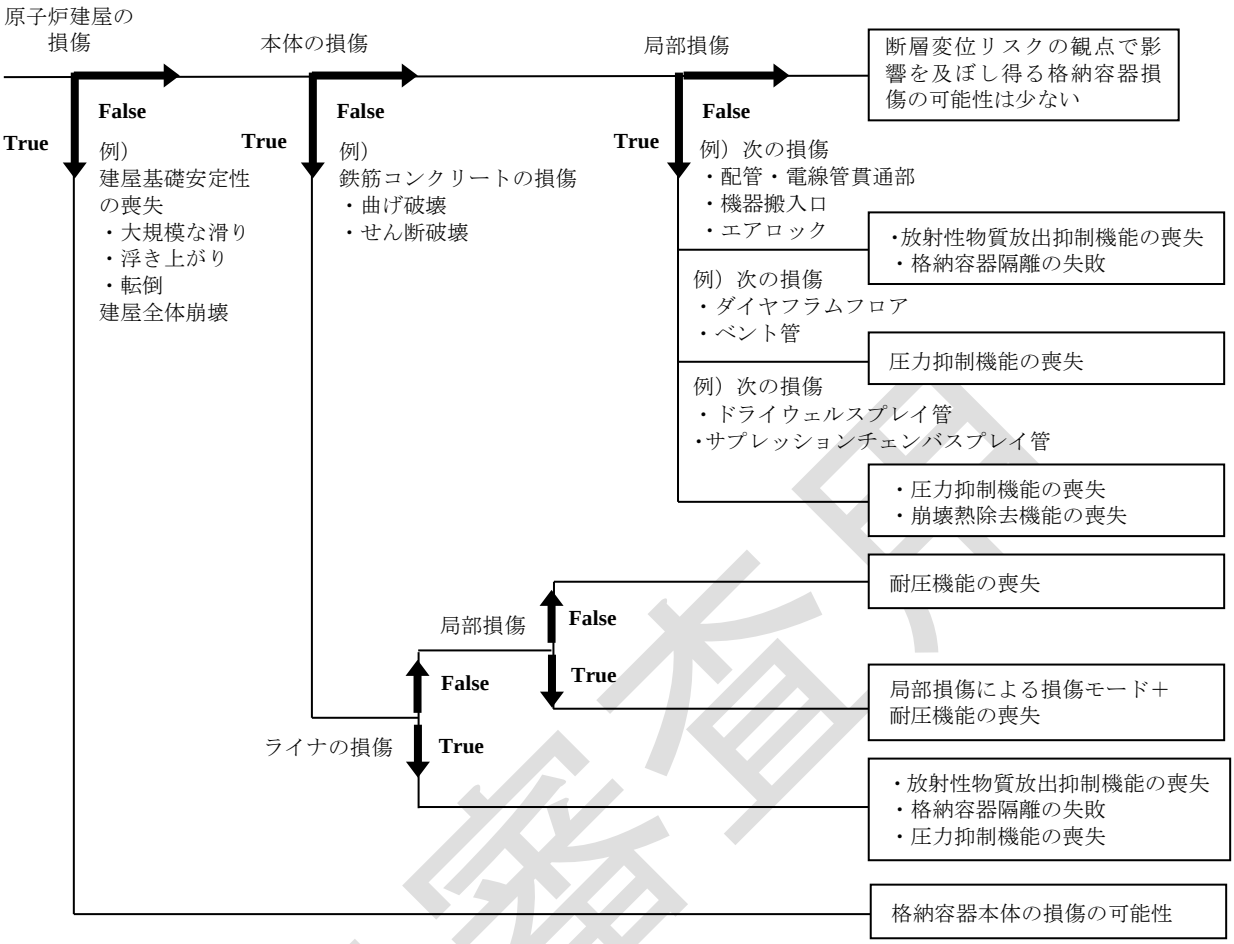


図 S.4－BWR の鋼製原子炉格納容器の損傷モードの例



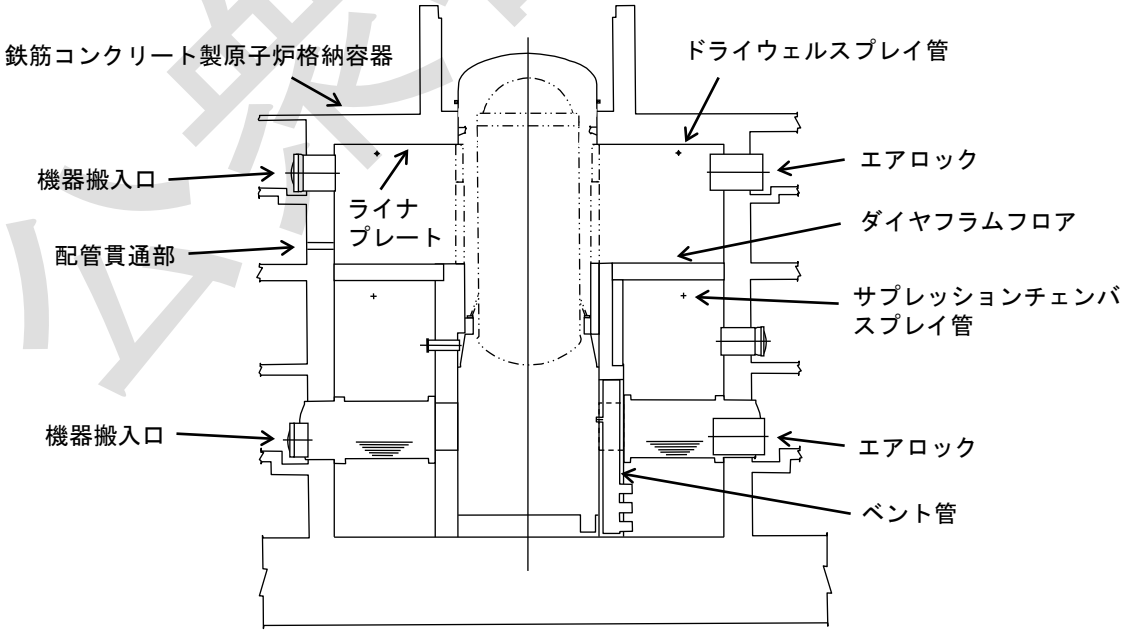


図 S.5－BWR の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の損傷モードの例

S.3　機器の損傷モードの考え方

熱交換器又はタンクなどの静的機器では，一般的に，基礎ボルトの損傷又は部材の座屈が損傷モードとして抽出される場合が多い。また，動的機器及び電気・計装品は，基礎ボルトなどの構造的損傷モード及び機能的損傷モードの両方が損傷モードとして挙げられるが,一般的には構造的損傷モードに比べて機能的損傷モードが先行する場合が多い。なお，断層変位によって機器に発生する荷重は地震動とは異なり静的なものであることから，その特性を考慮の上，実際の損傷時の現象及び事故シーケンスに与える影響を検討し，評価に取り込む必要がある。ただし，各機器のフラジリティ評価に当たっては**附属書 R** に示した断層変位による影響に対する耐力を考慮した評価対象のスクリーニングを行うことが望ましい。

a)　原子炉圧力容器　原子炉圧力容器本体に対して支配的な荷重は断層変位による荷重ではなく，圧力などの通常運転時荷重である。このため，断層変位に対する損傷モードとして着目すべきは基礎部及びサポート部である。

b)　原子炉格納容器　原子炉格納容器（CV；Containment Vessel）は，鋼製格納容器， RC 造格納容器（RCCV(BWR)；Reinforced Concrete Containment Vessel），PC 造格納容器（PCCV(PWR)；Prestressed Concrete Containment Vessel）に分類される。鋼製格納容器については，主要損傷モードとして座屈及び配管などの貫通部損傷があげられる。ここで，鋼製格納容器が座屈しても格納容器に要求される耐圧機能又は耐漏洩機能の喪失に直結するものではないが，座屈の発生をもって格納容器の破損として扱うことが多く，特にレベル 2 PRA に当たっては格納容器損傷の定義に注意が必要である。

RCCV,PCCV の損傷モードとしては，原子炉建屋と同様にせん断破壊が支配的であると考えられ，せん断破壊による鉛直支持力喪失がクリティカルとなる。

また，RCCV，PCCV のその他の機能としては，耐漏洩機能などがあげられる。耐漏洩機能はライナで機能を確保するが，ライナは RCCV 又は PCCV の変形に追従するものと考えられるため，RCCV，PCCV のせん断破壊をライナの機能喪失と見なすこともできる。

c)　炉内構造物　炉内構造物の断層変位に対する損傷モードのうち着目すべきものとしては，燃料集合体への制御棒挿入性である。これは，制御棒挿入性が動的機能であり，シュラウドなどの構造的損傷に比べて機能喪失が生じやすいことに起因する。制御棒挿入失敗に繋がる損傷モードとしては，例えば BWR では，炉心支持板，上部格子板の損傷，制御棒ハウジングの損傷，燃料集合体の変形による制御棒挿入阻害などがあげられる。

なお，制御棒の挿入性については，規定時間内に挿入できなければ挿入失敗とすることが一般的であるが，合理的な規定時間の設定などを行うことで，より現実に即した成功／失敗の判断を行うことが望ましい。

d)　ポンプ　ポンプにおける損傷モードとしてのうちの構造的損傷としては，基礎ボルト部の損傷，ポンプコラムの損傷（立形ポンプの場合）などが挙げられる。また，機能的損傷としてはポンプ軸固着，軸受け損傷，潤滑油の供給不良などが挙げられる。

e) 配管系　溶接構造の配管本体は，一般的に，サポートに比べて耐力が高い場合が多い。

このため，配管本体はもちろんのことであるが，サポート損傷にも着目して，支配的な損傷モードを決定する必要がある。また，建屋間の渡り配管の場合は，相対変位による影響を強く受けることに留意が必要である。

なお，配管系は多数の系統から構成されているので，それらの応答，耐力は配管系ごとに相違する。そのため，配管系の損傷確率の算定に当たっては，系統ごとに求めることを原則とする。ただし，その評価の妥当性，保守性を明らかにした上で，系統をまとめてひとつの配管系で代表してもよい。

f) 横形容器及び熱交換器　横形容器及び熱交換器本体は圧力バウンダリであり，作用荷重としては熱又は内圧などの通常運転時荷重が支配的となるため，断層変位に対する損傷モードとして着目すべきものとしては基礎ボルト部及び支持脚部が挙げられる。

基礎ボルト部に関しては，その損傷によってタンク又は熱交換器の構造的損傷に結びつく可能性がある。支持脚部に関しては，その損傷によってタンク又は熱交換器の構造的損傷，又は圧力バウンダリの機能が損なわれる可能性がある。

g) たて形容器及び熱交換器　たて形容器及び熱交換器の断層変位に対する損傷モードとして着目すべきものとしては胴板の座屈，基礎ボルト及び支持脚の損傷が挙げられる。

これらの損傷に伴いタンク又は熱交換器の構造的損傷に結びつき，圧力バウンダリの機能が損なわれる可能性がある。

h) 平底タンク　平底タンクの損傷モードとしては，胴板の座屈，基礎定着部及び基礎ボルトの損傷が挙げられる。

i) 空調ユニット　空調ユニットの構造的破損モードとしては，基礎ボルトの損傷が挙げられる。また，機能的損傷モードとしてはファンブレード又はロータモータなどの接触，固着などが挙げられる。

j) ダクト　ダクトの損傷モードとしては構造的損傷であり，ダクト本体の座屈，サポート部の損傷が挙げられる。

k) 弁　弁の機能的損傷モードとしては，弁本体の変形に伴うシャフト駆動の拘束が挙げられる。また，構造的損傷モードとしては，弁と配管との接続部の損傷が挙げられるが，一般的に機能的損傷の方が耐力が低いと考えられる。

l) 非常用ディーゼル発電機　非常用ディーゼル発電機の損傷モードとしては，スラスト力を受けるケーシングの隔壁の破損，潤滑油の供給不良などが挙げられる。また，非常用ディーゼル本体以外にも，サポート系（燃料移送系など）の損傷が非常ディーゼル本体の機能喪失に結びつく可能性がある。

m) バッテリーラック　バッテリーラックの損傷モードとしては，ラック基礎部の構造的損傷が挙げられる。

n) 電気盤　電気盤の損傷モードのうち，構造的損傷としては基礎ボルトの損傷，器具取付部損傷が挙げられる。機能的損傷としては動作部の異常な接触などが挙げられる。

原子力規制委員会

電源盤において，盤内ユニットが車輪付台車及びストッパによって設置されている場合には，傾斜によるユニットの移動に対する考慮が必要である。なお，電気盤の機能喪失は，それの構成器具のひとつが機能喪失し，これが原因で電気盤全体の機能喪失に至ることが多い。そのため，電気盤に関しては，特に個々の器具の損傷モードに留意する必要がある。

o) 計器　計器の損傷モードとしては温度・圧力検出器の損傷などが挙げられる，センサー，配線，指示計といった計器のシステムを構成するものの損傷モードも考慮する必要がある。考えられる損傷モードとしては，支持具の構造的損傷が挙げられる。

p) ケーブルトレイ　ケーブルトレイの損傷モードとしては，構造的損傷のケーブルトレイのサポートの損傷，ケーブルトレイの変位（変形）に起因するケーブル接続部の損傷などが挙げられる。また，建屋間をわたるケーブルトレイの場合は，相対変位による影響を強く受けることに留意が必要である。

q) 外部電源設備　外部電源設備の損傷モードの例として，碍子形空気遮断器の場合では，支持碍子下端損傷，ステー碍子損傷，しゃ断部首下損傷，支持碍子取付フランジ損傷などが挙げられる。なお，外部電源喪失という観点からは，上記設備以外にも鉄塔などの損傷も損傷モードとして考慮する必要がある。

S.4　配管系の評価対象部位の選定の考え方

評価対象とする配管系統の取扱いとしては，断層変位発生時の炉心損傷に影響を及ぼす配管系における全系統とする。

なお，妥当な理由があればこれらの系統であっても評価対象外とすることができる。妥当な理由の例としては，配管系よりも耐力の低い機器があるなどの理由によって，配管系以外の機器の損傷によって当該系統の損傷が支配されることが明らかである場合が挙げられる。また，システム解析の観点から明らかに炉心損傷に及ぼす影響が小さい系統である場合なども挙げられる。

配管系の構造的損傷部位としては，配管本体及びサポート部が挙げられる。一般的に，サポート部の耐力の方が配管本体よりも低いため，地震動に対する評価を参考にするとサポート部の支持機能喪失が先行することが多い。したがって，配管系の構造的耐力評価に当たっては，特に配管サポート及びその損傷時に配管本体に及ぼす影響に着目して検討を行う必要がある。また，断層変位に対しては建屋内に設置されている配管と建屋間の渡り配管とで，受ける影響が大きく異なることにも留意が必要である。

S.5　使用済燃料プールの損傷モード及び部位の例及び考え方

使用済燃料プール内の燃料の損傷に影響を及ぼし得る事故シナリオのうち，使用済燃料プール自体の損傷モード及び部位の例を**図 S.6** に示す。

使用済燃料プールの要求機能喪失に繋がる構造的損傷モードは，直接的な損傷モードとして使用済燃料プール全体の崩壊及び使用済燃料プール壁及び床の局部損傷に関わる損傷

モードが，間接的な損傷モードとして当該層より上層の部材の破壊に伴う波及的な影響に関わる損傷モードが想定される。

使用済燃料プール全体の崩壊としては，当該層並びに当該層より下層の層崩壊を伴う曲げ及びせん断破壊が想定され，これらの損傷モードは使用済燃料プールだけでなく，プール内の燃料全てが直接的に損傷する可能性があり，燃料損傷に直結する損傷モードと考えられる。

使用済燃料プール壁及び床の局部損傷としては，鉄筋コンクリート躯体の局部的な曲げ及びせん断破壊が想定されるが，躯体表面に内張りされたライナの延性破断がなければプール水漏洩は発生しないため，使用済燃料プールの冷却機能が維持されると考えられる。ここで，ライナは鉄筋コンクリート躯体と比較して伸びが大きく（破断伸びはステンレス鋼で 40%程度，炭素鋼で 20%程度），躯体が局部的に破壊するようなひずみレベルに対しても十分追従し，変形する能力を有している。したがって，これらの損傷モードがプール水漏洩による冷却機能喪失に与える影響は基本的には小さいと考えられる。

さらに，上記の直接的な損傷モード以外に，使用済燃料プールより上層の部材などが損傷し，落下することによる波及的な影響が考えられる。しかし，これらの損傷モードによる影響が小さかった一例として，福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の使用済燃料プールにおいて，水素爆発などによって上部架構が落下してもプール水位に有意な変化は見られなかった事例[9]が挙げられる。

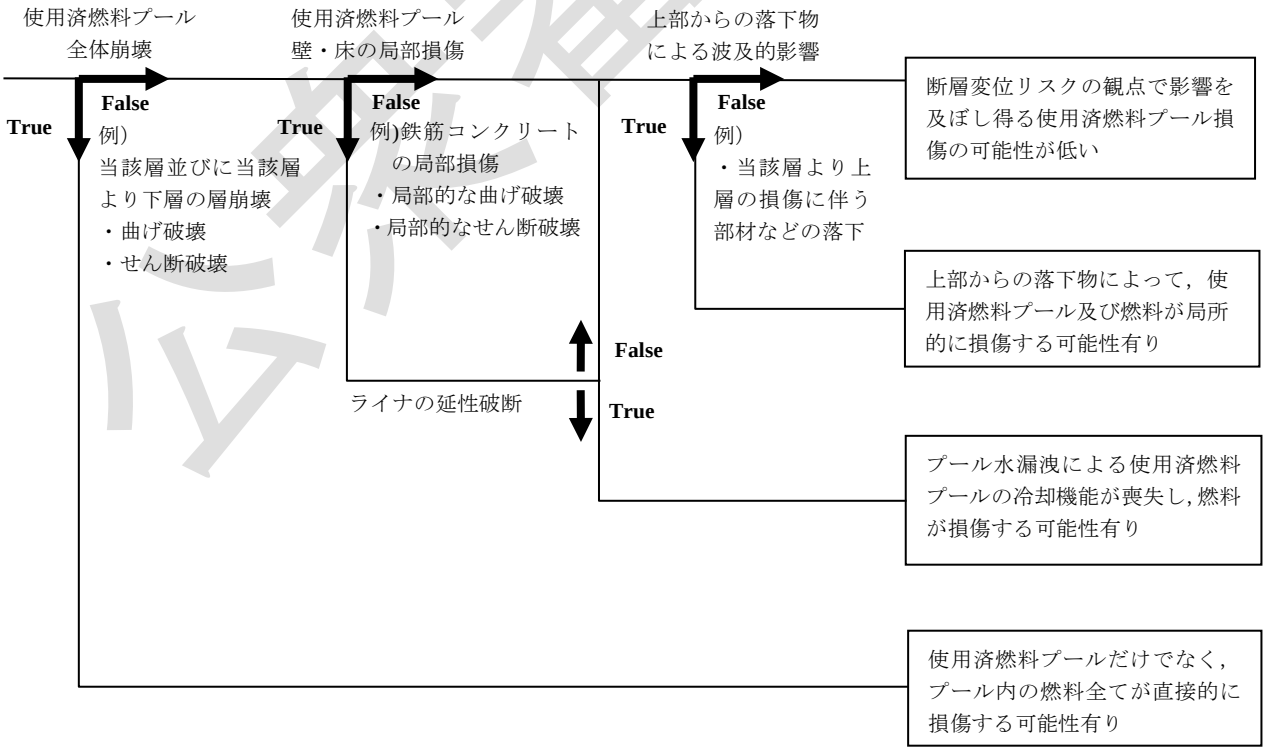


図 S.6－使用済燃料プールの損傷モード及び部位の例

【参考文献】

(1) 日本原子力研究所,“軽水炉モデルプラント地震 PSA 報告書”, JAERI-Research 99-035, 1999.5

(2) 中国電力ホームページ http://www.energia.co.jp/anzen_taisaku/taisaku/index.html, （最終閲覧日：2020 年 1 月 29 日）

(3) 中部電力ホームページhttp://dna.chuden.jp/sp/sum06/index_2.html, （最終閲覧日：2020 年 1 月 29 日）

(4) Ono，H. et al.,“The Influence of Vertical Input on the Horizontal Restoring Force Characteristics of Shear Wall”，17th SMiRT，H03-4，August 2003

(5) 甲斐芳郎，三明雅幸ほか，“原子力発電所建屋に対する上下動フラジリティ評価（その 1　全体フロー及び耐震壁・床の損傷確率）”，日本建築学会大会学術論文梗概集（近畿），21554，pp.1107-1108，2005 年 9 月

(6) 宇賀田健，山田淳ほか，“原子力発電所建屋に対する上下動フラジリティ評価（その 2　ドーム部の損傷確率及び現実的な床応答スペクトル）”，日本建築学会大会学術論文梗概集（近畿），21555，pp.1109-1110，2005 年 9 月

(7) 水産庁漁港漁場整備部防災漁村課：漁港海岸保全施設の耐震性能設計のガイドライン（案），平成 22 年 3 月，（最終閲覧日：2020 年 1 月 29 日）
http://www.jfa.maff.go.jp/j/gyoko_gyozyo/g_hourei/pdf/5-6.pdf

(8) 国土交通省港湾局：防波堤の耐津波設計ガイドライン，平成27年12月，（最終閲覧日：2020 年 1 月 29 日）
http://www.mlit.go.jp/kowan/kowan_tk5_000018.html

(9) 福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の健全性確認のための定期点検結果（第 3 回目）について，東京電力ホームページ，平成 24 年 11 月 29 日，（最終閲覧日：2020 年 1 月 29 日）
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_121129_01-j.pdf

原子力規制委員会 公表資料

附属書 T
（参考）
損傷評価の指標の選定に関わる留意事項

序文

この附属書では，建屋・構築物に対する損傷評価指標の選定に関する補足事項，屋外重要土木構造物の目標性能と照査項目との対応及び地震動強さの指標の選定に関する補足事項について示す。

T.1　建屋・構築物に対する損傷評価指標の選定に関する補足事項

建屋・構築物の損傷評価のための指標としては，一般に力，応力，変形，ひずみなどが挙げられる。例えば，建屋・構築物の損傷が進み，剛性低下が生じて，非線形性が顕著になる場合には，塑性化の影響を考慮できるひずみ又は変形の方が，力又は応力よりも損傷評価の指標として適切である。その理由としては，ひずみ又は変形は弾性成分及び損傷の度合いを定量化できる塑性成分に分離できるためである。

また，建屋・構築物の損傷評価のための指標の選定においては，評価対象物の損傷モードとの関係を考慮する必要がある。例えば，鉄筋コンクリート部材のせん断損傷に対しては，せん断力又はせん断ひずみが損傷評価のための適切な指標として選定できる。また，鉄筋コンクリート部材の曲げ損傷に対しては，曲げモーメント，層間変形角又は圧縮縁コンクリートのひずみが損傷評価のための適切な指標となる。さらに，曲げ損傷及びせん断損傷の混合モードの鉄筋コンクリート部材の曲げ降伏後のせん断損傷に対しては，せん断力又は塑性ヒンジの回転角が損傷評価のための適切な指標といえる。同様に，フレーム構造の耐震壁の損傷モードに対しては，せん断力又は層間変形角が損傷評価のための適切な指標となる。

T.2　屋外重要土木構造物の目標性能と照査項目との対応

安全上重要な屋外重要土木構造物として，非常用海水取水系設備の取水ピット及び海水管ダクトがあげられる。取水ピットの要求性能としては，取水機能及びポンプの支持機能があげられ，海水管ダクトの要求性能としては，支持機能があげられる。これらの要求性能が確保されているか否かを判断するために，限界状態の解析可能な指標として照査項目が設定されている。この附属書では，参考文献(1)に基づき，要求性能と照査項目との対応関係を示す。

表 T.1 及び表 T.2 は，それぞれ海水管ダクト及び取水ピットの要求性能と目標性能との対応について示している。これらの表は地震時に関して示されたものであるが，断層変位に対する目標性能と照査項目との対応を検討する際の参考となる。許容される限界状態のレベルに応じて照査項目も変わってきており，照査レベル 1 から照査レベル 4 に向かうに

つれて，照査が局所的となっている。

評価対象構造物の目標性能として，次の①～④に留意して，損傷評価のための指標を選定する。

① 部材の耐力に着目した損傷評価指標としては，曲げ破壊が先行する場合，層間変形角，曲率，側壁又は隔壁の圧縮縁コンクリートのひずみなどとし，せん断破壊が先行する場合は，機能維持上重要な部材のせん断力などとする。また，曲げ降伏後にせん断破壊に至る部材がある場合は，機能維持上重要な部材のせん断力又は層間変形角，圧縮縁コンクリートのひずみなどとする。

② 構造物の変形に着目した損傷評価指標としては，ヒンジ形成に伴う変形及びせん断破壊にともなう変形などとする。

③ 地盤構造物連成系の全体挙動に着目した損傷評価指標としては，鉛直部材の倒壊及び下床板の損傷も踏まえた上床版の崩落（大変形）,構造系の局所破壊による土砂流入量，ダクト支持部の破壊にともなう配管支持部の変形，構造物全体の安定性などとする。その際，局所的な材料損傷は許容される場合もあるが，数値解析の信頼性又は安定性が確保されていることを確認する必要がある。

④ 評価対象構造物に要求される性能を踏まえ，①～③に記載された以外の指標を選定してもよい。

ただし，使用に当たっては，その適用性に留意する必要がある。

公衆審査用

表 T.1－海水管ダクトの要求性能と目標性能との対応(1)

要求性能	構造性能	目標性能(現象に着目して設定した限界状態)と照査レベル			
		実際に想定される現象に対する限界状態 (照査レベル 1)	地盤構造物連成系の全体挙動を考慮した限界状態 (照査レベル 2)	構造物の変形に着目した限界状態 (照査レベル 3)	部材の耐力に着目した限界状態 (照査レベル 4)
支持機能の確保	耐荷性能	配管設置空間の確保	構造物が崩壊しない	ヒンジ形成後の大変形の回避	部材断面の曲げ耐力の確保
				部材のせん断破壊に伴う大変形の回避	部材断面のせん断耐力の確保
				長手方向のヒンジ形成後の大変形の回避	長手方向の曲げ耐力の確保
				長手方向のせん断破壊に伴う大変形の回避	長手方向のせん断耐力の確保
			構造物の局所破壊により土砂流入しない	部材のせん断破壊に伴う大変形の回避	部材断面のせん断耐力の確保
				長手方向のヒンジ形成後の大変形の回避	長手方向の曲げ耐力の確保
				長手方向のせん断破壊に伴う大変形の回避	長手方向のせん断耐力の確保
		配管支持条件の変形に伴う配管の健全性の確保	ダクト部材の破壊に伴う配管支持部の健全性の確保	ヒンジ形成後の大変形の回避	部材断面の曲げ耐力の確保
				部材のせん断破壊に伴う大変形の回避	部材断面のせん断耐力の確保
				長手方向のヒンジ形成後の大変形の回避	長手方向の曲げ耐力の確保
				長手方向のせん断破壊に伴う大変形の回避	長手方向のせん断耐力の確保
性能確保のための照査項目		・配管設置空間や配管支持条件の変化に伴う配管の変形，安全性	・鉛直部材の倒壊や上床版の崩落(部材の鉛直方向の大変形) ・構造系の局所破壊による土砂流入 ・ダクト支持部の破壊に伴う配管支持部の変形，安全性	・ヒンジ形成に伴う変形 ・せん断破壊に伴う変形 ・長手方向のヒンジ形成による変形 ・長手方向のせん断破壊に伴う変形	・部材断面の曲げ耐力 ・部材断面のせん断耐力 ・長手方向の曲げ耐力 ・長手方向のせん断耐力

(注 1)地盤の安定性は既に確認済みであるものとして，性能確保のための照査項目には挙げていない．
(注 2)長手方向の耐震性能照査は，別途必要に応じて行うものとし，本指針，マニュアルでは取り扱わない．

［出典：土木学会原子力土木委員会，原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル,2005 年 6 月］

表 T.2－取水ピットの要求性能と目標性能との対応(1)

要求性能	構造性能	目標性能(現象に着目して設定した限界状態)と照査レベル			
		実際に想定される現象に対する限界状態（照査レベル1）	地盤構造物連成系の全体挙動を考慮した限界状態（照査レベル2）	構造物の変形に着目した限界状態（照査レベル3）	部材の耐力に着目した限界状態（照査レベル4）
通水機能の確保	耐荷性能	通水空間の確保	構造物が崩壊しない	ヒンジ形成後の大変形の回避	部材断面の曲げ耐力の確保
				部材のせん断破壊に伴う大変形の回避	部材断面のせん断耐力の確保
				長手方向のヒンジ形成後の大変形の回避	長手方向の曲げ耐力の確保
				長手方向のせん断破壊に伴う大変形の回避	長手方向のせん断耐力の確保
			構造物の局所破壊により土砂流入しない	部材のせん断破壊に伴う大変形の回避	部材断面のせん断耐力の確保
				長手方向のヒンジ形成後の大変形の回避	長手方向の曲げ耐力の確保
				長手方向のせん断破壊に伴う大変形の回避	長手方向のせん断耐力の確保
	流下性能	必要流水勾配の確保	構造物の不等沈下，隆起の回避	基礎の破壊の回避	地盤の支持力確保 液状化の回避
	止水性能	取水路からの過大漏水の回避	構造物に過大な開口が生じない	部材のせん断破壊に伴う大変形の回避	部材断面のせん断耐力の確保
				長手方向のヒンジ形成後の大変形の回避	長手方向の曲げ耐力の確保
				長手方向のせん断破壊に伴う大変形の回避	長手方向の曲げ耐力の確保
性能確保のための照査項目		・通水空間 ・流水勾配 ・漏水量	・鉛直部材の倒壊や上床版の崩落(部材の鉛直方向の大変形) ・構造系の局所破壊による土砂流入 ・構造物の不等沈下，隆起 ・構造物の開口発生	・ヒンジ形成に伴う変形 ・せん断破壊に伴う変形 ・長手方向のヒンジ形成による変形 ・長手方向のせん断破壊に伴う変形	・部材断面の曲げ耐力 ・部材断面のせん断耐力 ・長手方向の曲げ耐力 ・長手方向のせん断耐力

(注1)地盤の安定性は既に確認済みであるものとして，性能確保のための照査項目には挙げていない．
(注2)長手方向の耐震性能照査は，別途必要に応じて行うものとし，本指針，マニュアルでは取り扱わない．

［出典：土木学会原子力土木委員会，原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル,2005 年 6 月］

照査レベル 1 に近づくほど，真の耐力に近い評価が可能となるが，断層変位に対する挙動をより厳密に評価する必要性が生じるため，労力又は解析法の精度などに合わせて適切に照査項目を選定する必要がある。

T.3　地盤の影響及びそれが及ぼす施設又は機器の目標性能と照査項目との対応

原子力発電所の安全上重要な施設周辺の地盤，例えば，**図 T.1** に示すように，断層変位に伴い周辺斜面の崩壊が発生した場合，土塊又は岩塊が移動し，その移動量が大きければ

施設に到達する。この過程を施設に及ぼす影響という観点でみると，斜面崩壊が生じる状態を施設の安全側の限界状態と見なすことができる。また，崩壊が生じた後の状態として，土塊又は岩塊が移動し，施設に到達する状態も安全側の施設の限界状態と見なすことができる。この限界状態では，地盤の変位量又は移動量が指標となる。これらの限界状態は，地盤の状態を間接的に施設の構造的，また機能的損傷の限界状態と見なしている。さらに，崩壊した土塊又は岩塊が移動し，施設に作用した際の衝撃力などを評価することによって，施設の構造的，機能的損傷を直接評価することができる。

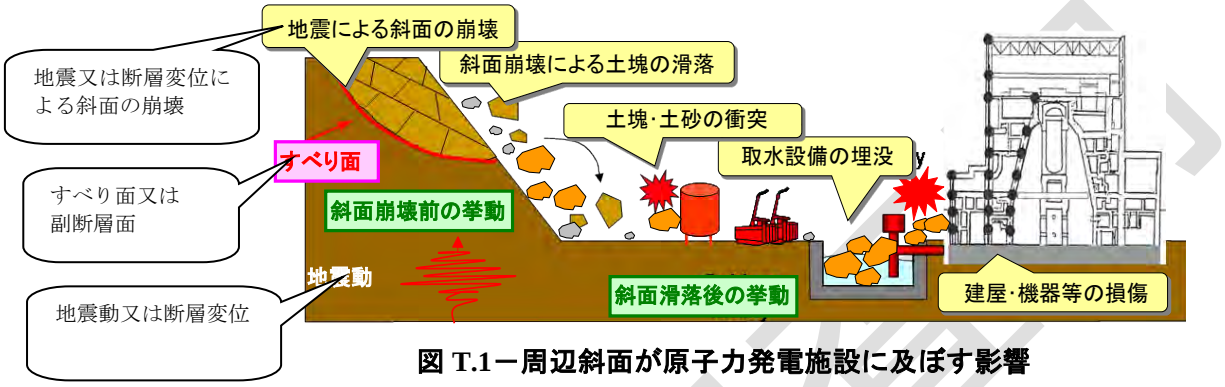


図 T.1－周辺斜面が原子力発電施設に及ぼす影響

また，シビアアクシデント対策設備などに関係する地盤とはその設備を設置する斜面などの地盤及びアクシデントマネジメントのために移動する搬入路などの路面であり，前者については設備を支える基礎地盤としての面及び高台などに常備されたその設備からの斜面の法面に沿った配管への影響という面でみなし限界状態又は施設への作用を考慮することが必要である。また，後者については，アクシデントマネジメントのための移動車両の走行性に関わる路面の支持地盤の不同沈下，段差などの変位量などを見なし限界とすることが可能となる。

表 T.3－対象地盤に応じた施設の損傷モード及び施設の性能への地盤の影響

対象地盤		施設の性能への影響			対象施設の損傷モード
		施設性能の見なし限界状態		施設の損傷を直接評価するために必要な作用	
		地盤の不安定限界	地盤の変位，変形による限界		
周辺斜面		すべり安全率，土砂，土塊又は岩塊等の変位量	土砂，土塊又は岩塊等の変位量	土砂，土塊又は岩塊等の移動距離量，移動土塊量，衝撃力	建屋，開閉所などの構造的損傷又は機能的損傷
					取水トンネルへの崩壊土の侵入による閉塞に伴う取水機能の損傷
					斜面又は堤防の津波防護施設としての機能の損傷
					貯水池堤防の損傷による貯水機能の損傷
シビアアクシデント対策設備に影響を及ぼす地盤	周辺斜面	支持力，すべり安全率，土砂，土塊又は岩塊等の変位量	基礎底面の傾斜角，土砂，土塊又は岩塊等の変位量	土砂，土塊又は岩塊等の移動量	シビアアクシデント対策設備の機能の損傷
	搬入路など	液状化などの安全率	沈下量，段差，斜面による土塊変位量	－	搬入路など路面の機能の損傷

公衆審査案

【参考文献】

(1) 土木学会原子力土木委員会，原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル,2005 年 6 月.

(2) (独)原子力安全基盤機構，基礎地盤及び斜面の安定性に関わる設計・リスク評価手引き，2013

(3) 小林，長橋，“重層建築物の耐震設計を対象とした地震動強さを評価する簡便な尺度としての地震動最大振幅”，日本建築学会論文報告集，1973.8

附属書 U
（参考）
機器カテゴリ分類のための考え方

序文

この附属書では，機器カテゴリ分類のための考え方について示す。

U.1　機器カテゴリ分類

機器のフラジリティ評価では，まず，**7.2.2** に基づき評価機器を選定し，**7.2.3** に基づき対象機器ごとの損傷モードに応じた評価部位を選定する。次いで，**7.2.4** に基づき損傷評価指標の選定を行う。選定された機器の応答評価では，当該機器の構造及び据付位置などによって結果が相違するため，個々の対象機器ごとに応答値を与える。一方，耐力評価では，例えば型式・機種の異なる横型ポンプを“横形ポンプ”という 1 つの分類（カテゴリ）に括り，そのカテゴリに対して耐力評価を行うことが多い。これを機器カテゴリ分類と称する。機器カテゴリの例を**表 U.1** に示す。

各機器カテゴリに与える耐力の求め方としては，次に示す，動的機器及び静的機器に対する 2 種類がある。

a)　動的機器の機能損傷に関しては，機器カテゴリごとに耐力評価を行うことができる。耐震設計の場合を例にすると，動的機器の地震時機能維持評価は，横形ポンプ，立形ポンプ，電動機などの機器カテゴリに分けて，機器カテゴリごとに一般化された評価法を適用している。これは，同一カテゴリの各機器としては，実際に容量，出力が異なり，寸法，質量などの違いがあるものの，構造，振動性状，動的機能の観点から類似とみなせるので，共通の耐力評価法が適用できるとの考え方に基づいている。また，機能維持評価法の策定に当たっては，機器カテゴリごとに損傷モード・部位を検討し，代表機器の加振試験を実施する。また，類似機種に対して詳細解析による機能維持確認を行うことによって，機器カテゴリに共通の機能確認済加速度，評価部位などを定めている。

公衆審査用

表 U.1－機器カテゴリ（例）

	機器カテゴリ		主な損傷モード		注　記
			構造	機能	
1	原子炉圧力容器		○		
2	炉内構造物		○	○	燃料集合体など
3	大型たて形容器／熱交換器		○		余熱除去系熱交換器など
4	大型横形容器／熱交換器		○		原子炉補機冷却水冷却器など
5	中・小容器／熱交換器		○		デイタンクなど
6	大型平底たて形タンク		○		復水貯蔵タンク，軽油タンク
7	立形ポンプ			○	海水ポンプなど
8	横形ポンプ			○	
9	ポンプ駆動用蒸気タービン	RCIC		○	
10		AFWP		○	
11		HPCI		○	
12	一般弁			○	
13	逃がし安全弁			○	
14	横形モータ			○	
15	非常用ディーゼル発電機			○	
16	バッテリーラック		○		
17	スイッチギヤ			○	
18	パワーセンタ			○	
19	モータコントロールセンタ			○	
20	中央制御盤			○	
21	論理回路制御盤			○	
22	計装ラック			○	
23	計器			○	
24	空調ユニット			○	
25	ケーブルトレイ		○		
26	ダクト		○		
27	配管		○		
28	配管サポート		○		
29	起動変圧器		○		
30	水圧制御ユニット		○		

断層変位に対する耐力評価においても，上記考え方を用い，機器カテゴリについて，代表機器の試験，及び類似機種に対する詳細解析による機能維持評価を行うことが考えられる。これを前提として，耐力評価対象機器と，評価のために用いる各種機器における構造，振動性状，動的機能とを比較し，両者が同等の耐力をもつと判断される場合は，共通の耐力値として用いることができる。また，耐震評価において，各種機器についてこのような検討が行われ，同等の耐力をもつと判断されている場合には，断層変位の評価におけるカテゴリ分類として参照してもよい。

b) 静的機器の耐力評価では，例えばタンクなどの場合，機種ごとに耐力が相違するため，機器カテゴリに分類されているタンクの中で，最も小さな耐力などをもって“タンク”という機器カテゴリの耐力とすることができる。

附属書 V
（参考）
不確実さ要因の分析に関わる考え方

序文

この附属書では，フラジリティ評価における不確実さ要因の分析に関わる考え方について示す。

V.1　不確実さ要因の考え方

断層変位に対するフラジリティ評価における一般的な不確実さ要因を**表 V.1** に示す。この不確実さ要因に基づき整理・分析した，建屋・構築物及び地盤の現実的耐力評価に含まれる不確実さ要因の考え方を**表 V.2** に，建屋・構築物及び地盤の現実的応答評価に含まれる不確実さ要因の考え方を**表 V.3** に，機器系の耐力評価及び応答評価のための不確実さ要因の考え方を対象機器例ごとに**表 V.4** に示す。

公衆審査用

表 V.1－一般的な不確実さ要因

評価項目	各損傷モードに対応した一般的な不確実さ要因
現実的耐力評価	① 実験データに基づく限界値 ② 耐力評価モデル ・材料物性値 ・応答値 ・統計処理，モデル化及び解析手法
現実的応答評価	① 応答評価モデルへの入力条件（変位，傾斜など） ・解放基盤位置での断層変位の不確実さ ・建屋・構築物への入力用の断層変位の不確実さ ・材料物性値（評価対象物までの断層変位に対する応答評価に介在する媒体物の剛性・強度など） ② 応答評価モデル ・材料物性値（剛性・強度など） ・統計処理，モデル化及び解析手法

表 V.2－建屋・構築物及び地盤の現実的耐力評価に含まれる不確実さ要因

評価項目		偶然的不確実さ β_r	認識論的不確実さ β_u
現実的耐力の評価	RC 造構造物・部材の限界耐力	・構造材料定数 -(ｺﾝｸﾘｰﾄ)強度 -(鋼材)降伏点，引張強さ	・施工精度 -鉄筋比 -部材寸法(含むシアスパン比) ・実験データの統計的精度 ・耐力評価式の式間の相違
	RC 造構造物・部材の限界変形及びひずみ	・損傷限界時ひずみ ・限界層間変形角	・施工精度 -鉄筋比 -部材寸法 ・実験データの統計的精度 ・限界層間変形角評価式などの式間の相違

公表資料

表 V.3－建屋・構築物及び地盤の現実的応答評価に含まれる不確実さ要因（１）

評価項目		偶然的不確実さ β_r	認識論的不確実さ β_u
①解放基盤位置での断層変位の評価	・断層変位量及び頻度の評価 ・断層諸元の評価	（基本的に断層変位ハザード評価に含まれるものとして取り扱う） ⇒地表から解放基盤位置の引き戻しに伴う偶然的不確実さは②で取り扱うことで十分か？	・解放基盤位置 ・断層形式 ・断層位置 ・断層形状（断層傾斜角を含む）
②建屋・構築物への入力用の断層変位の評価	地盤モデルの評価	・地盤材料定数 -地盤せん断波速度 -地盤強度定数 ・地盤初期応力 -鉛直応力 -側方圧	・成層仮定 ・解析モデル（要素分割及び境界条件など） ・地盤材料定数の評価法
	断層面モデルの評価	・断層面の付着・摩擦 -地下水などによる付着力 -断層面粗さによる摩擦係数	・断層形状のモデル化に伴う相違（断層形状の簡易化など）
	上部構造物モデルの評価	・上部構造物の重量（上載圧） ・上部構造物基礎の拘束条件	・上載圧分布モデルの不確実さ ・拘束条件モデルの不確実さ
	入力用断層変位の評価のための非線形解析 -材料非線形 -境界非線形 -幾何学的非線形	上記モデルに示すパラメータの不確実さに含まれる	・解析手法の相違

公表審査用

表 V.3－建屋・構築物及び地盤の現実的応答評価に含まれる不確実さ要因（２）

評価項目			偶然的不確実さ β_r	認識論的不確実さ β_u
③建屋・構築物の断層変位に対する応答評価	建屋・構築物モデルの評価	全般 -構造物剛性 など	・構造材料定数 -(ｺﾝｸﾘｰﾄ)強度 -(ｺﾝｸﾘｰﾄ)ﾔﾝｸﾞ係数 -(ｺﾝｸﾘｰﾄ)せん断弾性係数	・モデル形態 -3D-FEM -質点系 -質点系+部分 FEM ・剛性評価の仮定 -平面保持の仮定 ・躯体モデルの評価範囲 -壁，柱，梁，床，基礎，屋根 ・躯体モデル諸元の評価 -躯体形状 -重量，回転慣性
		非線形特性の評価	・構造材料強度 -(ｺﾝｸﾘｰﾄ)強度 -(鋼材)降伏点 ・構造材料強度以降の軟化特性（破壊点）	・復元力特性のモデル化 -スケルトン形状 ・躯体モデルの評価範囲
	地盤－建屋・構築物連成系モデルの評価	モデル全般	・地盤材料定数 -地盤せん断波速度	・解析モデル -建屋及び地盤とも 3D-FEM -建屋 3D-FEM+地盤ばね -建屋質点系+地盤 FEM -建屋質点系/3D-FEM+地盤 FEM ・隣接建屋の影響 ・地盤境界のモデル化 -解析領域 -建屋・構築物及び地盤の境界 -地盤側方及び地盤底部の境界条件
		建屋・構築物の支持地盤の評価		・地盤－建屋・構築物相互作用の評価法 -底面地盤ばね剛性・強度
		埋込み効果の評価		・地盤－建屋・構築物相互作用の評価法 -側面地盤ばね剛性・強度 ・埋込みモデル化の仮定 -埋込み無視 -3 方向埋込み　など
		地盤-建屋･構築物間の接触・剥離・滑りの評価	・地盤-建屋・構築物間の付着力 ・地盤-建屋・構築物間の摩擦力 ・地盤-建屋・構築物間の初期応力	・幾何学的非線形の評価法 ・境界非線形の評価法 ・地盤非線形性の取扱い ・初期応力の仮定
	解析手法	応答解析手法	－	・解析手法 -陰解法，陽解法　など
		不確実さ解析手法		・サンプリング手法 -FOSM，2 点推定法，モンテカルロ法，LHS　など

公表審査用

表 V.4－機器系の耐力評価及び応答評価のための不確実さ要因

評価項目		偶然的不確実さ β_R	認識論的不確実さ β_U	対象機器例
耐力	構造的損傷に対応する機器耐力		・構造材料定数 強度 ・試験データの統計的精度	・容器，タンク，配管系などの機器 ・電気品，ポンプなどの動的機器 ・電源車などの可搬式設備
	機能的損傷に対応する機器耐力	・試験データの統計的精度	・試験データの統計的精度 ・動作部品（軸受・給油装置など）の設計・工作精度	・電気品，ポンプなどの動的機器 ・電源車などの可搬式設備
応答 F1 F2 F3	機器入力	・入力断層変位・ハザード ・断層の存在確率 ・建屋応答	・入力断層変位・ハザード ・断層の存在確率 ・建屋応答	・容器，タンク，配管系などの機器 ・電気品，ポンプなどの動的機器 ・電源車などの可搬式設備
応答 F4	機器応答評価用入力断層変位の作成		・入力変位作成方法	・容器，タンク，ポンプ，配管系などの機器 ・電源車などの可搬式設備
	解析モデルの評価法	・モデル化手法 ・評価範囲 ・モデル化諸元の評価 せん断断面積 断面二次モーメント 重量	・構造材料定数 ヤング率 せん断弾性係数	・容器，タンク，ポンプ，配管系などの機器 ・電源車などの可搬式設備
	応答解析手法		・応力を算出するための解析・計算手法	・容器，タンク，ポンプ，配管系などの機器 ・電源車などの可搬式設備
	変位方向成分の組合せ	・水平，上下荷重組合方法	・水平，上下荷重 組合方法	・容器，タンク，ポンプ，配管系などの機器 ・電源車などの可搬式設備
	非線形応答の簡易的考慮		・簡易的機器非線形応答評価方法	・容器，タンク，ポンプ，配管系などの機器

公表前原稿

附属書 W
（参考）
評価手法の選択に関わる留意事項

序文

この附属書では，フラジリティ評価手法の選択の考え方及び留意事項，フラジリティ評価手法の特徴並びにフラジリティ評価手法における中央値及び標準偏差の一般的傾向について示す。

W.1　フラジリティ評価手法の選択の考え方及び留意事項

W.1.1　評価手法の選択の考え方

フラジリティ評価手法としては，**7.6** で示すとおり，次のものがある。

① 現実的耐力と現実的応答とによる方法（NRRC 法などの応答解析に基づく方法）

② 現実的耐力と応答係数とによる方法（原研法に基づく方法）

③ 耐力係数と応答係数とによる方法（Zion 法に基づく方法）

いずれの手法とも，現実的耐力の取扱いは本質的に同じであり，主な相違点は現実的応答の評価における非線形領域での応答の取扱いにある。次に，**W.2** に示す三種類の評価手法の特徴，及び **W.1.2** に示す評価手法の選択における留意事項に留意し，求められている PRA の用途及び詳細さに応じて，いずれかの手法を選択する。三種類の方法を適宜組合せて評価を実施してもよい。

W.1.2　評価手法の選択における留意事項

a) ①は，非線形応答まで直接評価する。ただし，NRRC 法では，機器については線形応答を仮定する。②は，非線形領域の応答を線形応答で表し，エネルギー吸収係数及び非線形応答係数を用いて，応答項で非線形性を考慮する。③は，非線形領域の応答を線形応答で表し，エネルギー吸収係数を用いて現実的耐力を割り増し，耐力項で非線形性を考慮する。

b) フラジリティ評価の精度は，応答解析による方法が優れる。フラジリティ評価の精度を重視する場合には応答解析による方法が推奨される。ただし，各手法の評価精度に関し，各手法における中央値及び標準偏差の一般的傾向を参考として評価手法を選択してもよい。

c) 建屋・構築物及び機器・配管系の応答特性などの特徴，利用可能な情報などに応じて，評価対象物ごとに最適な方法を選択してもよい。

d) 炉心損傷頻度などの評価精度の観点では，炉心損傷頻度への影響が大きな建屋・構築物及び機器・配管系だけフラジリティ評価の精度を高めることで炉心損傷頻度などの精度を確保することも可能である。したがって，炉心損傷頻度などに対する高い評価精度が求められる場合でも，先ず応答係数による方法などの概略評価によって炉心損傷頻度への影響が大きな建屋・構築物及び機器・配管系を抽出し，抽出されたものに対してだけ応答解

析による方法を適用してもよい。

e) 評価作業量は，応答係数による方法が少ない。したがって，評価のコスト（作業量及び評価に要する時間）を重視する場合には応答係数による方法が推奨される。応答解析による方法では応答解析を実施するための多くの情報収集，解析用データ及び解析コードを必要とする。

W.2 フラジリティ評価手法の特徴

フラジリティ評価手法の特徴を**表 W.1** に示す。

表 W.1－応答解析に基づく方法及び安全係数法の特徴の比較

			現実的耐力と現実的応答とによる方法（応答解析に基づく方法）	安全係数法	
				現実的耐力と応答係数とによる方法（原研法）	耐力係数と応答係数とによる手法（Zion法）
応答	基本的な考え方		材料物性などのばらつきを考慮した非線形応答解析を複数ケース実施し，断層変位 PRA 用の応答を算出する。 複数の応答解析結果を統計処理して応答中央値及び不確実さを直接算出する。	断層変位 PRA 用の基準応答解析結果だけを使用する。 基準応答解析結果から応答の保守性を排除することによって，応答の中央値を算出する。 応答のばらつきは，別途算出する。	
	応答評価部位		対象構造物局所応答	解放基盤表面にて定義	
	入力断層変位		複数ケースを想定	基準とする 1 ケース	
	解析方法		非線形応答解析 機器：線形応答解析	線形応答解析	
	応答の保守性の考慮		現実的解析条件で解析	応答係数で考慮	
	応答の非線形性の考慮	建屋本体の非線形応答の考慮	建屋非線形応答解析を実施	応答係数で考慮	耐力係数で考慮
		建屋の非線形応答による機器への入力の変動	建屋非線形応答解析によって考慮	応答係数で考慮	
		機器本体の非線形応答の考慮	応答係数で考慮	応答係数で考慮	耐力係数で考慮
	評価断層変位のレベル		離散的な断層変位レベルについて解析を実施	線形応答を仮定することから連続的に断層変位レベルを変化	
耐　力*			現実的な耐力を適用	現実的な耐力を適用	耐力係数で考慮
フラジリティ評価			現実的な応答及び現実的な耐力から算定	応答係数及び現実的な耐力から求まるフラジリティ中央値を用いて算出	応答係数及び耐力係数から求まるフラジリティ中央値を用いて算出

＊： 耐力は構造又は機能によって決まるものであり，応答解析に基づく方法又は安全係数法などの解析手法によって，その耐力値が相違するものではない

W.3　フラジリティ評価手法における中央値及び標準偏差の一般的傾向

ここでは，フラジリティ評価手法における評価精度に関し，現実的耐力及び現実的応答の中央値及び標準偏差の留意事項を示す。フラジリティ評価手法として，現実的耐力と現実的応答とによる手法（以降，この附属書では詳細な手法という），現実的耐力と応答係数とによる手法，耐力係数と応答係数とによる手法（以降，両手法をこの附属書では簡易な手法という）を対象とする。

W.3.1　詳細な手法及び簡易な手法における応答の中央値及び対数標準偏差の違い

詳細な手法及び簡易な手法における応答の中央値は，前者の方（$M^{R,D}_r$）が後者（$M^{R,S}_r$）より現実的値に近く，精度が高い。対数標準偏差は，次式のように高く，前者の方（$\beta^{R,D}_r$）が後者（$\beta^{R,S}_r$）から得られる値は精度が高く，前者の値は後者より小さくなる傾向がある。このことに留意して簡易な手法を用いる必要がある。

詳細な手法の対数標準偏差($\beta^{R,D}_r$)＜簡易な手法の対数標準偏差($\beta^{R,S}_r$)　(W.1)

W.3.2　耐力及び応答の対数標準偏差の違い

評価対象としている原子力プラントでは，耐力及び応答の対数標準偏差には，一般的に次の傾向がある。

耐力の対数標準偏差($_C\beta_S$)＜応答の対数標準偏差($_C\beta_R$)　(W.2)

フラジリティ評価において応答の対数標準偏差に与える影響が大きいので，値の大きさに応じた精度で設定する。

耐力及び応答の不確実さはともに，現象論に関わる偶然的要因（β_r）及び知識・認識の不足に関わる認識論的要因（β_u）に大別される。現実的耐力の不確実さを表わす対数標準偏差を $_C\beta_S$ とし，このうちの偶然的要因に関わる対数標準偏差を $\beta_S{}^r$，認識論的要因に関わる対数標準偏差を $\beta_S{}^u$ とすると，$_C\beta_S$ は次式で表わされる。

$$_C\beta_S=\sqrt{(\beta_S{}^r)^2+(\beta_S{}^u)^2} \quad (W.3)$$

同様に，現実的応答の不確実さを表わす対数標準偏差（$_C\beta_R$）は次式で表わされる。

$$_C\beta_R=\sqrt{(\beta_R{}^r)^2+(\beta_R{}^u)^2} \quad (W.4)$$

ここで，$\beta_R{}^r$ は応答の偶然的要因に関わる対数標準偏差，$\beta_R{}^u$ は認識論的要因に関わる対数標準偏差を表わす。現実的耐力，応答における不確実さの要因別の対数標準偏差でも，一般的に次の傾向がある。

耐力の対数標準偏差($_C\beta_S$)＜応答の対数標準偏差($_C\beta_R$)　(W.5)

耐力の対数標準偏差($\beta_S{}^r$)＜応答の対数標準偏差($\beta_R{}^r$)　(W.6)

耐力の対数標準偏差($\beta_S{}^u$)＜応答の対数標準偏差($\beta_R{}^u$)　(W.7)

公衆審査用

附属書 X
（参考）
建屋・構築物の現実的耐力の評価方法

序文

この附属書では，断層変位を受ける鉄筋コンクリート構造の建屋・構築物の現実的耐力の評価方法について示す。

X.1　建屋の鉄筋コンクリート部材の現実的耐力の評価方法

断層変位に対する建屋の損傷は,基礎版・地下外壁などの部材の曲げ破壊及びせん断破壊などが支配的な構造損傷モードになる。基礎版・地下外壁の支配的な構造損傷モードに対応する現実的耐力の定義指標の例を**表 X.1** に示す。

表 X.1－基礎版及び外壁の現実的耐力の評価方法～現実的耐力の定義指標の例

部位	項目	現実的耐力の指標
基礎版 外壁	a) 軸・曲げに対する耐力	鉄筋の引張ひずみ コンクリートの圧縮ひずみ 曲げ強度
	b) 面内せん断に対する耐力	面内せん断強度 面内せん断ひずみ
	c) 面外せん断に対する耐力	面外せん断強度

表 X.1 に示した現実的耐力の指標の具体的な値の設定方法について次に示す。

a) 軸・曲げに対する現実的耐力

軸・曲げに対する現実的耐力は，鉄筋の引張ひずみ及びコンクリートの圧縮ひずみで定義する。なお，曲げに対する現実的耐力は曲げ強度で定義することもできる。

1）現実的耐力に対応した鉄筋の引張ひずみ及びコンクリートの圧縮ひずみ

軸・曲げに対する現実的耐力に対応した鉄筋の引張ひずみ及びコンクリートの圧縮ひずみの具体的な値としては，コンクリート製原子炉容器規格（S NE1-2014 コンクリート製原子炉格納容器規格（2014 年版）　2014 年 9 月　日本機械学会　以降“CCV 規格”と呼ぶ）で規定されている次の値がある。

公表審査用

鉄筋の引張ひずみ　　：5,000 μ
コンクリートの圧縮ひずみ　　：3,000 μ

CCV 規格の解説によれば，コンクリートの圧縮ひずみは終局強度設計を基本としている ACI 318 を参考に定めたと記載されており，ACI 318 には Maximum usable strain として 0.003 が示されている。また，ACI 318 の解説では，最大ひずみの実験結果は 0.003～0.008 以上と幅があることされているが，0.008 以上は特殊な条件下（under special conditions）での値であり，通常の条件及び材料では 0.003～0.004 という値が示されている。

鉄筋ひずみについては，CCV 規格の解説には部材の変形が過大とならないように定めたと記載されており，降伏ひずみの 2～3 倍の値として定めたとしている。

鉄筋の強度のばらつきについては，日本建築学会から出されている指針（終局強度型耐震設計指針，靭性保証型耐震設計指針など）には鉄筋の降伏強度，引張強度，及び伸びの統計値が示されている。それによると，伸び（破断ひずみの平均値は 20%以上（0.2 以上＝200,000 μ 以上，変動係数は 10%程度）となっており，5000 μ に比べてはるかに大きな値となっている。

2）現実的耐力に対応した曲げ強度

曲げ強度について，梁の終局曲げ強度及び柱の終局曲げ強度について次のように示されている(1)。

・梁の終局曲げ強度

梁の終局曲げ強度の算定式として次式が示されている。この式の実験値／計算値の平均値は 1.09，変動係数は 0.11 と示されている。

$$Mu = 0.9 a_t \sigma_y d \qquad \text{(X.1)}$$

ここで

a_t ：引張鉄筋断面積（mm^2）

σ_y ：引張鉄筋の降伏強度（N/mm^2）

d ：梁有効せい（引張鉄筋が 2 段に配筋される場合，その重心から圧縮縁までの距離）

・柱の終局曲げ強度

軸力を受ける多段配筋の柱の終局曲げ強度の算定式として次の式が示されている。これらの式の実験値／計算値の平均値は 1.19，変動係数は 0.23 と示されている。

$N_{\min} \le N < 0$ のとき

$$Mu = 0.5 a_g \sigma_y g_1 D + 0.5 N g_1 D \qquad \text{(X.2a)}$$

$0 \le N \le N_b$ のとき

$$Mu = 0.5 a_g \sigma_y g_1 D + 0.5 N D \left(1 - \frac{N}{bDF_c} \right) \qquad \text{(X.2b)}$$

公聴審用

$N_b \le N \le N_{\max}$ のとき

$$Mu = (0.5a_g\sigma_y g_1 D + 0.024(1+g_1)(3.6g_1)bD^2F_c)\left(\frac{N_{\max}-N}{N_{\max}-N_b}\right) \quad \text{(X.2c)}$$

ここで

$N_{\max}$ ：中心圧縮時終局強度（$=bDF_c + a_g\sigma_y$）（N）

$N_{\min}$ ：中心引張時終局強度（$=-a_g\sigma_y$）（N）

N ：柱軸方向力（N）

a_t ：引張主筋断面積（mm²）

a_g ：柱主筋全断面積（mm²）

b ：柱断面幅（mm）

D ：柱断面せい（mm）

σ_y ：主筋降伏強度（N/mm²）

F_c ：コンクリート圧縮強度（N/mm²）

なお，断層変位に対する建屋の損傷部位は基礎版・地下外壁が想定されるが，それらの面外曲げに対する終局強度の評価には上記の算定式を適用することは可能であり，上述の実験値／計算値の平均値及び変動係数を参考に現実的な曲げ終局強度を評価できる。 ただし，適用に際しては，対象部材の違いがあることを踏まえて，認識論的不確実さを適切に考慮する必要がある。

b) 面内せん断に対する現実的耐力

面内せん断に対する現実的耐力は，**表 X.2** に示すせん断ひずみの値を用いる。

表 X.2－面内せん断に対する現実的耐力

現実的耐力の指標	形状	平均値	変動係数（偶然的不確実さ及び認識論的不確実さの両者含む）
せん断応力 τ_u		式(X.1-2a)，式(X.1-2b) (2)	0.15
せん断ひずみ γ_u	ボックス型	5.36×10^{-3}	0.24
	円筒型	9.77×10^{-3}	0.33

せん断応力 τ_u の式は次式による。

公表審査用

$$\tau_u = (1 - \frac{\tau_s}{1.4\sqrt{F_c}}) \times \tau_0 + \tau_s \qquad \tau_s \le 1.4\sqrt{F_c} \qquad \text{(X.3a)}^{(2)}$$

$$\tau_u = 1.4\sqrt{F_c} \qquad \tau_s > 1.4\sqrt{F_c} \qquad \text{(X.3b)}^{(2)}$$

$$\tau_0 = (0.94 - 0.56\,M/QD) \times \sqrt{F_c}$$

なお，*M/QD>1* のとき *M/QD=1* とする。

$$\tau_s = 0.5 \times \{(P_V + P_H) \times {}_s\sigma_y + (\sigma_V + \sigma_H)\}$$

ただし，

F_c ：コンクリートの圧縮強度（N/mm^2）

P_v, P_H ：縦，横筋比（実数）

σ_V，σ_H ：縦，横軸応力度（N/mm^2）（圧縮を正とする）

${}_s\sigma_y$ ：鉄筋降伏応力度（N/mm^2）

M/QD ：シアスパン比

c) 面外せん断に対する現実的耐力

面外せん断に対する耐力は，せん断変形（せん断ひずみ）で定義することも考えられるが，既往の設計又は構造検討では，面外せん断に対する耐力値は面外せん断強度で定義することが多い。せん断終局強度について次に示す(1)。

・梁のせん断終局強度

梁のせん断終局強度 *Qsu* の推定式としては次式が示されている。

$$Qsu = \left\{ \frac{0.053\,p_t^{0.23}(Fc+18)}{M/(Qd)+0.12} + 0.85\sqrt{P_w\sigma_{wy}} \right\} bj \qquad \text{(X.4a)}$$

$$Qsu = \left\{ \frac{0.063\,p_t^{0.23}(Fc+18)}{M/(Qd)+0.12} + 0.85\sqrt{P_w\sigma_{wy}} \right\} bj \qquad \text{(X.4b)}$$

ここで

P_t ：引張鉄筋比（%）

F_c ：コンクリートの圧縮強度（N/mm^2）

M/Q ：*M,Q* はそれぞれ終局強度算定時における部材内の最大曲げモーメント及びせん断力（ただし，*M/(Qd)*は，*M/(Qd)*＜１のとき１とし，*M/(Qd)*＞３のとき３とする（mm）

d ：梁有効せい（mm）

審査用

Pw　　：せん断補強筋比（少数，中子筋を除く場合 0.012 を上限とする。ただし，せん断補強筋として中子筋を併用する場合又はスパイラル筋を用いる場合には 0.015 を上限とすることができる）

σwy　　：せん断補強筋比の降伏強度（N/mm²）

b　　：梁幅（mm）

上記の(X.4a)式は，長方形断面の梁について単調増加載荷で行われてせん断実験から導かれたせん断終局強度実験式であり，実験強度がこの式による値を下回る確率は 5%以下となり，せん断終局強度の下限値が得られる式と紹介されている。また，(X.4b)式の式の実験値／計算値の平均値は 1.32，変動係数は 0.24 と示されている。

・柱のせん断終局強度

柱のせん断終局強度 Q_{su} の推定式としては次式が示されている。

$$Qsu=\left\{\frac{0.063p_t^{0.23}\left(Fc+18\right)}{M/(Qd)+0.12}+0.85\sqrt{P_w\sigma_{wy}}+0.1\sigma_o\right\}bj \qquad \text{(X.5a)}$$

$$Qsu=\left(0.9+\sigma_o/25\right)\left\{\frac{0.063p_t^{0.23}\left(Fc+18\right)}{M/(Qd)+0.12}+0.85\sqrt{P_w\sigma_{wy}}\right\}bj \qquad \text{(X.5b)}$$

ここで

σ_o：平均軸方向応力度（＝$N/(bD)$）（N/mm²）。

ただし，(X.5a)式では 0.4Fc 以下，(X.5b)では，10N/mm² 以下とする。

その他の記号は，(X.1-4a)，(X.1-4b)式に同じ

(X.4a)の式の実験値／計算値の平均値は 1.37，変動係数は 0.17 と示されている。

なお，断層変位問題で建屋の損傷部位は，基礎版・地下外壁が想定されるが，それらの面外せん断に対する終局強度の評価には上記の算定式を適用することは可能であり，上述の実験値／計算値の平均値及び変動係数を参考に，現実的なせん断終局強度を評価することができる。ただし，適用に際しては，対象部材の違いがあることを踏まえて，認識論的不確実さを適切に考慮する必要がある。

X.2　屋外重要土木構造物の現実的耐力の評価方法

断層変位に対する屋外土木構造物の損傷モードは，その構造形式と断層との位置関係，変位の作用方向などによって三次元問題となることが多く，ねじりを含め様々な損傷モードが想定される。山口ら(2019)[(3)]は，岩着された地中の RC ボックスカルバートの場合，その応答及び損傷は地盤及び構造物の連成による相互作用で複雑なものとなり，逆断層変位の作用時においては土被りの違いで構造物に異なる損傷モードが確認されるとしている。また，佐々木ら(2018)[(4)]は，土被り 20m の密な砂地盤中にある RC ボックスカルバートを対象に，断層角度 30 度及び 60 度の逆断層変位を与えた 2 次元有限要素解析を実施し，断

層の傾斜角と，各構造部材で確認された破壊モード及び地盤挙動との関係を整理している。

一方，現実的耐力を“原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル・照査例 2018”を参照して評価することも可能であるが，その際は保守的な評価にならざるを得ない場合があることなどに留意する必要がある。

屋外重要土木構造物のうち，RC ボックスカルバートの現実的耐力について，山口ら(2019)[5]は構造物の要求性能ごとに整理しており，その適用性を確認したものを**表 X.3** に示す。

表 X.3－RC ボックスカルバートを対象とした現実的耐力の定義指標の例

要求性能	損傷状況	損傷指標
支持機能	a) 引張損傷 b) 圧縮損傷 c) 面外せん断損傷	主鉄筋の降伏ひずみ σ_s 正規化累加ひずみエネルギー W_n せん断補強鉄筋の降伏ひずみ σ_s 又は 偏差ひずみ第二不変量 $\sqrt{J_2^{'}}$ の分布（せん断補強筋がない場合）
貯水性能	d) ひび割れ幅	偏差ひずみ第二不変量 $\sqrt{J_2^{'}}$
通水性能	e) 構造物全体の崩壊	コンクリートの圧縮限界ひずみ σ_c の分布 又は不釣り合い力比の推移

表 X.3 に示した現実的耐力の指標の具体的な値の設定方法について次に示す。なお，設定に際しては，対応する現実的応答を評価する解析手法及び解析モデルについて，その妥当性をあらかじめ確認しておく必要がある。

a) 引張損傷に対する現実的耐力

引張損傷に対する現実的耐力は鉄筋の降伏ひずみで定義する。

b) 圧縮損傷及び面外せん断損傷に対する現実的耐力

圧縮損傷（コンクリートの圧縮損傷）に対する現実的耐力は正規化累加ひずみエネルギー W_n で定義する。面外せん断損傷に対する現実的耐力はせん断補強鉄筋の降伏ひずみで評価する。せん断補強筋が配置されていない場合は，偏差ひずみ第二不偏量 $\sqrt{J_2^{'}}$ の分布で評価する。具体的な限界値を次に示す。

表 X.4－圧縮損傷及び面外せん断損傷に対する限界値

項　目	限界値
正規化累加ひずみエネルギー　W_n	$1500\,\mu$
偏差ひずみ第二不変量　$\sqrt{J_2^{'}}$	$1000\,\mu$

これら 2 項目（W_n，$\sqrt{J_2^{'}}$）と限界値との関係については，文献[6), 7)]に示されており，

実験及び解析における荷重－変位関係あるいは損傷指標－変位関係において，ひび割れの発生点，荷重変化点及びピーク荷重点とよく整合していることが確認されている。

ここで，偏差ひずみ第二不偏量$\sqrt{J_2'}$の分布とは，部分的に限界値 1000μ を超えるエリアが発生したとしても部材全体が損傷しているわけでなく，配管支持材（例えば，埋込みアンカーなど）が設置されている断面全体が限界値を超えた場合とする。さらに，実験結果から，部材の面外せん断損傷は偏差ひずみ第二不偏量$\sqrt{J_2'}$の最大値が 2000μ～2500μ を超える時とすることができるとしている。

c) 貯水性能に係る現実的耐力

貯水性能については，曲げひび割れの開口及び斜めひび割れの発生によって，当該箇所から保有水が漏出することを想定して，その現実的耐力を設定している。具体的には，コンクリート構造物の貯水性能において，“軽微な漏水はあるが，貯水機能に対して問題なし”となる一般的な許容値であるひび割れ幅 0.2 ㎜（卓越する断面力が曲げモーメントの場合の一般の水密性を確保する場合の限界値の目安[8]あるいは水密性を評価する際に経過観察が必要とされるひび割れ幅[9]）に対応する偏差ひずみ第二不偏量$\sqrt{J_2'}$を規定（1000μ）することによって評価している。さらに，実験結果から，ひび割れ幅に応じた透水係数を想定した場合は，ひび割れ幅 2 ㎜まで許容できるとし，その時の偏差ひずみ第二不偏量$\sqrt{J_2'}$の閾値は 5000μ とすることができるとしている。

なお，内水位と地下水位との関係から，曲げひび割れの開口及び斜めひび割れによる漏水が発生しない場合には，この限りではない。

d) 構造物全体の崩壊に対する現実的耐力

構造物全体の崩壊に対する現実的耐力は，コンクリートの圧縮限界ひずみの分布又は不釣合い力比で定義する。

コンクリート圧縮限界ひずみの分布とは，一定領域の主圧縮ひずみが限界値 1.0%を超えた場合とする。例えば，二次元モデルにおいて面外曲げに関して曲げ圧縮縁 1 D（D は部材厚）区間の平均ひずみとしている。

不釣合い力比は，解析の収束性から構造物の損傷状況を推測する指標であり，構造物が崩壊する際には，収束計算回数の増加に伴い不釣合い力も大きくなることを利用したものである。例えば，ある回数における収束計算における不釣り合い力を収束計算 1 回目の不釣り合い力で除したものとして定義したうえで，不釣合い力比が 1 を超えた場合，全体破壊が進展したとすることが考えられる。

【参考文献】

(1) 「2015 年版建築物の構造関係技術基準解説書：著者 国土交通省国土技術政策総合研究所（監修）建築研究所（監修），国土交通省住宅局建築指導課（編集協力），日本建築行政会議（編集協力）日本建築構造技術者協会（編集協力），建築行政情報センター（編集），日本建築防災協会 （編集）」

(2) 電気技術規程原子力編，“原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008”，（社）日本電気協会，原子力規格委員会，2008(3)　山口和英，伊藤悟郎他，“断層変位が作用した土被りが異なる RC カルバートの応答と損傷モード”，土木学会全国大会，2019.9

4) 佐々木智大，樋口俊一，“断層変位を受ける RC ボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム（2018），2018.12

(5) 山口和英，伊藤悟郎，肥田幸賢，永井秀樹，渡辺伸和，堤内隆広，“断層変位を受ける RC ボックスカルバートの要求性能に応じた損傷評価”, 土木学会全国大会, 2019.9

(6) 土木学会, “2012 年制定 コンクリート標準示方書 改訂資料 基本原則編･設計編･施工編”，2013.3

(7) 斉藤成彦，牧剛史，土屋智史，渡邊忠朋，“非線形有限要素解析による RC はり部材の損傷評価”，土木学会論文集，E2，2011

(8) 土木学会，“コンクリート標準示方書（設計編）2017 年制定”，2018.3

(9) 日本建築学会，“建築工事標準仕様書･同解説（JASS5N）2013 年制定”，2013.2

公衆審査用

附属書 Y
（参考）
機器・配管系の現実的耐力評価に関わる留意事項

序文

この附属書では，機器・配管系の現実的耐力評価に関わる留意事項を示す。

・機器材料の限界強度データに基づく現実的耐力の中央値の設定例及び考え方

・機器・配管系のアンカー部の現実的耐力評価

・ポンプなどの動的機能維持の現実的耐力評価

Y.1　機器材料の限界強度データに基づく現実的耐力の中央値の設定例及び考え方

ここでは，設計・建設規格に記載の引張強さ及び降伏応力に対する限界強度データに基づく現実的な耐力の中央値の求め方の例を示す。次の考え方は工学的判断に基づく一例であり，他の考え方，又は試験結果を用いた現実的な耐力の設定を行うこともできる。

a)　引張強さ　引張強さに対する現実的な耐力の中央値は，機器の材料強度に関する文献(1)~(5)を参考に，設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 9 に記載の Su 値を用いて，α×Su と設定することができる。係数 α は，材料に応じて，1.1～1.2(1)などの適切な現実的な値を設定する。

b)　引張降伏点　引張降伏点に対する現実的な耐力の中央値は，機器の材料強度に関する文献(1)~(5)を参考に，設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 8 に記載の Sy 値を用いて，β×Sy と設定することができる。係数 β は，材料に応じて，1.1～1.25(2)などの適切な現実的な値を設定する。

Y.2　機器・配管系のアンカー部の現実的耐力評価

機器・配管系のアンカー部の損傷モードとしては，基礎ボルト自体又はコンクリート部分の損傷が挙げられる。このうち基礎ボルトの耐力評価は，引張強さに対する限界強度を用いて評価できる。ここでは，コンクリート部分の現実的耐力評価の考え方を示す。

一般に機器・配管のアンカー部にはじん性を要求する場合が多く，基礎ボルトが先に降伏するような設計を行っている。また，既往の耐震評価例(6)では，機器本体が損傷する前にアンカー部コンクリート部は損傷しないとの評価結果の例が示されている。以上から，アンカー部コンクリート部は，断層変位による影響の場合でも機器・配管系の現実的耐力評価において支配的な損傷モードにはならないと考えられるので，評価を省略することができる。ただし，アンカー部近傍のコンクリートの損傷が顕著な場合には，支配的なモードになる場合もあり得るので注意を要する。

なお，アンカー部コンクリート部のフラジリティ評価を行う場合は，基礎ボルトから引張荷重及びせん断荷重を受ける場合の終局耐力の試験データを用いることができる。

Y.3　ポンプなどの動的機能維持の現実的耐力評価

断層変位による傾斜を受けた時にポンプなどの動的機器が受ける影響について，原子力発電所設置機器については評価に関する知見がないのが現状である。そのため，常に動揺による傾斜にさらされる船舶に搭載されている類似機器の設計要求を参考にすることができる。例えば，船舶の設計基準である鋼船規則（D 編 1.3 機関に対する一般要件）(7)では，原動機について横方向に 15°，縦方向に 5°の静的な傾斜の条件下で作動するように設計することが求められている。また，傾斜による潤滑油の供給性能に影響が発生する（潤滑油の油面から吸込口が露出する，など）可能性にも留意して，現実的耐力を評価する必要がある。

【参考文献】

(1)　E. C. Rodabaugh，K. D. Desai，“Realistic Seismic Design Margins of Pumps，Valves，and Piping”，NUREG/CR-2137

(2)　R. P. Kennedy，R. D. Campbell，G. Hardy，and H. Banon，“Seismic Safety Margins Research Program （Phase I）”，NUREG/CR-2405

(3)　“発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準”，通商産業省告示第 501 号

(4)　（社）日本電気協会，“原子力発電所耐震設計技術指針”，重要度分類－許容応力編，JEAG4601 補-1984

(5)　“発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2005 年版）”，＜第 I 編　軽水炉規格＞日本機械学会

(6)　伊東，中村，蛯沢，“機器アンカー部コンククリートの地震時耐力及び損傷確率の評価”，日本原子力学会大会，p568，1997.10

(7)　（一財）日本海事協会，“鋼船規則 D 編”，2016

公衆審査用

附属書 Z
（参考）
機器・配管系の現実的応答評価に関わる留意事項

序文

この附属書では，機器・配管系の現実的応答評価に関わる留意事項を示す。

Z.1　機器におけるサブ応答係数

Z.1.1　機器におけるサブ応答係数

機器の基準応答における保守要因としては，次のものが挙げられる。

・機器応答評価用断層変位の作成
・解析モデルの作成
・解析手法の選択
・断層変位方向成分の組合せ
・機器の応答の非線形性の補正

これらの保守要因を応答係数として評価する。次に，具体的内容を示す。

a)　機器応答評価用入力断層変位の作成に関わる保守要因の内容　機器の応答評価に使用される機器への入力断層変位が持つ保守性及び不確実さを，機器の応答に与える影響に関する安全係数として評価する。

b)　解析モデル　基準応答評価での機器のモデル化におけるモデル形状・諸元などによって生じる実機との差などに起因する保守性及び不確実さについて，機器の応答に与える影響に関する安全係数として評価する。

基準応答評価において 1 質点系でモデル化され，かつ，解析モデルの諸元が保守的に与えられている場合には，不確実さを考慮しなくてもよい。また，多質点系でモデル化される場合には，モデル形状などに起因する保守性及び不確実さを生じ得るため，その評価が必要である。

c)　解析手法　基準応答解析を行う上で，解析手法又は評価式に起因する保守性及び不確実さを，機器の応答に与える影響に関する安全係数として評価する。

d)　断層変位の方向成分の組合せ　基準応答評価での断層変位方向成分の組合せにおいて保守性及び不確実さを生じ得る場合には，それが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

なお，必要に応じて水平方向成分同士の組合せ（NS 方向及び EW 方向）に関する係数及び水平方向と鉛直方向との組合せに関する係数を別々に評価する。

e)　機器の応答の非線形性の補正　機器系の現実的応答の評価に当たって，線形応答を仮定して評価を行っている場合には，応答の非線形性の影響を考慮する。

公表審査用

応答の非線形性は，一般的に塑性化によるエネルギー吸収に関する係数 F_μ によって評価する。この係数を応答係数として取り扱う場合と，応答の低減を見かけ上の耐力の割増しと考えて耐力係数として取扱う場合とがある。

この係数は Newmark による方法[11]又は Riddell-Newmark[2]による方法に基づき算定することができる。また，評価に用いる塑性率は，Newmark による推奨値又は試験結果などに基づき設定する。

なお，塑性エネルギー吸収係数を用いるかわりに次によって定義される係数を用いることもできる。

$$\text{非線形応答係数} = \frac{\text{非線形を仮定した場合の機器系の応答}}{\text{線形を仮定した場合の機器系の応答}} \tag{Z.1}$$

機器系の非線形応答の影響は，入力断層変位量によって異なるため，既往の評価事例などを参考に炉心損傷頻度に影響を与えると予想される入力断層変位量の範囲を推定し，当該範囲において，又はこの係数を安全側に評価できると考えられる入力断層変位量において評価することが望ましい。

Z.1.2　塑性エネルギー吸収係数の概要及び評価例

a)　塑性エネルギー吸収係数の概要　塑性エネルギー吸収係数 $F\mu$ の概念図を**図 Z.1** に示す。ここで，塑性エネルギー吸収係数は，建屋機器系の弾塑性変形をエネルギー等価な弾性変形に置き換えたものである。なお，この係数は機器構造部材に作用する，ある荷重に対して塑性変形するときのふるまいに着目するものであり，荷重の起因となる事象（地震動・断層変位）にかかわらず適用できるものといえる。

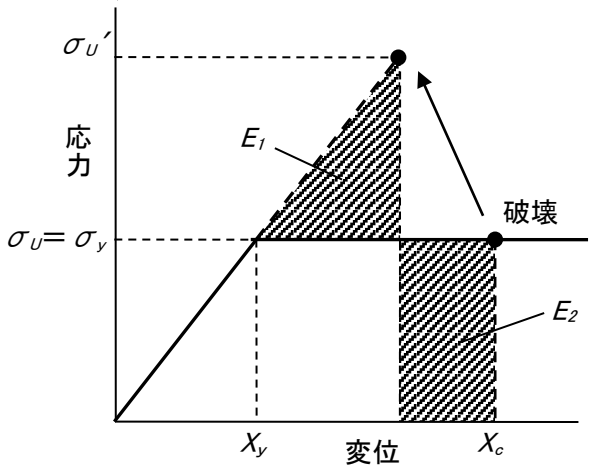
塑性エネルギー吸収係数を評価する方法は幾つか考えられるが，最も簡単な方法は，Newmark のエネルギー等価式による方法であり，次式で示される。

$$F\mu = \sqrt{2\mu - 1} \tag{Z.2}$$

これは，完全弾塑性型のスケルトンカーブに対して，**図 Z.1** における E_1 と E_2 との幾何学的な面積が一致するという条件で評価されたものである。

しかしながら，実際の建屋・構築物又は機器の応答では，上記の関係が必ずしも満足しない場合がある。そのため，上式の代わりにさまざまな方法が提案されている。建屋・構築物及び機器に対して，既往の評価の中で示されている塑性エネルギー吸収係数（$F\mu$）の例を次に示す。

なお，塑性エネルギー吸収係数は，評価対象物が終局（破壊）に至った状態における非線形性を，等価な線形軸に置換するための係数であり，非線形応答と線形応答との比として表される非線形応答係数の考え方とは，意味合いが異なることに注意する必要がある。



弾塑性変形をエネルギー等価な弾性変位に置き換える（$E_1=E_2$）

$F\mu=\sqrt{2\mu-1}$

$\mu=X_c/X_Y$（塑性率）

図 Z.1－塑性エネルギー吸収係数の概念図

b)　機器に対する塑性エネルギー吸収係数の評価例　機器系の塑性エネルギー吸収係数（$F\mu$）は，塑性率を設計上の上限まで考え，それをばらつきとして評価する考え方と，塑性率を固定して材料のひずみ硬化をばらつきとして評価する考え方とがある。次に，その概要を示す。

1)　塑性率を設計上の上限まで考える方法　塑性率を設計上の推奨値の上限まで考えて塑性エネルギー吸収係数を評価する方法例として，Newmark による方法を次に示す。

・Newmark による方法[(1)]

①　剛ではない機器に適用する場合

$$F\mu=\sqrt{2\mu-1}$$

②　剛な機器に適用する場合

$$F\mu=\mu^{0.13} \qquad \text{(Z.3)}$$

ここで，$\mu=Xc/Xy$ であり，Xc は弾塑性系の最大変位量，Xy は降伏時の変形量である。なお，塑性率 μ は，地震 PRA で一般的に使用される Newmark の推奨値[(1)]を用いてもよい。さらに，塑性率は，塑性化によるエネルギー吸収に関する係数の不確実さに関わる要因となる。Newmark の塑性率の推奨値の上限値から算出した塑性エネルギー吸収係数を中央値とし，下限値から算出した塑性エネルギー吸収係数を下限値（例えば 95%信頼下限）と仮定して不確実さを算定してもよい。なお，塑性率は試験結果に基づく値を用いてもよい。

2）　塑性率を固定して評価を行う方法　エネルギー吸収係数を考えるに当たっては，塑性率の値を固定し，その部材のひずみ硬化のばらつきを考えてエネルギー吸収係数を求める方法が考えられる。塑性エネルギー吸収係数は**図 Z.1** に示したように，塑性率に関係して

公衆審査用

おり，塑性率が大きいほど塑性エネルギー吸収係数の値も大きくなる。このため，入力断層変位量が小さく，塑性率が固定値よりも大幅に下回るような範囲ではエネルギー吸収係数は過大評価されることに留意する必要がある。次にエネルギー吸収係数の算出例として，円筒断面を持つ延性材を例に単純引張荷重が加わる場合と曲げ荷重が加わる場合との２例を示す。なお，算出例では塑性率を 2.0 とした。

2.1) 単純引張荷重を受ける円筒のエネルギー吸収係数 一様断面を持つ部材に降伏点を超える単純引張荷重を加えた場合の変形エネルギーと等価な線形引張応力を考える。このときの材料の線形引張応力は，応力を塑性率 μ と材料物性による係数 α との関数とした弾塑性体 $\sigma = \mu^{\alpha}$ （$>\sigma y$）とする。これらから機器の限界耐力 *Ac* と機器に弾性限界を生じさせる耐力 *Ay* との比を単純引張荷重における応力比 $\sigma / \sigma_y (= F_\mu = A_c / A_y)$ と見なした場合のエネルギー吸収係数は，変形エネルギー等価な線形引張応力と降伏点応力 σy との比となる。

$$F\mu = \sigma / \sigma_y = \sqrt{\frac{2}{\alpha + 1}(\mu^{\alpha+1} - 1) + 1} \qquad \text{(Z.4)}$$

表 Z.4 にエネルギー吸収係数の算出例を示す。この算出例では，弾完全塑性体の場合の応力比（弾完全塑性応力／降伏応力）を下限値，ひずみ硬化（$\sigma = \mu^{\alpha}$）を考慮した場合の応力比（弾塑性応力／降伏応力）を上限値とし，かつ，塑性率を 2.0 とした場合について中央値及びばらつきを求めた。結果として引張を受ける円筒のエネルギー吸収係数は $F\mu$ ＝1.8，ばらつき β_R＝0.02 となった。

2.2) 曲げ荷重を受ける円筒のエネルギー吸収係数 材料特性を弾完全塑性体とする。円筒に曲げ荷重が加わり弾性状態を超え，全断面降伏した状態を考える（**図 Z.2** 参照）。微小断面上の軸引張応力を単純引張荷重の場合と同様に塑性率に基づく等価な線形引張応力と同じ取扱いとする。これらから円筒断面に曲げ荷重が加わる場合のエネルギー吸収係数は，この等価な曲げモーメント *M* と円筒の外表面応力が降伏点となる弾性限界曲げモーメント *My* との比 *Fμ*＝*M*／*My* となる。

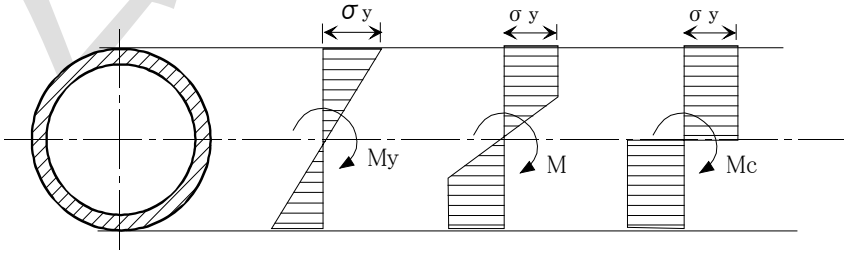


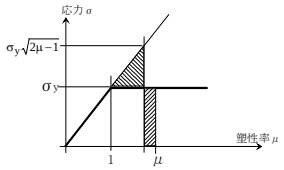
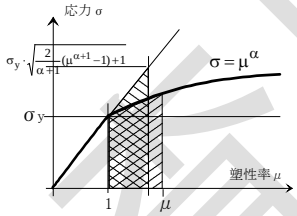
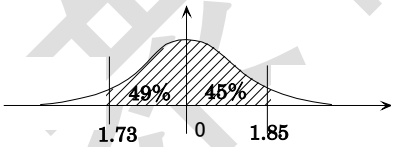
図 Z.2ー円筒部材に対する応力状態

表 Z.5 にエネルギー吸収係数の算出例を示す。曲げによる応力分布は弾性限界状態と全断面降伏状態との中間にあることから，弾性限界状態のモーメント比を下限値，全断面降

伏状態のモーメント比を上限値とし，中央値及びばらつきを求めた。結果として曲げを受ける円筒のエネルギー吸収係数F μ ＝1.6，ばらつき β_R＝0.20 となった。この例題では，材料特性を弾完全塑性体としたが，実際はひずみ硬化を示すことからエネルギー吸収係数としては，上記よりも大きな値となる。（2.1)項を参照）。

公衆審査用

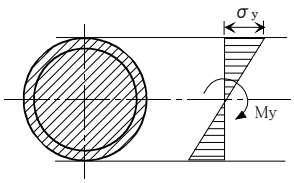
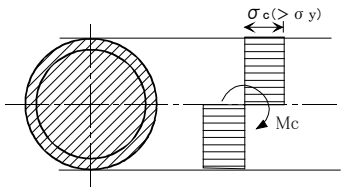
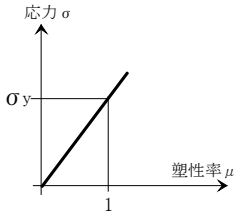
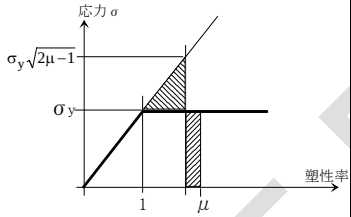
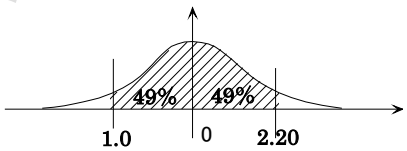
表 Z.4－エネルギー吸収係数（一様断面に加わる単純引張荷重の例）

項目	弾完全塑性体	硬化弾塑性体	注　記
塑性領域の応力ひずみ近似式	$\sigma = \sigma_y \cdot \mu^{\alpha}$ （$\sigma \geq \sigma_y$） *1		μ ：塑性率 α ：材料物性による係数
係数 α	0.0	0.5	
塑性率 μ （$=\varepsilon/\varepsilon_y$）	2.0		ε ：塑性ひずみ εy：降伏点ひずみ
等価線形応力 σ	$\sigma = \sqrt{2\mu - 1} \cdot \sigma_y$  σ =1.73 σ y	$\sigma = \sigma_y \cdot \sqrt{\frac{2}{\alpha+1}(\mu^{\alpha+1} - 1) + 1}$  σ =1.85 σ y	応力ひずみ近似式を基にして塑性率エネルギー等価な線形応力を仮定した。
応力比 $\sigma/\sigma_y (= F_\mu)$	1.73	1.85	降伏点応力との比が，単純引張荷重を受ける場合のエネルギー吸収係数となる。
塑性エネルギー吸収係数の確率分布	 		応力比の確率を弾塑性体と延性材との間に対し 1%～95%とした。
単純引張荷重の塑性エネルギー吸収係数 F_μ	中央値=1.80 （β_R=0.02，β_U=0.02）		応力近似式を仮定していることから β_U を設定した。

*1：機械工学便覧（新版）A4-42 に一般の材料では応力－ひずみ曲線を $\sigma = F\varepsilon^n$ （F：塑性係数，n：ひずみ硬化指数 0～0.5）で近似できるとの記載を基に近似式 $\sigma = \sigma_y \cdot \mu^{\alpha}$ を設定した。

公表審議用

表 Z.5－エネルギー吸収係数（曲げ荷重を受ける円筒の例）

項目	弾性限界状態	全断面降伏状態	注　記
断面の応力分布			σy：降伏応力 My：降伏応力を生じさせるモーメント σc：全断面降伏応力 Mc：全断面降伏応力を生じさせるモーメント
応力値σ（外表面）	 $\sigma = \sigma_y$	 $\sigma = \sigma_c = \sqrt{2\mu - 1} \cdot \sigma_y$ $(\sigma_c > \sigma_y)$	μ：塑性率 応力ひずみ曲線を弾塑性体として塑性率に対してエネルギー等価な線形応力を仮定した。
塑性率 $\mu(=\varepsilon/\varepsilon_y)$	1.0	2.0	ε：ひずみ εy：降伏点ひずみ
応力σ	σ_y	$1.73 \cdot \sigma_y$	
断面係数Z（円筒）	$Z_y = \frac{\pi}{4} D^2 t$	$Z_c = D^2 t = 1.27 \cdot Z_y$	Zy：断面係数 Zc：塑性断面係数
モーメントM	$M_y = \sigma_y \cdot Z_y$	$M_c = 2.20 \cdot \sigma_y \cdot Z_y$	
モーメント比 $M/M_y(=F_\mu)$	1.0	2.20	この弾性限界モーメントとの比が, 曲げ荷重を受ける場合のエネルギー吸収係数となる
塑性エネルギー吸収係数の確率分布			モーメント比の確率を弾性限界時と全断面降伏時との間に対し1%～99%とした。
曲げを受ける円筒の塑性エネルギー吸収係数 F_μ	中央値=1.60 （β_R=0.20）		

公表確認用

【参考文献】

(1) N.M.Newmark, “Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implication on Design of Critical Equipment”, SMiRT Paper K4/1, 1977 SMiRT Conference, San Francisco, 1978

(2) R.Riddell and N.M.Newmark, “Statistical Analysis of the Response of Nonlinear Systems Subjected to Earthquakes”, UILU-79-2016

公衆審査用

附属書 AA
（参考）
フラジリティ評価手法

序文

この附属書では，次に示すフラジリティ曲線の算定のための手法について一般事項及び算定方法の詳細について示す。

① 現実的耐力と現実的応答とによる方法（NRRC 法などの応答解析に基づく方法）

② 現実的耐力と応答係数とによる方法（原研法に基づく方法）

③ 耐力係数と応答係数とによる方法（応答係数に基づく方法）

さらに，断層変位量によって複数の機器・配管系が同時に損傷する，いわゆる共通原因損傷が生じる可能性を考慮するための損傷の相関の評価手法の詳細について示す。

AA.1 現実的耐力と現実的応答とによる方法

AA.1.1 一般事項

ここでは，**7.4** から得られる現実的耐力及び **7.5** から得られる応答解析に基づく現実的応答を用いてフラジリティ曲線を算定する方法（応答解析に基づく方法）の一般事項を示す。さらに，建屋・構築物，機器・配管系及び地盤それぞれに対して，応答解析に基づく方法を用いたフラジリティ曲線の算定の詳細も併せて示す。

応答解析に基づく方法によって評価した現実的応答及び現実的耐力から，**6.3** で設定した断層変位量に対して離散的に損傷確率を評価する。ただし，断層変位量は，炉心損傷頻度に対して影響が大きな断層変位量の範囲を考慮して設定する。

離散的に得られた損傷確率を用いて，最小 2 乗法などによって対数正規累積分布関数などで近似して連続的なフラジリティ曲線を算定してもよい。

この手法で対象としている不確実さは主として確率変数として考慮できる偶然的不確実さであり，応答解析において確率変数として考慮していない要因及び認識論的不確実さについては，この手法で得られる偶然的不確実さを考慮したフラジリティ曲線に安全係数法などの他の算定方法における考え方を適用して信頼区間を含むフラジリティ曲線を適切に算定する。例えば，断層変位による傾斜などの影響を再現した試験，断層変位観測記録を用いたシミュレーション解析，専門家による判断などを踏まえて，建屋・構築物の現実的応答評価に関わる認識論的不確実さを適切に評価する。

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 AA.1** に示す。

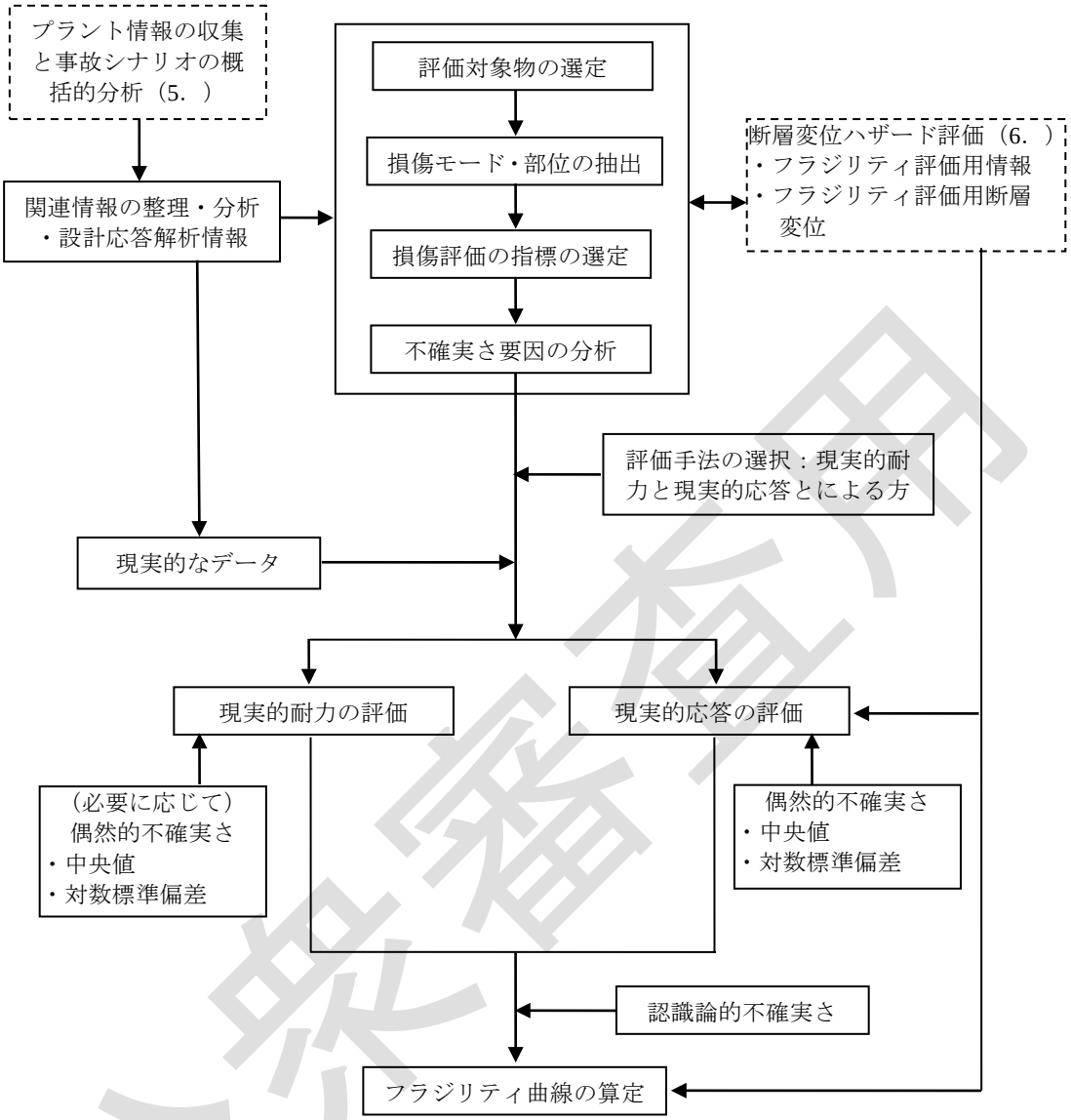


図 AA.1－応答解析に基づく方法によるフラジリティ曲線の算定の流れ

公衆審査用

AA.1.2　現実的耐力の評価

7.4 に記載された現実的耐力の評価方法に基づき，建屋・構築物，機器・配管系及び地盤それぞれに対する現実的耐力の中央値及び標準偏差を評価する。

AA.1.3　現実的応答の評価

7.5 に記載された応答解析に基づく現実的応答の評価方法に基づき，建屋・構築物，機器・配管系及び地盤それぞれに対する現実的応答の中央値及び標準偏差を評価する。

AA.1.4　フラジリティ曲線の算定

損傷確率 $F(d)$ の算定方法の概念を**図 AA.2** に示す。$F(d)$ は，式(AA.1)に示すように断層変位量がある値 d のときの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 $f_S(x)$ を越える条件付損傷確率として算定する。**【附属書 P（参考）参照】**

$$F(d)=\int_0^{\infty} f_s(x_R)\left(\int_{x_R}^{\infty} f_R(d,x)dx\right)dx_R=\int_0^{\infty} f_R(d,x_R)\left(\int_0^{x_R} f_s(x)dx\right)dx_R \qquad \text{(AA.1)}$$

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。

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

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 β_S の対数正規分布として次式で表される。

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

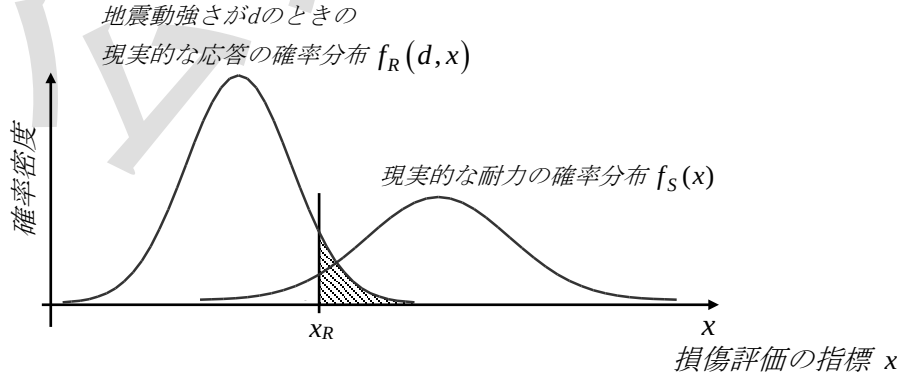


図 AA.2－損傷確率 F(*d*)の算定方法（模式図）

公表審査用

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 AA.3** に示すように離散化点を適切に選定し，内挿してフラジリティ曲線を算定する。

なお，最小 2 乗法などによって対数正規累積分布関数などで近似して連続的なフラジリティ曲線を算定してもよいが，近似を仮定する分だけ，不確かさが増えることに留意する。**【附属書 P（参考）**参照】

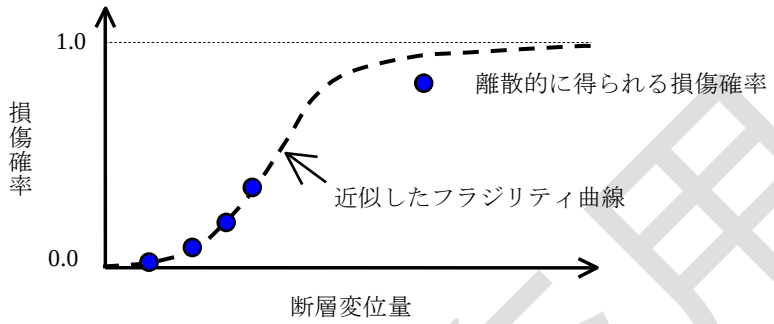


図 AA.3－近似したフラジリティ曲線（模式図）

a)　建屋・構築物　応答解析に基づく方法によって得られた建屋・構築物のフラジリティ曲線の算定例を，現実的耐力及び現実的応答の不確実さも含めて，**【附属書 AF（参考）断層変位に対する建屋・構築物フラジリティ評価例】**に示す。

b)　機器・配管系　機器・配管系については線形応答解析を行う場合が多いため，応答非線形性の影響を別途考慮する。応答非線形性の影響は，安全係数法と同様に，塑性エネルギー吸収係数を用いて非線形応答を評価する。**【附属書 Z（参考）**参照】

原子炉格納容器のフラジリティ評価に関しては，構造的損傷モード及び機能的損傷モードに対する現実的耐力を評価し，現実的応答を応答解析に基づく方法によって評価して，**a)** と同様な手順に従い，フラジリティ曲線を算定する。

なお，断層変位による耐圧機能の低下が考えられる場合には，事故シーケンス評価に用いる情報に資するために，損傷モード・損傷部位，現実的耐力及び応答の評価モデル，断層変位の大きさなどを踏まえて，損傷程度に応じた耐圧機能の低下を適切に考慮する。**【附属書 CF（参考）**参照】

また，断層変位による原子炉格納容器の圧力抑制機能の喪失，崩壊熱除去機能の喪失及び放射性物資放出抑制機能の喪失が考えられる場合には，各機能に必要な系統などの機器・配管系について，フラジリティ曲線の算定を行う。

c)　地盤　地盤が影響を及ぼす施設及び設備のフラジリティ曲線の算定方法及び概念は，**a)** で示された手順と同様である。応答解析に基づく方法によって評価する。地盤の影響による施設及び設備の損傷確率は，用いる損傷評価指標に応じてそれらへの影響の程度が異なることに留意することが必要である。

AA.2　現実的耐力と応答係数とによる方法

AA.2.1　一般事項

ここでは，**7.4** に示す現実的耐力及び **7.5** から得られる応答係数を用いてフラジリティを評価する方法（現実的耐力及び応答係数による方法）の一般事項を示す。さらに，現実的耐力及び応答係数による方法を用いたフラジリティ曲線の算定の詳細も併せて示す。

a)　評価の流れ　図 AA.4 のフローに従って現実的耐力と応答係数とによる方法でフラジリティ曲線を算定する。現実的耐力と応答係数とによる方法では，現実的応答の算出に当たって線形応答を仮定し，基準応答を応答係数で補正することによって現実的応答を求める。こうして求まる現実的応答及び現実的耐力から，連続的な断層変位量に対して，現実的応答が現実的耐力を上回る確率を求め，フラジリティ曲線を算定する。

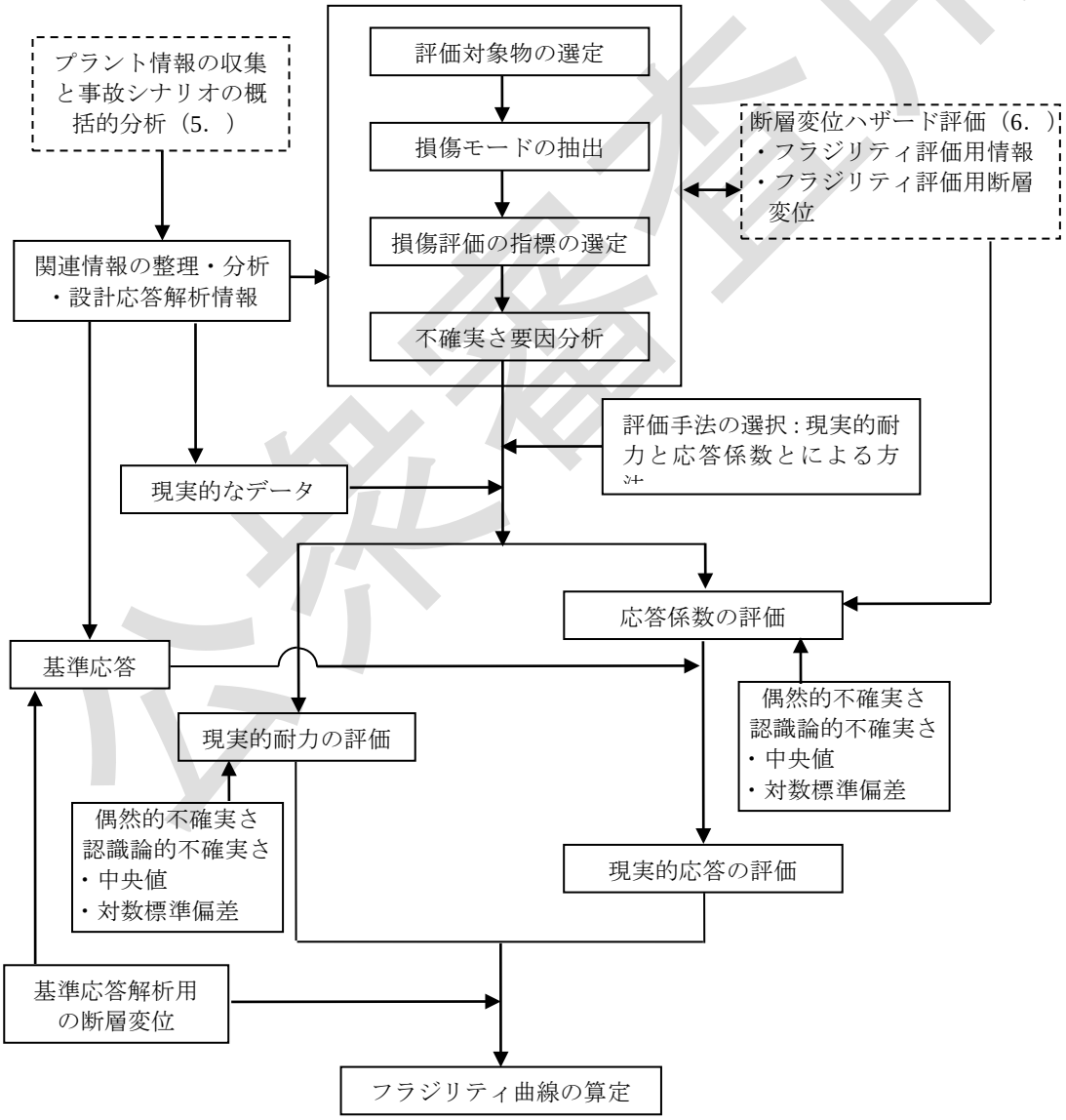


図 AA.4－現実的耐力及び応答係数に基づく方法によるフラジリティ曲線の算定の流れ

b)　基本的な考え方　図 AA.5 に示すように，基準応答を応答係数で補正することによって現実的応答を求める。ただし，応答は線形として扱い，非線形応答における非線形性の効果は塑性エネルギー吸収係数 F_μ として扱い，現実的応答を F_μ で除することによって，応答係数の一部として考慮する。

c)　基準応答　現実的応答は基準応答を基にして評価されるので，現実的耐力と応答係数とによる方法でフラジリティを評価する場合には，基準応答を用意する。また，応答を評価する断層変位量の範囲は，断層変位ハザード曲線，炉心損傷確率曲線及びそれらから算定される炉心損傷頻度に対して影響が大きな断層変位量の範囲を含むように設定する。

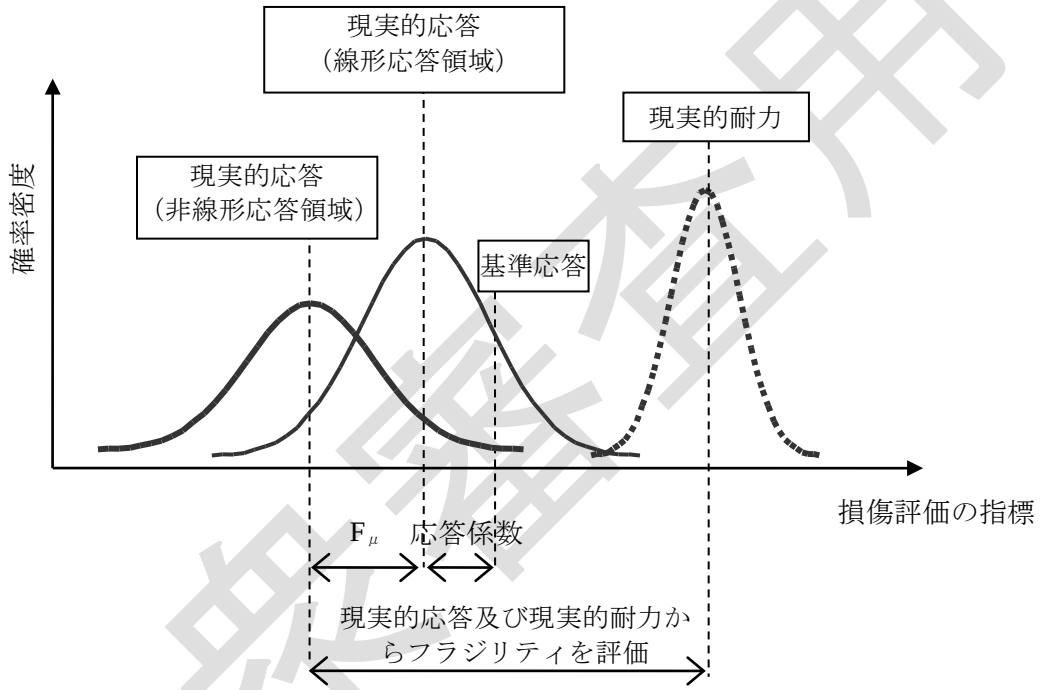


図 AA.5ー現実的耐力と応答係数とによる方法のフラジリティ評価概念図（模式図）

AA.2.2　現実的耐力の評価

現実的耐力は，現実的耐力と現実的応答とによる方法と同等のものを用いる。現実的耐力の評価方法については **7.4** を参照する。

AA.2.3　応答係数を用いた現実的応答の評価

現実的耐力と応答係数とによる方法では，新規に断層変位 PRA 用の応答解析を実施せずにフラジリティ曲線を評価することから，現実的な応答は設計応答などを基準にして線形応答を仮定して求める。**図 AA.6** に，現実的応答評価の概念図を示す。

この評価手法では，応答の非線形性の考慮の仕方として，次の二つの手法がある。

・塑性エネルギー吸収係数によって補正する手法

・非線形係数による手法

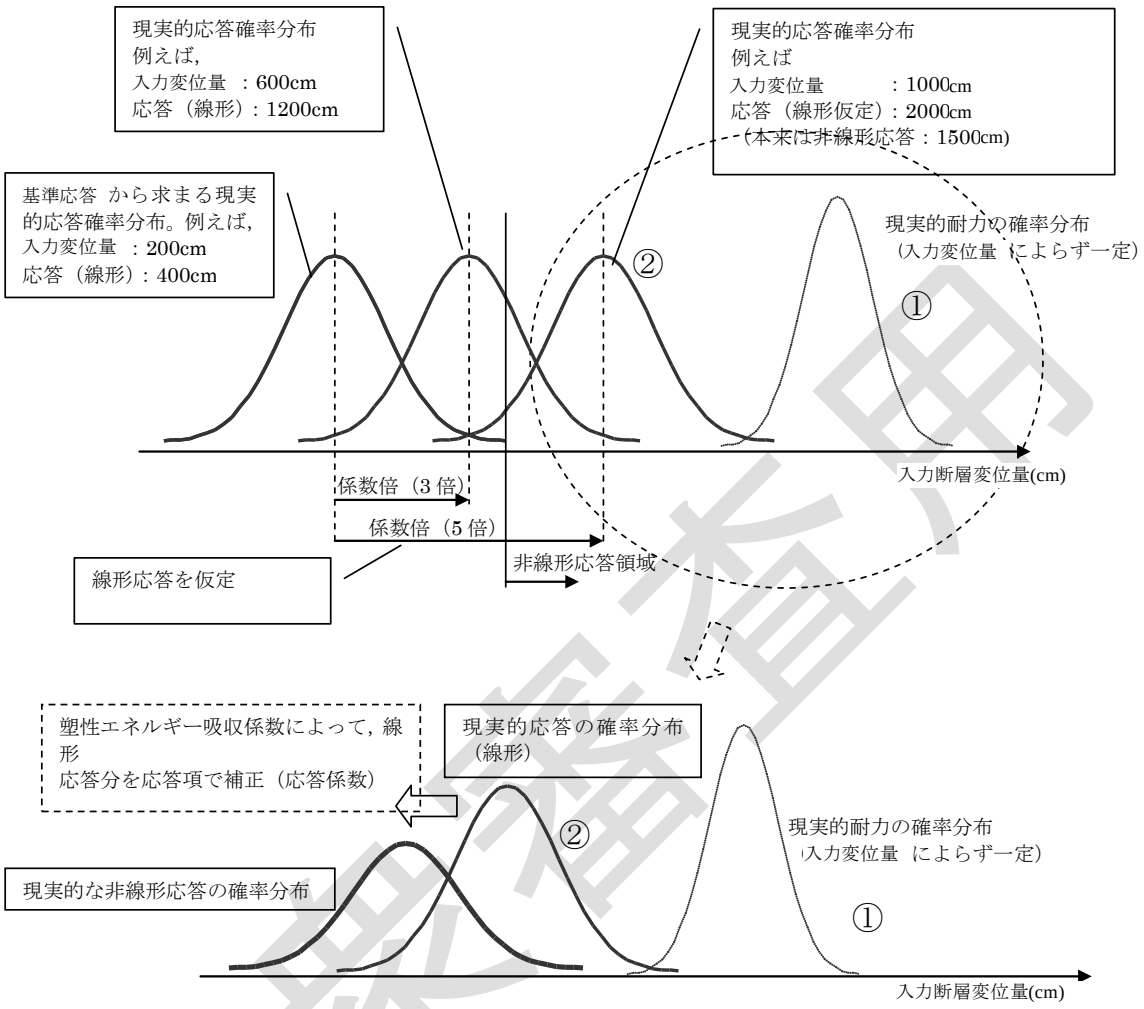


図 AA.6－現実的耐力と応答係数とによる方法における現実的な応答の概念図

a) 応答係数の評価 応答係数は，**7.5** で記載した方法によって評価された応答係数 F１～F4 を AA.**2.3 c)**に示す対象物ごとに選択して，それらの積として評価する。応答係数の中央値及び対数標準偏差は，次の **1)** 及び **2)** で評価する。なお，応答係数による方法では，応答は線形として扱うため，非線形領域における過大評価を補正する必要がある。このため，対象物そのものを線形応答として取扱う過大評価を **b)**で示す方法によって補正する。

1) 中央値の評価 各サブ応答係数の中央値の積として評価する。

2) 対数標準偏差の評価 各サブ応答係数の対数標準偏差の二乗和平方根として評価する。

b) 非線形領域における応答の過大評価の補正

1) 塑性エネルギー吸収係数を用いる場合 断層変位量ごとの塑性率 μ から，

$F_\mu = \varepsilon\sqrt{2\mu - 1}$ を求め，これを用いて補正する。

1.1) 中央値の評価 塑性エネルギー吸収係数を評価する式に，塑性率の中央値を代入して評価する。

1.2) 対数標準偏差の評価 塑性エネルギー吸収係数を評価する場合に，塑性率のばらつきを考慮して評価する。ただし，工学的判断及び既往の文献などから設定してもよい。

2) 非線形応答係数を用いる場合 **7.5** に記載された応答解析に基づく現実的応答の評価手順に基づき，解放基盤での任意の断層変位量ごとに建屋・構築物の非線形応答を評価し，これらの評価結果に線形応答がフィッテングするような回帰係数を求める。この回帰係数の評価において，中央値及び対数標準偏差を求める。補正係数 a_1 及び b_1 の評価では，非線形応答も期待し得る 5 段階の断層変位量 α_i に対する対象階 j での最大応答 $\overline{f_R(\alpha_i)_j}$ を求める。次いで，これを基準断層変位量（α^D）に対する j 階での最大応答（$q^D{}_j$）で規準化した比（$\overline{f_R(\alpha_i)_j} / q^D{}_j$）を求める。そして，これと（$\alpha_j / \alpha^D$）の関係を式(AA.4)に示す係数 a_1 及び b_1 の関係式として表し，回帰計算からこれらの係数を求める。

$$\frac{f_R(\alpha_i)_j}{q^D{}_j} = a_1 \left(\frac{\alpha_i}{\alpha^D} \right)^{b_1} \qquad \text{(AA.4)}$$

c) 対象物ごとの応答係数の組合せ

1) 建屋・構築物 建屋・構築物の応答係数の評価は，**7.5.2.1 c) 2)**で記載した応答係数を用いて，次のような積で評価する。

$$F_R = F_1 \times F_2 \times F_3 \qquad \text{(AA.5)}$$

ただし，構築物のうちの屋外重要土木構造物の応答係数の評価では，屋外重要土木構造物周辺地盤部分のモデルに関わる F2 と，屋外重要土木構造物自体のモデルに関わる F3 とをそれぞれ分離せずに，地盤及び構造物を一体としてモデル化することが多いので，取扱いに留意する。

2) 機器・配管系 機器・配管系の応答係数の評価は，上述の建屋・構築物と同様に，次の応答係数の積で評価する。前者の式は，建屋内機器・配管系に適用し，後者は屋外のものに適用されることに留意する。

$$F_R = F_1 \times F_2 \times F_3 \times F_4 \qquad \text{(AA.6)}$$

$$F_R = F_1 \times F_2 \times F_4 \qquad \text{(AA.7)}$$

公表用

AA.2.4　フラジリティ曲線の算定

建屋・機器のフラジリティ曲線は, 機能喪失をもたらす損傷モードの現実的な耐力を S, 損傷部位での現実的な応答値を R とした場合, S と R とが互いに独立な確率密度関数 $f_S(x)$ 及び $f_R(x)$ で表されると仮定し， $f_R(x)$ が $f_S(x)$ を上回った時の条件付確率 P_f として求められる。ここで， x は応力などの現実的な応答値を表すパラメータである。

$$P_f = \int_0^{\infty} f_R(x_R)\left(\int_0^{x_R} f_S(x)dx\right)dx_R \qquad \text{(AA.8)}$$

ここで，解放基盤での最大断層変位 d に対する建屋機器などの損傷確率 $P_f(d)$ は，次式で表される。

$$P_f(d) = \int_0^{\infty} f_R(d, x_R)\left(\int_0^{x_R} f_s(x)dx\right)dx_R \qquad \text{(AA.9)}$$

現実的耐力と応答係数とによる方法では, 解放基盤での基準応答解析用断層変位 d^D に対する基準応答値 q^D を応答係数 F_R で除した， d^D に対する現実的応答の確率密度関数値 $f_R(d^D, x)$ が, d と比例関係にあると仮定して現実的応答の確率密度関数 $f_R(d,x)$ を求める。この F_R が中央値 F_{Rm}，対数標準偏差 β_R の対数正規分布に従うと仮定すると， $f_R(d,x)$ も対数正規分布として表される。 $f_R(d,x)$ の評価方法としては，塑性エネルギー吸収係数を用いる方法，及び非線形応答係数を用いるものがあり，いずれを用いてもよい。

塑性エネルギー吸収係数を用いる方法では，次式から $f_R(d,x)$ を評価する。

$$f_R(d,x) = \frac{1}{\sqrt{2}\pi\beta_R x} exp\left[-\frac{1}{2}\left\{\frac{\ln\left(x \Big/ \left(\frac{q^D}{F_{Rm}}\cdot\frac{d}{d^D}\cdot\frac{1}{F_\mu}\right)\right)}{\beta_R}\right\}^2\right] \qquad \text{(AA.10)}$$

F_μ は，非線形領域においてだけ設定することに留意する。

非線形応答係数を用いる方法では，次式から $f_R(d,x)$ を評価する。

$$f_{R,LCA}(d,x) = \left(1\Big/\left(\sqrt{2\pi}\beta_R x\right)\right) exp\left[-\left(\ln x - \ln\left(\frac{q^D}{F_R} d_1 \left(\frac{d}{d^D}\right)^{b_1}\right)\right)^2 \Big/ \left(2{\beta_R}^2\right)\right] \qquad \text{(AA.11)}$$

ここで，　a_1，b_1 は非線形応答を考慮する回帰係数を表す。

一方，現実的耐力の確率密度関数 $f_S(x)$ は，中央値 S_m，対数標準偏差 β_S の対数正規分布

に従うとして次式で表される。

$$f_S(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\beta_S x} \exp\left\{-\frac{1}{2}\left(\frac{\ln(x/S_m)}{\beta_S}\right)^2\right\} \quad \text{(AA.12)}$$

AA.3　耐力係数と応答係数とによる方法

AA.3.1　一般事項

ここでは，**7.4** に示す現実的耐力に基づき算定した耐力係数及び **7.5** から得られる応答係数を用いてフラジリティを評価する方法（耐力係数と応答係数とによる方法）の一般事項を示す。さらに，耐力係数と応答係数とによる方法を用いたフラジリティ曲線の算定の詳細も併せて示す。

a)　評価の流れ　図 AA.7 に，耐力係数と応答係数とによる方法のフラジリティ評価手順を示す。耐力係数と応答係数とによる方法では，評価対象物ごとに得られた応答係数と耐力係数との積として安全係数を評価し，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。

公衆審査用

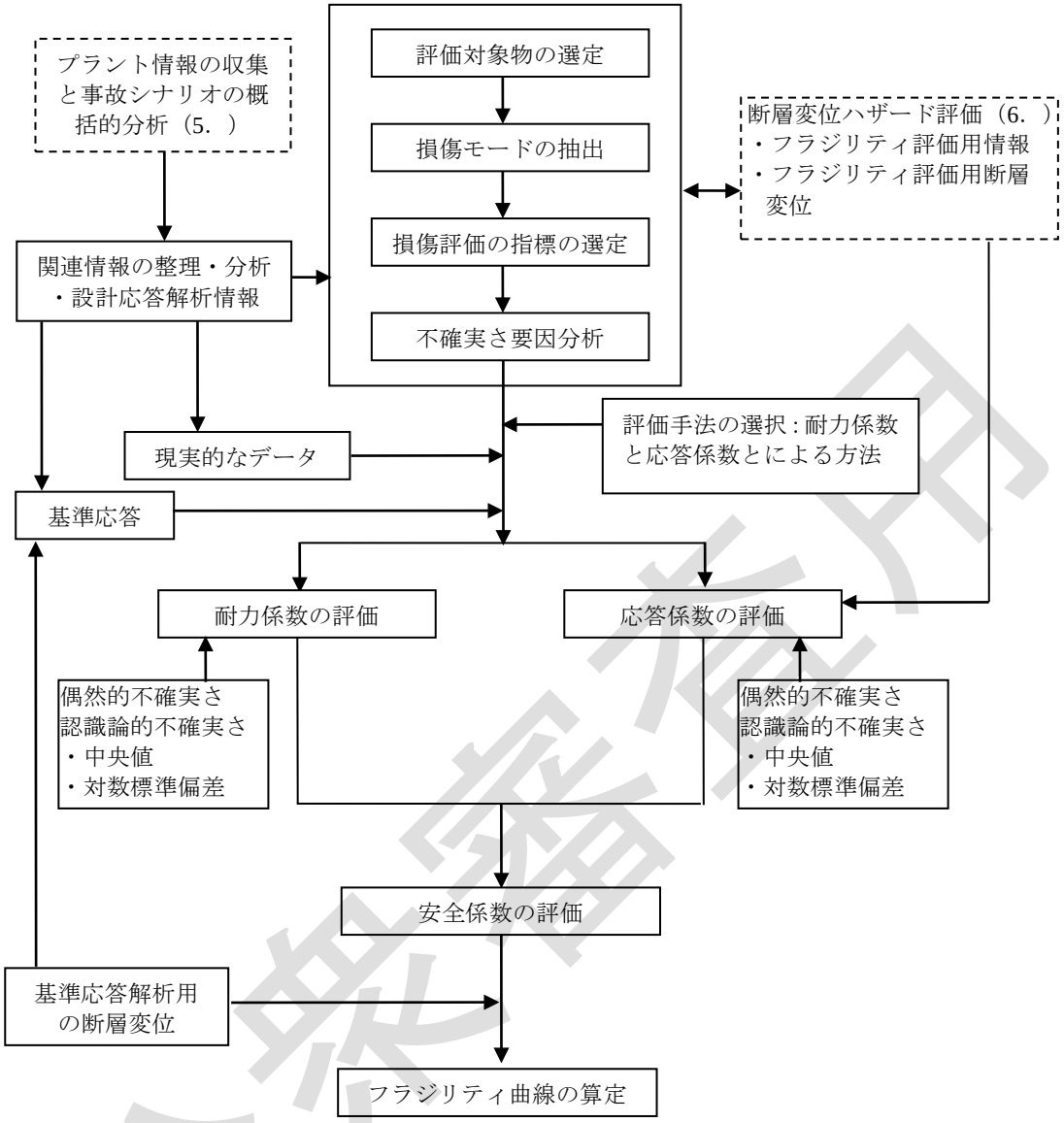


図 AA.7－耐力係数及び応答係数に基づく方法によるフラジリティ評価の流れ

b)　基本的な考え方　**図 AA.8** に示すように，現実的な耐力と現実的な応答との隔たりを，基準応答における保守性（M1)，基準応答に対する裕度（M2）及び設計耐力における保守性（M3）に分解し，応答係数と耐力係数との積で表される安全係数 F とする。ただし，応答は線形として扱い，非線形応答における非線形性の効果は塑性エネルギー吸収係数 F_μ として取扱い，現実的耐力を割り増すことによって，耐力係数の一部として考慮する。

c)　基準応答　後述の **AA.3.2** 及び **AA.3.3** に示すように，耐力係数及び応答係数は，基準応答及び設計耐力を基準にして評価されるので，耐力係数と応答係数とによる方法でフラジリティを評価する場合には，基準応答及び設計耐力を用意する。

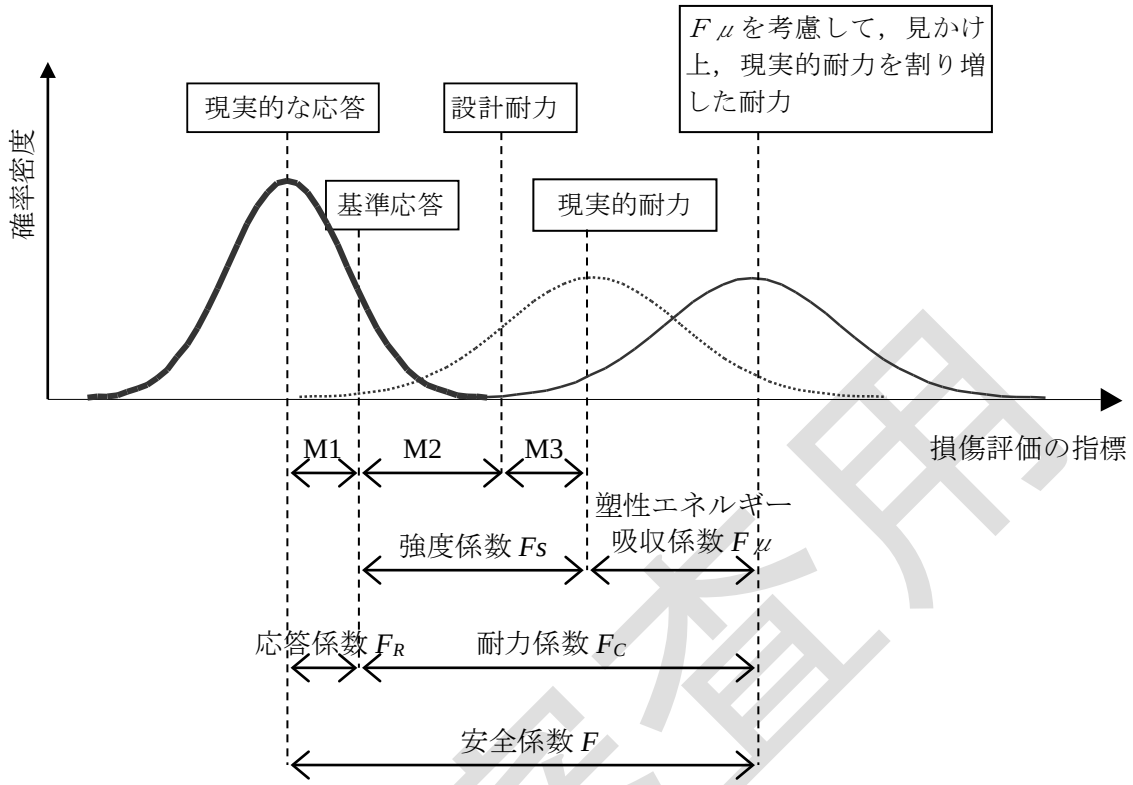


図 AA.8－耐力係数と応答係数とによる方法の概念図（模式図）

AA.3.2　耐力係数を用いた耐力の評価

“耐力係数と応答係数とによる方法”では，断層変位の大きさとの応答関係は線形とみなせることを前提としている。一方，実際の応答では，断層変位が大きくなった場合，建屋機器系の応答は非線形応答となる可能性がある。この非線形性の効果は，一般に，Newmark のエネルギー等価式の考え方に準拠した塑性エネルギー吸収係数 Fμによって評価を行われる。**【附属書 Z（参考）**参照】

図 AA.9 には，“耐力係数と応答係数とによる方法”における現実的な耐力の取扱いの概念図を示す。一般に，断層変位に対する損傷確率は，現実的な応答が現実的な耐力を超える確率として評価されるが，“耐力係数と応答係数とによる方法”では，現実的な応答を線形と考えるために，過大な評価分，すなわち非線形効果の分だけ，現実的な耐力を塑性エネルギー吸収係数 Fμで見かけ上増して補正する。よって，厳密には，耐力係数と応答係数とによる方法の場合は，“線形応答を仮定した現実的な応答が塑性エネルギー吸収効果を考慮した耐力を超える確率”として損傷確率が評価されていることに注意する必要がある。

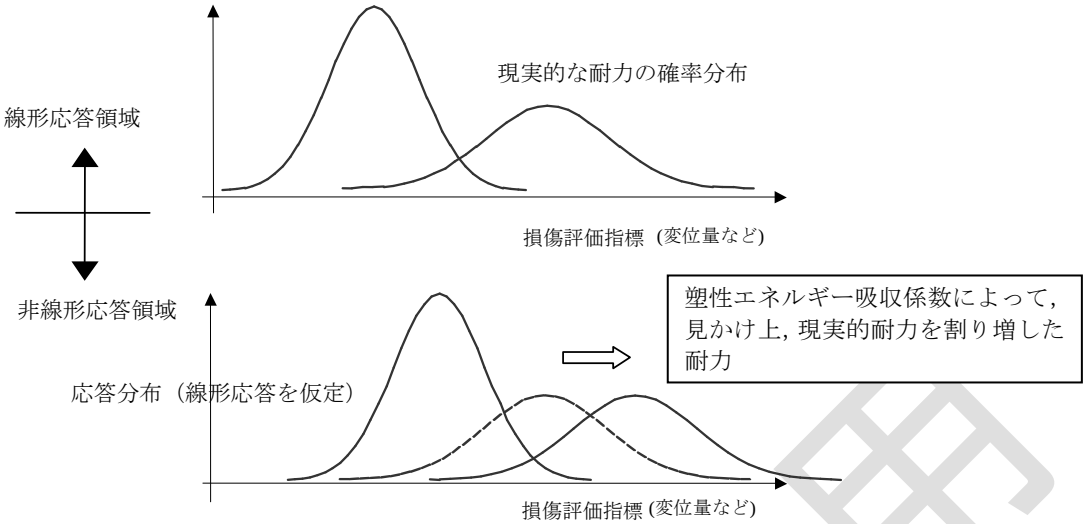


図 AA.9－耐力係数と応答係数とによる方法における現実的な耐力の概念図

a) 耐力係数の評価 耐力係数 F_C は，**AA.3.2 b)** に示される強度係数 Fs と，**AA.3.2 c)** に示される塑性エネルギー吸収係数 F_μ との積として評価する。耐力係数の中央値及び対数標準偏差は **1)** 及び **2)** で評価する。ここで，耐力係数の評価に当たって，上下入力断層変位による影響を必要に応じて考慮する。

なお，耐力係数は，応答が塑性化することによるエネルギー吸収効果を，塑性エネルギー吸収係数 F_μ によって，見かけ上，現実的耐力を割り増すことによって評価されていることに注意する（**図 AA.8** 及び**図 AA.9** 参照）。ただし，応答が線形範囲に収まる場合，又は非線形性が無視できる場合には，F_μ は考慮する必要がない。

1) 中央値の評価 中央値 $\bar{F}_C$ は，強度係数 Fs の中央値と塑性エネルギー吸収係数 F_μ の中央値との積として評価する。

2) 対数標準偏差の評価 対数標準偏差 $\beta_{F_C,r}, \beta_{F_C,u}$ は，強度係数 Fs の対数標準偏差と塑性エネルギー吸収係数 F_μ の対数標準偏差との二乗和平方として評価する。

b) 強度係数の評価 強度係数 Fs の中央値及び対数標準偏差は，次に示す方法によって評価する。

1) 中央値の評価 **7.4** で示された現実的な耐力の中央値を基準応答で除することによって評価する。

2) 対数標準偏差の評価 **7.4** で示された現実的な耐力の対数標準偏差を用いる。

c) 塑性エネルギー吸収係数の評価 塑性エネルギー吸収係数 F_μ は，応答が現実的な限界に達したときの塑性率 μ から，次式で評価する。

$$F_\mu = \sqrt{2\mu - 1} \qquad \text{(AA.13)}$$

なお，他の方法で評価してもよい。**【附属書 Z（参考）参照】**

1) 中央値の評価 塑性エネルギー吸収係数を評価する式に，塑性率の中央値を代入し

て評価する。

2) 対数標準偏差の評価 塑性エネルギー吸収係数を評価する場合，塑性率のばらつきを考慮して得られたものとして評価する。ただし，工学的判断及び既往の文献などから設定してもよい。

AA.3.3 応答係数を用いた現実的応答の評価

“耐力係数と応答係数とによる方法”では，新たに応答解析を実施せずに簡便にフラジリティ曲線を評価するという観点から，現実的な応答は基準とする応答を設定し，その係数倍で評価する。すなわち，応答は線形を仮定している。

図 AA.10 には，“耐力係数と応答係数とによる方法”における現実的な応答評価の概念図を示す。応答が線形範囲であれば，得られた現実的な応答は正しいが，本来，非線形範囲に入るべき領域まで応答が大きくなった場合には，近似的な評価となっている。よって，そのような範囲では，現実的な応答と言っても，近似的な応答であることに注意する必要がある。

このように，“耐力係数と応答係数とによる方法”では，線形応答を仮定するため，応答の非線形性の影響を，応答に考慮せずに，現実的耐力を塑性エネルギー吸収係数によって割り増して補正する。**【附属書 Z（参考）参照】**

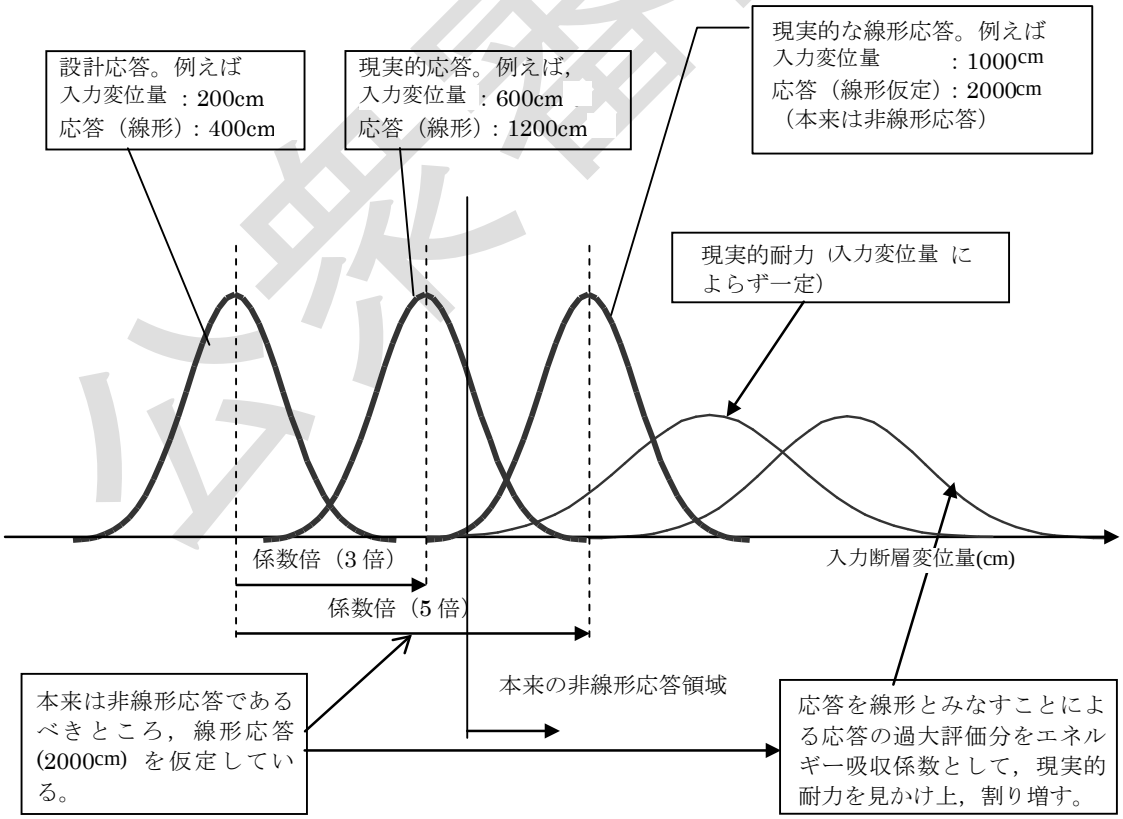


図 AA.10－耐力係数と応答係数とによる方法における現実的な応答の概念図

a) 応答係数の評価 応答係数は，**7.5** で示された方法に従って評価された応答係数 F 1 ～ F4 を，**AA.3.3 b)**に示すように対象物ごとに適宜選択して，その積として評価する。応答係数の中央値及び対数標準偏差は，次の **1)** 及び **2)** で評価する。ただし，耐力係数と応答係数とによる方法では，現実的応答は常に線形として扱うため，応答が非線形領域にある場合には，応答が過大評価となっている。そこで，その補正を行うために，いずれの対象物（例えば，機器・配管系に対する建屋・構築物，又は建屋・構築物に対する地盤）も，対象物そのものの非線形性の影響は塑性エネルギー吸収係数として耐力係数の中で評価する。よって，応答係数の中に対象物そのものの非線形性の影響は考慮してはならない。

1) 中央値の評価 中央値 F_R は，各サブ応答係数の中央値の積として評価する。

2) 対数標準偏差の評価 対数標準偏差 $\beta_{F_R,r}, \beta_{F_R,u}$ は，各サブ応答係数の対数標準偏差の二乗和平方として評価する。

b) 対象物ごとの応答係数の組合せ

1) 建屋・構築物 建屋・構築物の応答係数の中央値 F_R 中央値の評価は，**7.5.1 b)** に記載の応答係数の中央値を用いて，次式で評価する。

$$F_R = F_1 \times F_2 \times F_3 \quad \text{(AA.14)}$$

なお，構築物のうちの屋外重要土木構造物の応答係数の評価では，屋外重要土木構造物周辺地盤部分のモデルに関わる F_2 と，屋外重要土木構造物自体のモデルに関わる F_3 とをそれぞれ分離せずに，地盤及び構造物を一体としてモデル化することが多いので，取扱いに留意する。

2) 機器・配管系 機器・配管系の応答係数中央値 F_R の評価は，**7.5.1 b)** に記載の応答係数を用いて，次式で評価する。式(AA.15)は建屋内機器・配管系に適用し，式(AA.16)は屋外のものに適用する。

$$F_R = F_1 \times F_2 \times F_3 \times F_4 \quad \text{(AA.15)}$$

$$F_R = F_1 \times F_2 \times F_4 \quad \text{(AA.16)}$$

AA.3.4 フラジリティ曲線の算定

耐力係数と応答係数とによる方法に基づくフラジリティ評価では，耐力係数と応答係数との積である安全係数に基準応答を評価する際に用いた最大断層変位量 H_{input} を乗じて求めた応答に基づき，フラジリティ曲線を算定する。

前項の記載を整理すると，フラジリティ曲線は，信頼度 P_{conf} ごとにフラジリティ曲線の中央値 H 及び対数標準偏差を用いて，次式で算定することができる。

$$f(d) = \Phi\left[\frac{\ln(d/H) + X\beta_{H,\mu}}{\beta_{H,r}}\right] \quad \text{(AA.17)}$$

公表前原稿

ここで，$X = \Phi^{-1}\left(P_{conf}\right)$

$\Phi(\ )$：標準正規確率分布関数

また，平均フラジリティ曲線は，フラジリティ曲線の中央値 H 及び対数標準偏差を用いて，次式で算定する。

$$f_c(d) = \Phi\left[\frac{\ln(d/H)}{\sqrt{{\beta_{H,r}}^2 + {\beta_{d,u}}^2}}\right] \tag{AA.18}$$

応答加速度の中央値及び対数標準偏差は次の **1)** 及び **2)** で評価する。

1) 中央値の評価 フラジリティ曲線の中央値 H は次式で算定する。

$$H = F_R \cdot F_C \cdot H_{input} \tag{AA.19}$$

2) 対数標準偏差の評価 フラジリティ曲線の偶然的不確実さに対する対数標準偏差 $\beta_{H,r}$ は式(AA.20)で，認識論的不確実さに対する対数標準偏差 $\beta_{H,u}$ は式(AA.21)で算定する。

偶然的不確実さに対する対数標準偏差： $\beta_{H,r} = \sqrt{\beta_{F_{R,r}}^2 + \beta_{F_{C,r}}^2}$ (AA.20)

認識論的不確実さに対する対数標準偏差： $\beta_{H,u} = \sqrt{\beta_{F_{R,u}}^2 + \beta_{F_{C,u}}^2}$ (AA.21)

機器・配管系のフラジリティ曲線の算定例を**【附属書 AB（参考）】**に示す。

AA.4 損傷の相関の評価手法

AA.4.1 一般事項

ここでは，**7.7** に示す複数機器間の損傷の相関を評価するための手法の詳細を示す。損傷の相関の評価手法としては，次の二つの方法がある。

①損傷の相関係数を用いる評価手法

②モンテカルロ法を用いた損傷相関の評価手法

ここで，損傷の相関係数を用いる評価手法の詳細に関しては，**AA.4.2** に示す。なお，これら以外の手法を損傷の相関の評価手法として選択してもよい。その場合には，用いた手法の妥当性を定量的に示す。

AA.4.2 損傷の相関係数を用いる評価手法

損傷の相関係数を用いた機器間の同時損傷のフラジリティ評価は次の手順で行うことができる。任意の断層変位量 d に対する機器 j 及び k の同時損傷確率 $P(d)$は次式で求める。

$$P(d) = (2\pi)^{-1}\left(|\mathbf{V}|\right)^{-\frac{1}{2}} \int_{-\infty}^{u_k(d)} \int_{-\infty}^{u_j(d)} \exp\left\{-\frac{1}{2}\mathbf{x}^T(d)\mathbf{V}^{-1}\mathbf{x}(d)\right\} dx_j dx_k \tag{AA.22}$$

公表審査用

ここで，また，$\tilde{r}_j$，$\tilde{r}_k$ を機器 j，k の耐力の中央値，$\tilde{s}_j(d)$，$\tilde{s}_k(d)$ を断層変位量 d に対する機器 j，k の応答の中央値とすると，$\mathbf{x}(d)$，$u_k(d)$，$u_j(d)$ は次式で表すことができる。

$$\mathbf{x}(d)=\left[x_j(d)\ \ x_k(d)\right]^T \tag{AA.23}$$

$$x_j(d)=\frac{\ln\left(r_j/s_j(d)\right)-\ln\left(\tilde{r}_j/\tilde{s}_j(d)\right)}{\sqrt{\beta^2{}_{R_j}+\beta^2{}_{S_j}(d)}} \tag{AA.24}$$

$$x_k(d)=\frac{\ln\left(r_k/s_k(d)\right)-\ln\left(\tilde{r}_k/\tilde{s}_k(d)\right)}{\sqrt{\beta^2{}_{R_k}+\beta^2{}_{S_k}(d)}} \tag{AA.25}$$

$$u_j(d)=\frac{-\ln\left(\tilde{r}_k/\tilde{s}_k(d)\right)}{\sqrt{\beta^2{}_{R_j}+\beta^2{}_{S_j}(d)}} \tag{AA.26}$$

$$u_k(d)=\frac{-\ln\left(\tilde{r}_k/\tilde{s}_k(d)\right)}{\sqrt{\beta^2{}_{R_k}+\beta^2{}_{S_k}(d)}} \tag{AA.27}$$

また，$\mathbf{V}$（対称行列）は機器 j，k 間の損傷の相関係数 $\rho_{j,k}$ から求める相関マトリクスを表わす。$\rho_{j,k}$ は次式で求められ，第 1 項は応答の対数表示の相関を，第 2 項は耐力の対数表示の相関を示している。

$$\rho_{j,k}=\frac{\beta_{R_j}\cdot\beta_{R_k}}{\sqrt{\beta^2{}_{R_j}+\beta^2{}_{S_j}}\cdot\sqrt{\beta^2{}_{R_k}+\beta^2{}_{S_k}(d)}}\cdot\rho_{R_j,R_k}+\frac{\beta_{S_j}\cdot\beta_{S_k}}{\sqrt{\beta^2{}_{R_j}+\beta^2{}_{S_j}}\cdot\sqrt{\beta^2{}_{R_k}+\beta^2{}_{S_k}(d)}}\cdot\rho_{S_j,S_k}(d) \tag{AA.28}$$

ここで，ρ_{R_j,R_k} は機器 j, k 間の耐力の対数表示の相関係数，$\rho_{S_j,S_k}(d)$ は断層変位量 d に対する機器 j，k 間の応答の対数表示の相関係数を表す。

公衆審査用

附属書 AB
（参考）
耐力係数と応答係数とによる方法を用いたフラジリティ評価の考え方

序文

この附属書では，耐力係数と応答係数とによる方法を用いた機器フラジリティ曲線の算定として，仮想プラントにおける建屋間渡り配管，大型平底タンク及び横型ポンプ（機能維持）に関する評価内容を示す。

AB.1　建屋間渡り配管のフラジリティ評価

評価対象である，CCW 配管，主蒸気・主給水管，海水配管の各建屋間渡り配管について，評価対象とする仮想プラントにおいて**図 AB.1** に示すようにそれぞれ配置されていると想定した。これらに対して変位量を入力とした応答解析を実施し，配管に生じる許容ひずみ量（約 8%）となる変位量を検討した。得られた結果を**表 AB.1** に示す。

なお，配管解析の詳細については，この標準の主題から逸脱するため記載を省略する。

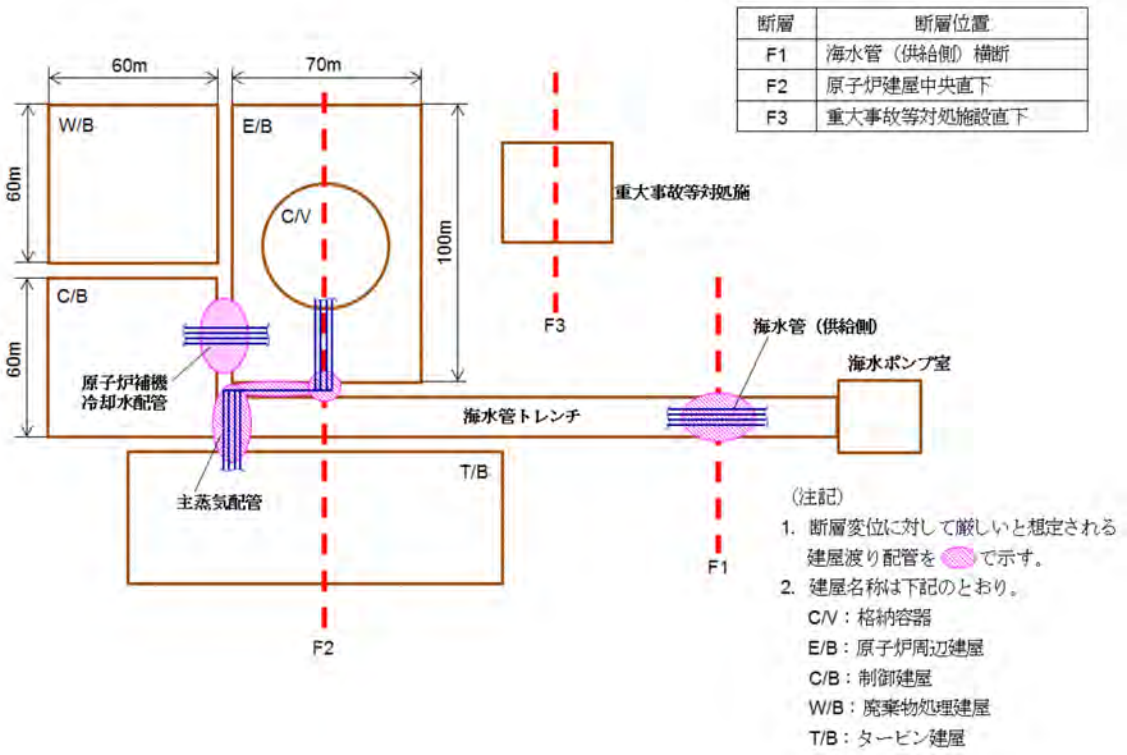


図 AB.1－想定する断層位置及び対象配管

表 AB.1－渡り配管の応答解析結果

主蒸気（MS）配管の解析結果

地震相対変位量[m]				ひずみ量最大値[%]
X	Y	Z	変位量（二乗和平方根）	
0.0192	0.0083	0.001	0.021	0.02
1.92	0.83	0.1	2.09	3.60
3.84	1.66	0.2	4.19	7.29

原子炉補機冷却水（CCW）配管の解析結果

地震相対変位量[m]				ひずみ量最大値[%]
X	Y	Z	変位量（二乗和平方根）	
0.0068	0.006	0.0011	0.0091	0.10
0.068	0.06	0.011	0.091	3.69
0.1156	0.102	0.0187	0.155	7.91

海水配管の解析結果

地震相対変位量[m]				ひずみ量最大値[%]
X	Y	Z	変位量（二乗和平方根）	
0.0009	-0.001	0.0005	0.0014	0.01
0.45	-0.5	0.25	0.718	4.07
0.72	-0.8	0.4	1.15	7.83

この検討では，解析の結果得られた変位量に相当する断層変位が，各想定断層位置で発生した場合に，配管に対応するひずみ量が発生するものと想定する。例えば，MS 配管の場合は，想定断層が 4.19m の変位を起こした場合にひずみ量が 7.29%に達するものと考える。この結果を入力として耐力係数と応答係数とによる方法でフラジリティ評価を実施した計算の例を次に示す。

次の例では，MS 配管を対象とし，基準値としては断層変位量 4.19m の値を用いた。また，変位による配管破損の指標となるひずみ量に着目してフラジリティを算出した。

a) 耐力係数 *Fs*

耐力係数 *Fs* は次のように算出する。

$$Fs = \sigma_c / \sigma \qquad \text{(AB.1)}$$

σ：基準変位でのひずみ量

σ_c：損傷限界ひずみ量

ここで，損傷限界ひずみ量として保守的に許容ひずみ量である 8%を適用した。また，

材料物性値の不確実さとして 0.06 を β_U に考慮した。

従って，*Fs* は次のようになる。

Fs = 8.00/7.29＝1.10

β_R = －

β_U = 0.06

b) 機器応答係数 F_{ER}

この係数では応答評価におけるモデル化に関する係数だけを考慮した。この評価では，多質点梁モデルによって評価されているため，地震フラジリティと同様に文献値に基づく次の不確実さを考慮する。

Fem = 1.00

β_R = －

β_U = 0.15

c) 建屋応答係数 F_{SR}

この評価では建屋応答係数の全体を集約したものとして，地震評価を参考にした工学的判断による次の値を用いて計算を行うこととした。

F_{SR} = 1.0

β_R = 0.10

β_U = 0.30

d) フラジリティ評価

以上の各係数から，フラジリティを次の式によって算出する。

$$Am = F_S \times F_{ER} \times F_{SR} \times H \qquad \text{(AB.2)}$$

H：断層変位量（m）

Am：フラジリティ変位中央値（m）

したがって，*Am* 及び *HCLPF* は次のようになる。

Am = 4.59（m）

β_R = 0.10

β_U = 0.35

$HCLPF$＝2.22（m）

公衆審査用

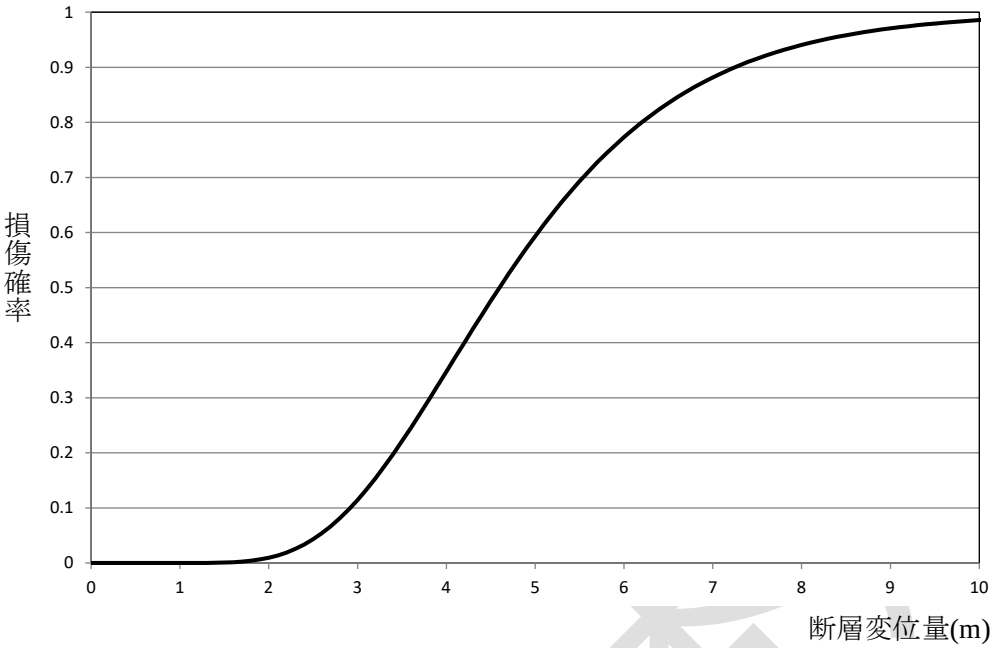


図 AB.2－断層変位フラジリティ曲線（建屋間渡り配管　MS 管）

表 AB.2－MS 配管のフラジリティ評価結果

	F_S	F_{ER}	F_{SR}	H	Am(m)	$HCLPF$(m)
	1.10	1.00	1.00	4.19	4.59	2.22
β_R	—	—	0.10		0.10	
β_U	0.06	0.15	0.30		0.35	

AB.2　大型平底タンクのフラジリティ評価

大型平底タンクに作用する応力種類のうち，胴板の座屈に着目してフラジリティを算出した。なお，耐力係数と応答係数とによる方法における評価の基準値としては断層変位量 13.6m（タンクの傾斜角度 10°に相当）の値を用いた。

a）耐力係数 *Fs*

耐力係数 Fs は次のように算出する。

$$Fs = \sigma_c / \sigma \qquad \text{(AB.3)}$$

σ：発生応力

σ_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，不確実さは考慮しない扱いとした。従って，*Fs* は次のようになる。

$Fs = 1/0.52 = 1.92$

β_R = ―

β_U = －

b）機器応答係数 F_{ER}

この係数では応答評価におけるモデル化に関する係数だけを考慮した。なお，タンクは 1 質点系モデルによって評価されているため，この係数は次の値とした。

Fem = 1.00

β_R = －

β_U = －

c）建屋応答係数 F_{SR}

この評価では建屋応答係数の全体を集約したものとして，工学的判断による次の値を用いて計算を行うこととした。

F_{SR} = 1.0

β_R = 0.10

β_U = 0.30

d）フラジリティ評価

以上の各係数から，フラジリティを次の式によって算出する。

$$Am = F_S \times F_{ER} \times F_{SR} \times H \qquad \text{(AB.4)}$$

H：断層変位量（m）

Am：フラジリティ変位中央値（m）

したがって，Am 及び $HCLPF$ は次のようになる。

Am = 26.1（m）

β_R = 0.10

β_U = 0.30

$HCLPF$＝13.5（m）

上記の数値から得られるフラジリティ曲線を**図 AB.3** に示す。また，各軸を対数とした場合の曲線を**図 AB.4** に示す。

公衆審査用

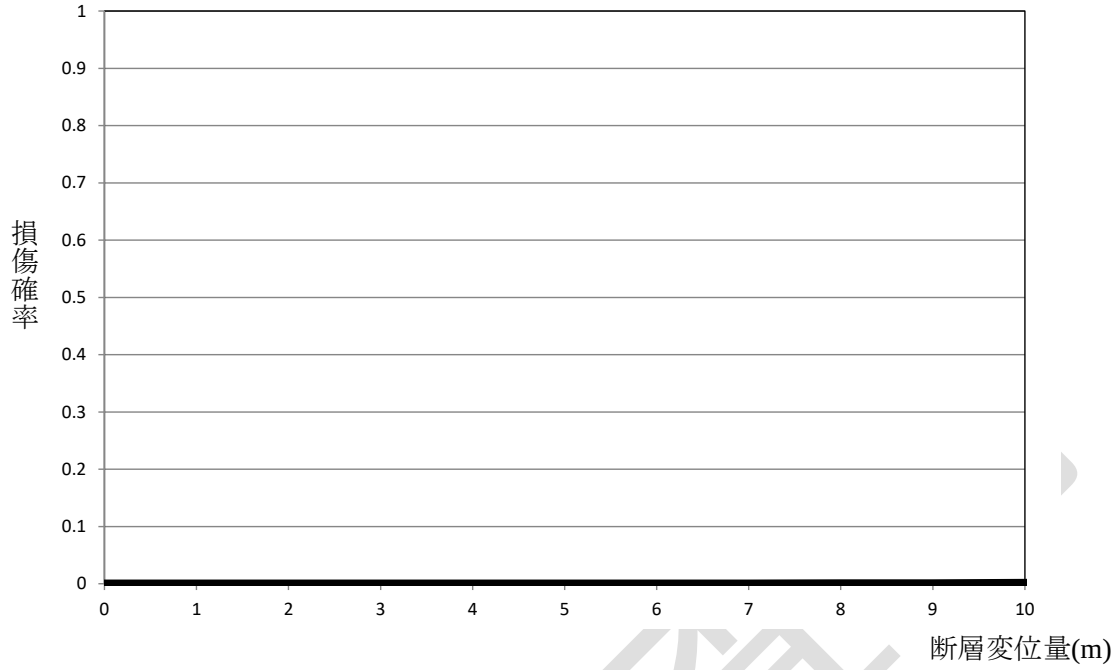


図 AB.3ー断層変位フラジリティ曲線（静的機器　復水タンク胴板　座屈）

図 AB.4ー断層変位フラジリティ曲線：対数表示（静的機器　復水タンク胴板　座屈）

AB.3　横型ポンプのフラジリティ評価

評価部位のうち，機能維持の観点からクリティカル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，耐力係数と応答係数とによる方法における評価の基準値としては断層変位量 5m の値を用いた。

a）耐力係数 *Fs*

耐力係数 *Fs* は次のように算出する。

$$Fs = \theta_c / \theta \qquad \text{(AB.5)}$$

θ_c: 機能維持限界傾斜角度

θ: 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角度である 5°を機能維持限界傾斜角度とする。ここで，この角度に相当する断層変位量を用いることで，断層変位量をパラメータとした評価となる。したがって，*Fs* は次のようになる。

$$Fs = X \cdot \sin\theta_c / h \qquad \text{(AB.6)}$$

機能維持限界傾斜角度 θ_c: 5°

- 機能維持限界傾斜角度は機器の寸法などによって決まる値であるので，不確実さは考慮しない。

建屋の 1 辺の長さ X：78.5m

建屋変位 h ＝5 m（評価基準値として設定）

- 建屋及び地盤が剛体であり，建屋直下に断層が存在するという仮定によって，建屋変位 h=断層変位 H である。

Fs = 6.84/5＝1.37

β_R = ―

β_U = ―

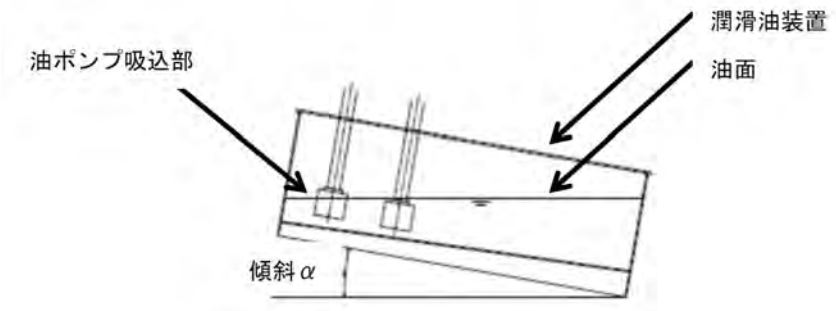


図 AB.5－潤滑油装置の評価

公衆審査用ドラフト

b）機器応答係数 F_{ER}

この評価では，断層編によって機器に作用する応力などではなく，変位量そのものに着目した評価であるので，この係数は考慮しない。

Fem = 1.00

β_R = －

β_U = －

c）建屋応答係数 F_{SR}

この評価では建屋応答係数の全体を集約したものとして，工学的判断による次の値を用いて計算を行うこととした。

F_{SR} = 1.0

β_R = 0.10

β_U = 0.30

d）フラジリティ評価

以上の各係数から，フラジリティを次の式によって算出する。

$$Am = F_S \times F_{ER} \times F_{SR} \times H \qquad \text{(AB.7)}$$

H：断層変位量（m）

Am：フラジリティ変位中央値（m）

したがって，Am 及び $HCLPF$ は次のようになる。

Am = 6.84（m）

β_R = 0.10

β_U = 0.30

$HCLPF$＝3.54（m）

上記の数値から得られるフラジリティ曲線を**図 AB.6** に示す。

公衆審査用

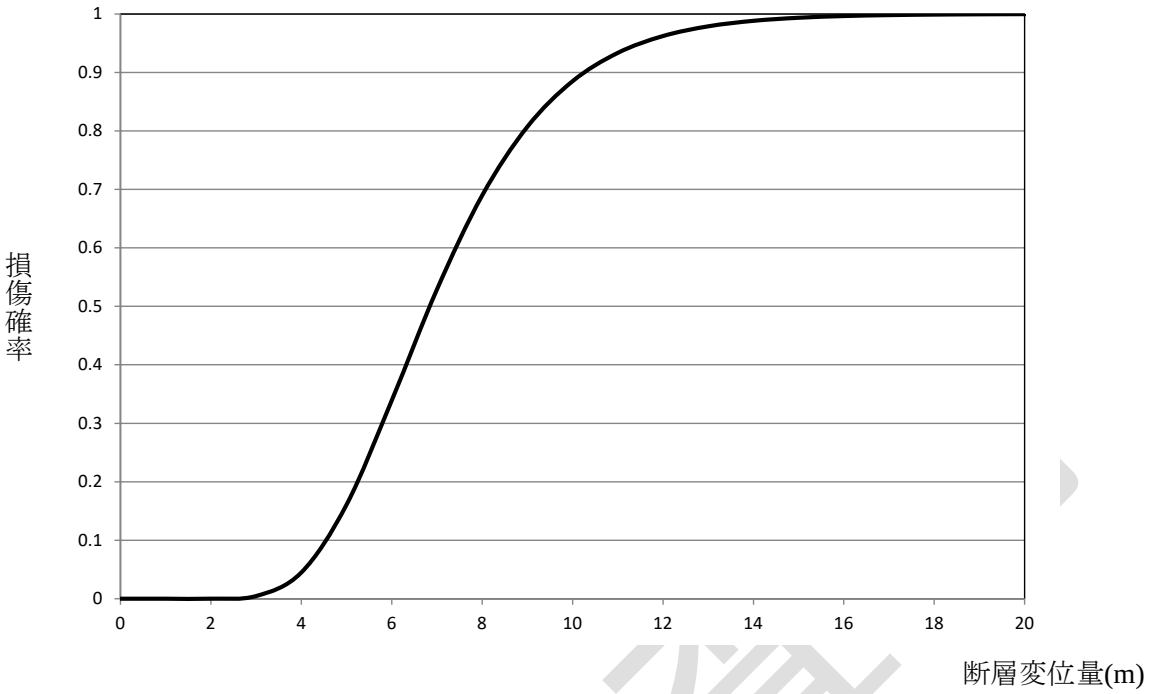


図 AB.6－断層変位フラジリティ曲線
（動的機器　ポンプ　機能維持）

公衆審査

附属書 AC
（参考）
事故シナリオの概括的な分析及び設定における広範な事故シナリオの考え方

序文

この附属書は，断層変位に対する事故シナリオの概括的な分析及び設定における広範な事故シナリオの考え方を示す。

AC.1　地盤・建屋損傷の観点からの事故シナリオ

AC.1.1　断層変位に伴う建屋・構築物の損傷モード

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又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　又は　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

断層の種類とこれらの損傷モードとの関係を**表 AC.1** に示す。

公衆審査用

表 AC.1－断層の種類と損傷モードとの関係

断層形式	建屋への作用	耐震壁の 損傷モード	床・基礎版の 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 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 面外せん断破壊
	断層走向直交方向 の圧縮 （**図 AC.1** 参照）	面外曲げ破壊 面外せん断破壊 （地下部）	－※
横ずれ断層	横ずれ変位	面外曲げ破壊 面外せん断破壊 （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

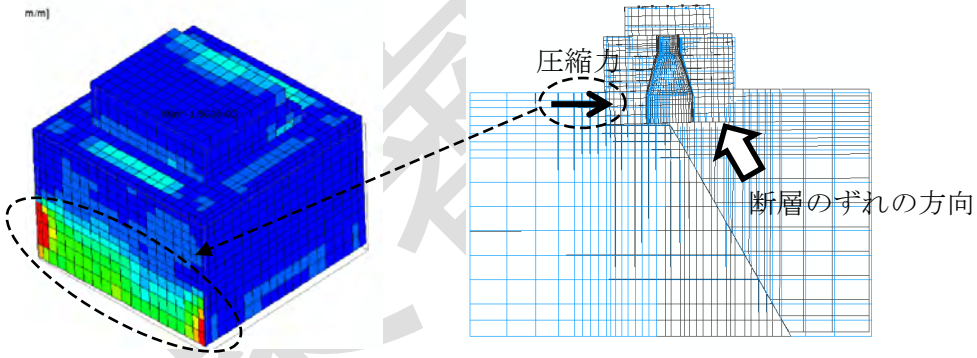


図 AC.1－逆断層による断層走向直交方向の圧縮力が建屋に作用するイメージ

AC.1.2　損傷モードに対応した損傷シナリオの例　ここでは，**AC.1.1** に示した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する。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次の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 AC.2** に示す。

表 AC.2－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

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**） 建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***） 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 CF 大 CD 大 (格納容器倒壊) (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**） 建屋外壁全体：崩壊の可能性大（側方地盤の硬軟による***） 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 CF 中 CD 大 (炉心損傷直結)
	格納容器外	高角	格納容器：倒壊の可能性小 建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***） 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 CF 小 CD 中
		低角	格納容器：倒壊の可能性小 建屋外壁全体：崩壊の可能性大（側方地盤の硬軟による***） 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 CF 小 CD 大 (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**） 建屋外壁全体：崩壊の可能性小 地下外壁局所：破壊の可能性小	シナリオH CF 大 CD 大 (格納容器倒壊) (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**） 建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***） 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 CF 中 CD 中
	格納容器外	高角	格納容器：倒壊の可能性小 建屋外壁全体：崩壊の可能性小 地下外壁局所：破壊の可能性小	シナリオL CF 小 CD 小
		低角	格納容器：倒壊の可能性小 建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***） 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 CF 小 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 建屋外壁全体：崩壊の可能性中（側方地盤の硬軟による***） 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 CFF 小 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/mm² 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。

AC.2 断層との空間的位置関係を考慮した事故シナリオ

AC.2.1 主断層との空間的位置関係と建屋・構築物の機能喪失との関係 副断層変位が主断層から離れるのに伴い指数関数的に減少する傾向を活用して，主断層と原子炉建屋間との距離Ｌをパラメータとする副断層変位の傾向を反映する。

図 AC.2 には，原子炉建屋から主断層までの距離を 4 段階（範囲 A～範囲 D）に大別して示している。範囲 D の左側(上限)は主断層上に相当し，原子力施設を主断層上に設置しない範囲とした。同図には，原子力敷地広さ（敷地長辺長さの全国平均約 3 ㎞）との位置関

係を認識するために敷地距離を記載している。A～D の範囲に対する既往構造物又は機器配管の機能喪失の可能性の定性的な考え方を次に示す。

① 範囲 A：既往構造物の機能喪失の可能性が極めて小さい(主断層からの距離大)
② 範囲 B：既往構造物の機能喪失の可能性が小さい(主断層からの距離中)
③ 範囲 C：既往構造物の機能喪失の可能性が中程度小さい(主断層からの距離小)
④ 範囲 D：既往構造物の機能喪失の可能性が高い(主断層からの距離至近)

主断層から原子炉施設までの距離を 4 段階に大別して事故シナリオを検討した。

・範囲 C,D ： 強震動及び断層変位の影響を受ける範囲
・範囲 A,B ： 主断層からある程度離れた原子力施設立地範囲を想定

①範囲 A：主断層との距離が大。断層変位・断層出現率小。断層変位による既存構造物の機能喪失の可能性小。

②範囲 B：距離がやや大きい。A,B は，地震動と断層変位との到達時間差大。地震動の影響後に断層変位の影響を受ける。

③範囲 C：距離の範囲中。地震動と断層変位との時間差がやや大きい。地震動の影響後に，断層変位の影響を受ける（重畳範囲）。地震動の影響大。

④範囲 D：主断層上に位置する範囲。地震動と断層変位とが同時に到達。

注）D から左側：断層，破砕帯・弱層，地形 ・地質などについて十分な調査を行う。地盤の健全性が確認されない範囲は重要施設を設置しない。

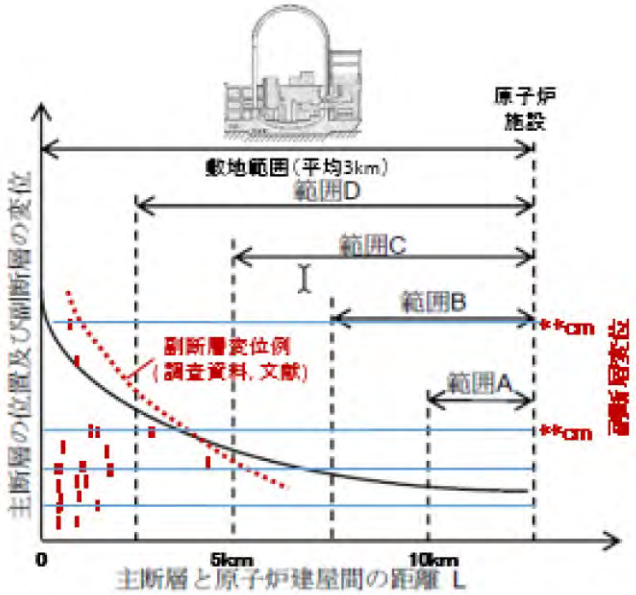


図 AC.2－主断層と原子炉建屋間との距離及び副断層変位の関係（模式図）

AC.2.2　断層変位と地震動との重畳に係る考え方　断層変位と地震動との重畳に係る取り組みの考え方を整理する（**図 AC.3** 参照）。整理に当たって重要な観点として，断層の破壊伝播速度（Ｖｒ）及び地震動のせん断速度（Ｖｓ）と主断層から原子力施設（例えば，**図 AC.2** の原子炉建屋）までの距離との関係を明確にする。

これらの定性的な関係を，上記範囲 A～範囲 D に適用して示すと次のようになる。ここではＶｒ＜Ｖｓの関係を前提とする。

① 範囲 D：距離が極めて小さい（極近傍）ため，地震動と断層変位との到達時間差がほとんどなく，地震動及び断層変位の影響をほぼ同時に受ける。断層変位が小さいので，地震動の影響が大きい。

② 範囲 C：距離が小さい（近傍）ため，地震動と断層変位との到達時間差が小さく，地震動の影響の後に断層変位の影響を受けるが，断層変位が大きくないので，地震動の影響が大きい。

③ 範囲 B：距離がやや大きい（やや離れている）ので，地震動と断層変位との到達時間差がやや大きく，地震動の影響を受けた後，断層変位の影響を受ける可能性がある。地震動の影響と断層変位の影響とが重畳されるものの，地震動の影響の方が大きい。

④ 範囲 A：距離が大きい（離れている）ので，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，断層変位の影響も受け，断層変位が大きいので，地震動の影響と断層変位の影響とが重畳される。

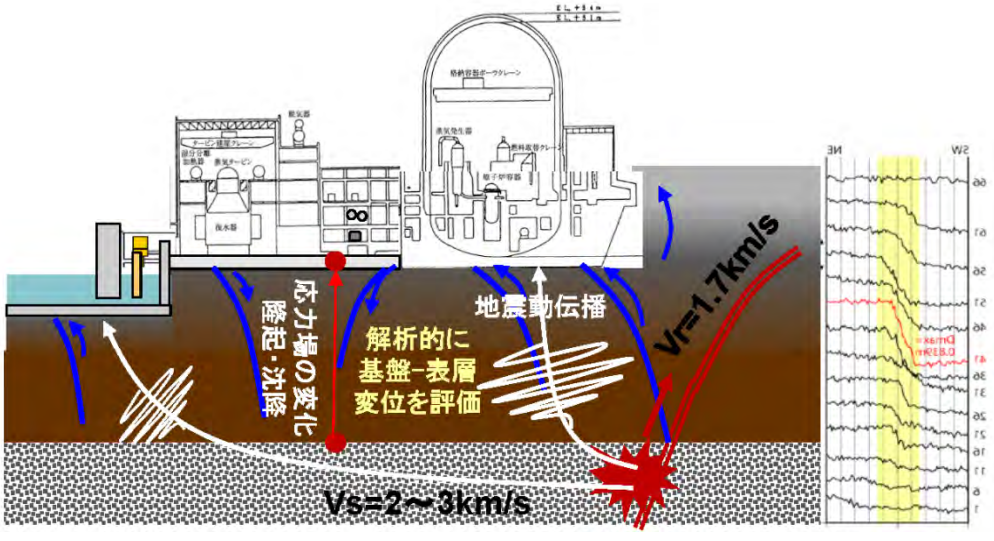


図 AC.3－断層変位と地震動との重畳の考え方（模式図）

原子力規制委員会

附属書 AD
（参考）
断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認のための考え方

序文

この附属書では，断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認のための考え方を示す。

AD.1　断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認の背景

地震フラジリティ評価手法の検証は，振動台試験データ，震害事例などを用いて実施されている。断層変位の場合，これらがほとんどなく，数少ない震害事例に頼らざるを得ない状況である。現行の断層変位フラジリティ評価手法は，基本的には，断層変位に対する被害事例の妥当性の確認に関する著しい研究開発の進展を踏まえた最新知見を反映したものである。ただし，現行の断層変位に対するフラジリティ評価手法が，地震動に対するフラジリティ評価手法と比べて実績としては必ずしも十分ではないことを踏まえて，フラジリティ評価においては専門家判断の活用を考慮した標準としている。なお，上記のような現状ではあるものの，断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認事例が十分に蓄積されて、それが工学的に実装されていくことが将来的には望ましい。

以上に示す背景から，文献(1)～(5)においては，断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認及び認識論的不確実さ評価の手順が提案されるとともに，同手順を台湾/集集地震(1999 年)/石岡ダムモデルに適用し，妥当性確認が進められている。以降においては，文献(1)～(5)に示された断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認のための考え方及び留意事項を示す。

AD.2　断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認及び認識論的不確実さ評価の手順

同手順は，次の 5 ステップからなる。

STEP1: 断層変位被害関連情報の収集・分析
STEP2: 耐力評価パラメータの設定
STEP3: 応答評価パラメータの設定
STEP4: ダムモデルによるフラジリティ SSHAC の実施及び原子力モデルへの拡張
STEP5: 原子力モデルによる断層変位フラジリティ SSHAC の実施

これらのうち，断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認手順に関わる STEP1 から STEP3 について記述する。STEP4 及び STEP5 については，**附属書 AE（参考）**に記述されているので参照する。

AD.3　STEP1 から STEP3 の内容

a) STEP1: 断層変位被害関連情報の収集・分析　断層変位被害関連情報の収集・分析は，次の項目からなる。

1)STEP11：被害情報・データ収集　断層変位被害関連情報・データを収集する。

2) STEP12：被害状況・観測波形などの分析　STEP11 で収集した被害状況，観測波形などの分析を行う。

b) STEP2: 耐力評価パラメータの設定　耐力評価パラメータの設定は, 次の項目からなる。

1) STEP21：損傷部位・損傷モードの同定　STEP12 で収集した被害状況，観測波形などの分析に基づき損傷部位・損傷モードを同定する。

2) STEP22：損傷部位・損傷モードに基づく損傷シナリオの同定　STEP21 の損傷部位・損傷モードに基づき損傷シナリオを同定する。

3) STEP23：損傷モードごとの耐力パラメータ幅の設定　STEP22 の損傷シナリオに関わる損傷モードごとの耐力パラメータ幅を設定する。

c)STEP3: 応答評価パラメータの設定

1) STEP31：全体応答モデルの設定　全体応答モデルの設定は，次の項目からなる。

1.1) 損傷シナリオに基づく全体応答モデルの設定　STEP22 の損傷部位・損傷モードに基づく損傷シナリオのうちの全体損傷シナリオを検討した上で，それを簡易に表すことができる全体応答モデルを設定する。

1.2) 同モデルを用いた感度解析による全体損傷シナリオの再現性の確認　全体損傷シナリオに関わる不確実さ要因を対象として，全体応答モデルを用いた感度解析によってそのシナリオの再現性を確認する。

2) STEP32：局所応答モデルの設定　局所応答モデルの設定は，次の項目からなる。

2.1) 損傷シナリオ・全体応答モデルに基づく局所応答モデルの設定　STEP31 の全体応答モデルによる全体損傷シナリオの再現性確認を考慮し, 局所損傷シナリオを検討した上で, それを詳細に表すことができる局所応答モデルを設定する。

2.2) 同モデルを用いた感度解析による局所損傷シナリオの再現性の確認　局所損傷シナリオに関わる不確実さ要因を対象として，局所応答モデルを用いた感度解析によってそのシナリオの再現性を確認する。

3) STEP33：応答中央値像モデルの設定　応答中央値像モデルの設定は，次の項目からなる。

3.1) 応答中央値像モデルの検討・設定　STEP31 の全体応答モデル及び STEP32 の局所応答モデルそれぞれの再現性確認を検討し，全体損傷シナリオ及び局所損傷シナリオを調和的に表すことができる応答中央値像モデルを設定する。

3.2) 応答中央値像モデルの不確実さ要因及びパラメータの同定　STEP31 の全体応答モデル並びに STEP32 の局所応答モデルそれぞれの再現性確認を検討し，応答中央値像モデルに影響を及ぼす不確実さ要因を検討するとともに，それらに関わるパラメータを同定する。

4) STEP34：中央値像モデルの重要応答パラメータの同定　STEP33 の応答中央値像モデルに影響を及ぼすパラメータのうちの重要応答パラメータを同定する。

AD.4　断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認手順の石岡ダムモデルへの適用例

AD.4.1　STEP1: 断層変位被害関連情報の収集・分析

a) 石岡ダムの構造及び被害概要　石岡ダムの被害状況を**図 AD.1** に示す。石岡ダムの堤体の長さ及び高さは約 280m，約 20m で，無筋コンクリート造である。石岡ダム被害の概要としては, 図中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。右岸側ゲートの基礎が，断層の食違い変位で損壊した。ダム軸方向に約 6m 圧縮されるとともに，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との間での剥離が約 75m 程度生じたとみられる。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。ダム堤体コンクリートに縦横に亀裂/クラックが生じた。

図 AD.1－石岡ダムの被害状況（左岸，右岸は上流から見て）(6)に加筆

［出典：財団法人地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］

b) 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，堤体のひび割れスケッチなどが整備されている。被害データとして，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が整備されている。観測記録波形も整備されている。

AD.4.2　STEP2: 耐力評価パラメータの設定

a) 損傷部位・損傷モードの同定　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。損傷モードとしては次の要因を同定した。①堤体軸方向への圧縮作用による堤体のひび割れ　②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との間での剥離　③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　④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

b) 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としては，まず，堤体軸方向への圧縮が約 6m 作用し，ひび割れなどが生じた。次いで，圧縮下での鉛直方向への作用によって堤体基礎と基礎地盤との間での剥離が約 75m 程度生じ，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って堤体の基礎・躯体が損壊した。

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 は観測値である。実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 に至るまでの途中の値と考えられるので，堤体の圧縮コンクリート構成則の応答特性及び損傷特性，並びに引張コンクリート構成則の応答特性及び損傷特性強度を活用して，現実的値を同定し損壊指標を設定する。

c) 損傷モードごとの耐力パラメータ幅の設定　損傷モードごとの耐力パラメータとしては，同定損傷部位ごとに分けて，それぞれの耐力強度が材料強度と仮定し，材料強度として表す。耐力パラメータ幅は，感度解析から設定する。上下限値としては，堤体の圧縮強度が「1999 年集集地震による石岡ダムの被害要因に関する考察」に記載のコンクリート強度と仮定し，梁モデルを用いた検討から逆算した f_c=20N/mm^2～50N/mm^2 と想定した。引張強度はコンクリート標準示方書を参照し，f_t=0.23×f_c $^{2/3}$ と想定した。

AD.4.3　STEP3: 応答評価パラメータの設定

a) STEP31：損傷シナリオに基づく応答パラメータ幅の設定

1) 損傷シナリオに基づく応答モデルの設定　損傷シナリオに基づく応答モデルとしては，損傷シナリ全体を表すことができる簡易な応答モデルとして**図 AD.2** に示す簡易弾性梁要素モデルを設定し，STEP2 b)の損傷シナリに関わる次の項目を表すことができる機能を付加した。①堤体軸方向への圧縮作用によるひび割れ　②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との間で剥離　③ 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。解析手法は線形解析とした。

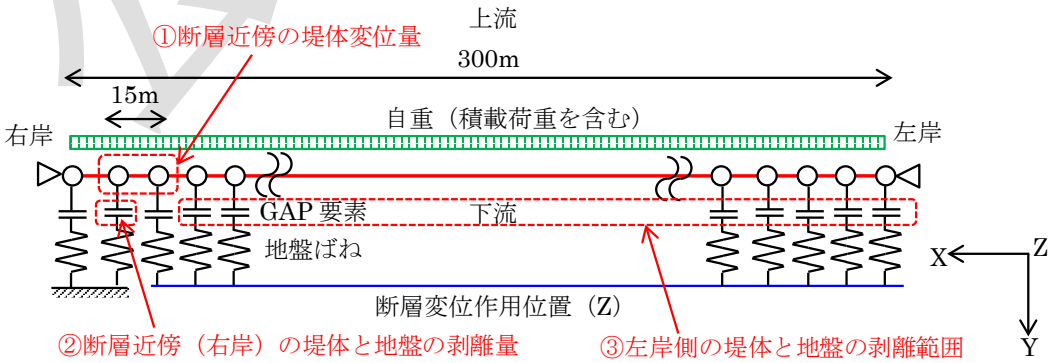


図 AD.2ー簡易弾性梁要素モデル

2) 損傷シナリオに基づく応答パラメータ幅の設定　簡易弾性梁要素モデルを用いて損傷シナリオに関わる応答挙動を表すことができることを確認した。損傷シナリオに関わる応答パラメータとしては，軸圧縮，剥離，孕み出しに関わるものを設定した。応答パラメータ幅は，感度解析から設定した。

2.1) 堤体基礎と基礎地盤との間での剥離　堤体基礎と基礎地盤との間での剥離の再現としては，断層変位が鉛直（Z）方向だけとし，梁要素の曲げ剛性（EI）及び地盤剛性（G）のパラメータ範囲を広範囲とした上で，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。剥離量及び剥離範囲の影響検討のための指標は，無次元化しない長さの単位を持つ次の指標（指標 A），及び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。

①評価価指標 $A=[(EI)_{堤体}／G_{地盤}]^{1/4}$　②ひずみ指標＝D／A

2.2) 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（X）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，孕むか否かの影響の検討を行った。検討に当たっては，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 及び 200m の 2 種類を想定した。軸圧縮（X）方向への強制変位は 6m を想定した。自重は 10MN/m とした。

b) STEP32：応答中央値像モデルの設定

1) 応答中央値像モデル設定の判断指標の設定　応答中央値像モデル設定の判断指標としては，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 における要因を再現指標の要因とした上で，各値を上限値として満たすことをもって中央値像モデルの設定とした。

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

2.1) 堤体基礎と基礎地盤との間での剥離の検討結果　堤体基礎と基礎地盤との間での剥離の再現では，**図 AD.2** 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）の堤体と地盤との間の剥離量　③左岸側の堤体と地盤との間の剥離範囲

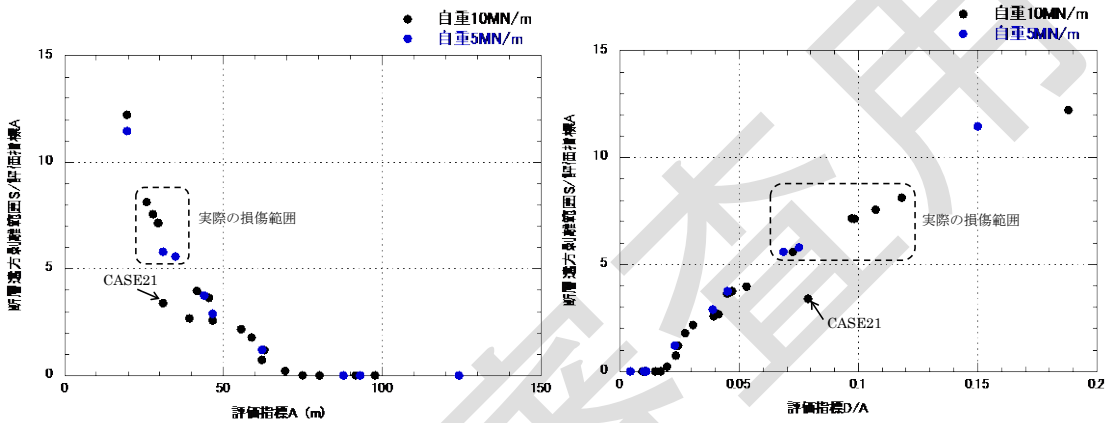
2.1.1) 断層近傍の堤体変位量　断層近傍の変位量は，地盤のせん断波速度が大きくなる程，ダム堤体の剛性が小さくなる程，大きくなる傾向がある。自重による影響も無視できないものの，地盤のせん断波速度及びダム堤体の剛性と比べると小さい。

2.1.2) 堤体及び直下地盤の鉛直方向の剥離挙動　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 AD. 3(a)**に, 評価指標 D/A と S/ A との関係を**図 AD. 3(b)**に示す。地盤のせん断波速度が大きくなると断層近傍の変位量及び剥離範囲とも大きくなり，ダム堤体の剛性が小さくなると断層近傍の変位量及び剥離範囲とも大きくなる傾向がある。石岡ダム堤体に生じた実際の剥離状況からは，評価指標 A としては 30(m)程度，ひずみ指標としては 10%程度であると想定される。

また, 局所的な塑性化による平均的な地盤のせん断波速度として 300m/s～500m/s が実際

の剥離状況に対応していることが分かった。従って，地盤の初期せん断波速度 Vs の下限は Vs＝300m/s 程度であり，常時微動測定結果に基づくダム軸方向及びダム堤体のピーク周期の変化に加えて，国内ダムの基礎地盤のせん断波速度 Vs＝1,000m/s～2,500m/s の解析事例を踏まえると，上限は Vs＝1,000m/s 程度ではないかと推測される。

さらに，塑性化及び目地などによる剛性低下を考慮した平均的なダム堤体のヤング係数として 5～20GPa 程度が実際の剥離状況に対応していることも分かった。目地などの影響は無視し，圧縮強度時ひずみ（0.25%と仮定）における割線剛性が前述の平均的なヤング係数に対応しているとすると，コンクリートの圧縮強度は 20N/mm^2～50N/mm^2 以上と推測される。



(a)　評価指標 A との関係　　**(b)　ひずみ指標（D/A）との関係**

図 AD. 3－評価指標 A 及びひずみ指標と断層遠方剥離範囲との関係

2.2) 上流側への孕み出しの検討結果　剥離範囲を 200m とした場合の上流側へ孕み出しの解析例を**図 AD.4** に示す。孕み出しが約 2.68ｍとなった。したがって，ダム上流側に孕みだす現象が観察されているが，これはダム堤体と地盤との間の剥離している状況下で，ダム堤体の偏心による影響が加わったことで，上流側への座屈現象が発生した可能性が高い。

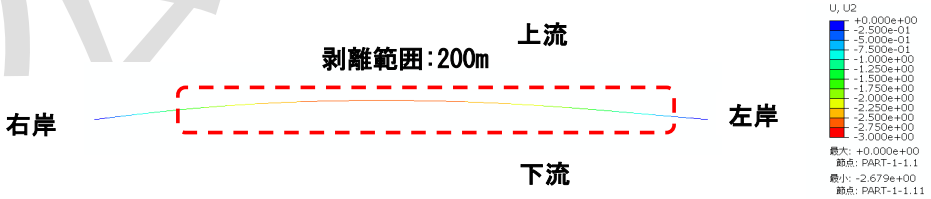


図 AD.4－強制変位 6m における堤体に生じる軸直（Y）方向変位分布

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　応答中央値像モデル設定の判断指標と感度解析結果とを比較したところ，損傷シナリオにおける剥離及び孕み出しの挙動がともに合理的・調和的に表されているとともに，これらの挙動に関わる

観測値も合理的に説明することができることから，中央値像モデルの設定としては簡易弾性梁モデルによって表すことができると判断した。

c) STEP33：中央値像モデルの重要不確実さ要因の同定　中央値像モデルの重要不確実さ要因としては，STEP32 の結果から次の要因を同定した。①地盤剛性・強度，②地盤-構造物連成解析モデルに関わる地盤及び構造物の境界条件，③断層を考慮した地盤－建屋連成系モデルに関する不確実さ要因（建屋と周辺地盤との接触・剥離・滑り条件，埋戻し状況，上載圧，断層変位作用位置，モデル範囲，境界条件など）の分析・検討，④構造物剛性・強度，⑤解析手法

【参考文献】

(1) 蛯沢勝三，堤英明，美原義徳他, “断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方 (1)概要“，日本原子力学会 2018 春の大会，2018 年 3 月 26 日.

(2) 二階堂雄司，美原義徳，堤英明他, “断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方 (3)断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証の考え方“，日本原子力学会 2018 春の大会，2018 年 3 月 26 日.

(3) 二階堂雄司，美原義徳，堤英明他, “断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用 (3)断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証“，日本原子力学会 2018 秋の大会，2018 年 9 月 5 日.

(4) 堤英明，二階堂雄司，美原義徳他,“断層変位フラジリティ評価手順の妥当性確認 (1) 全体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秋の大会，2019年9月12日.

(5) 二階堂雄司，堤英明，美原義徳他,“断層変位フラジリティ評価手順の妥当性確認 (2) 局所モデルの台湾集集地震石岡ダム被害への評価例“，日本原子力学会2019秋の大会，2019年9月12日.

(6) 財団法人地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.

公衆審査用

附属書 AE
（参考）
断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法の活用のための考え方

序文

この附属書では，断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さ評価手法の活用のための考え方について記載する。

AE.1 断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さの取扱いの背景

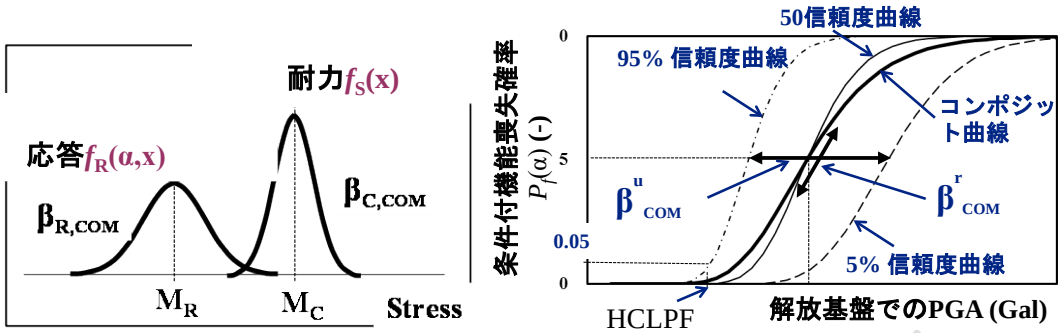
地震フラジリティ評価手法の検証は，振動台試験データ，震害事例などを用いて実施されている。断層変位の場合，これらがほとんどなく，数少ない震害事例に頼らざるを得ない状況である。現行の断層変位フラジリティ評価手法は，地震フラジリティ評価手法を活用しているが，妥当性の確認は十分なされていない。また，断層変位フラジリティ評価における不確実さ要因の偶然的不確実さ及び認識論的不確実さに関する検討も十分でなく，特に後者の合理的な検討が重要である。

このような背景から，断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認及び認識論的不確実さ評価の手順が提案されている[(1)~(3)]。また，同手順のうちの断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さの取扱いでは，専門家判断の活用を考慮した地震ハザード評価における認識論的不確実さ評価(SSHAC: Senior Seismic Hazard Analysis Committee [(4)])を活用した考え方が紹介されている[(5)~(8)]。以降においては，上記に示した最新知見を参照し，専門家判断の活用を考慮した断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さの取扱いのための考え方を参考例として示す。

AE.2　断層変位フラジリティ評価における不確実さ要因

a) 断層変位フラジリティ評価における不確実さ要因のパラメータ

フラジリティ評価では，**図 AE.1 (a)**に示すように対象構造物・機器の耐力($f_S(x)$)及び応答($f_R(\alpha,x)$)がとも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（$P_f(\alpha)$）として**図 AE.1 (b)**に示すフラジリティ曲線を求める。



(a)耐力($f_S(x)$)及び応答($f_R(\alpha,x)$)の確率分布　(b) フラジリティ曲線の概念図

図 AE.1－フラジリティ評価手法の概念

フラジリティ評価では，**表 AE.1** に示す次の 8 つのパラメータを設定する。①耐力の損傷部位　②耐力の損傷部モード　③耐力の中央値（M_C）　④耐力の偶然的不確実さを表す対数標準偏差（β_{cr}）　⑤耐力の認識論的不確実さを表す対数標準偏差（βcu）⑥応答の中央値（M_R）　⑦応答の偶然的不確実さを表す対数標準偏差（β_{Rr}）⑧応答の認識論的不確実さを表す対数標準偏差（β_{Ru}）

耐力評価では対象構造物・機器の損傷部位及び損傷モードを同定した上で，損傷モードを表す強度式から中央値（M_C）及び対数標準偏差（β^C_C）を求める。応答評価では損傷部位における応答の中央値（M_R）及び対数標準偏差（β^C_R）を求める。（β^C_C）及び（β^C_R）はコンポジット対数標準偏差と呼ばれ，それぞれはともに**表 AE.1** 中に示す耐力の偶然的不確実さを表す対数標準偏差（β_{cr}）及び認識論的不確実さを表す対数標準偏差（βcu），並びに応答の偶然的不確実さを表す対数標準偏差（β_{Rr}）及び認識論的不確実さを表す対数標準偏差（β_{Ru}）に分けられる。$P_f(\alpha)$はこれらの不確実さ要因を用いて**図 AE.1 (b)**の信頼度曲線として求められる。

$$\beta^C_C = \sqrt{\beta^2_{Cr} + \beta^2_{Cu}} \quad , \quad \beta^C_R = \sqrt{\beta^2_{Rr} + \beta^2_{Ru}} \qquad \text{(AE.1)}$$

表 AE.1－フラジリティ評価に必要なパラメータ

	耐　力	応　答
損傷部位	○	－
損傷モード・物理量	○	－
中央値	M_C	M_R
偶然的不確実さを表す対数標準偏差	β_{Cr}	β_{Rr}
認識論的不確実さを表す対数標準偏差	β_{Cu}	β_{Ru}
コンポジット対数標準偏差	β^C_C	β^C_R

原子力規制委員会

b) 断層変位フラジリティ評価手法の妥当性確認及び認識論的不確実さ評価の手順における断層変位フラジリティ評価認識論的不確実さの取扱いの位置づけ　同手順は，次の 5 ステップからなる。

STEP1: 断層変位被害関連情報の収集・分析

STEP2: 耐力評価パラメータの設定

STEP3: 応答評価パラメータの設定

STEP4: ダムモデルによるフラジリティ SSHAC の実施及び原子力モデルへの拡張

STEP5: STEP44 に基づく原子力モデルによる断層変位フラジリティ SSHAC の実施

これらのうち，断層変位フラジリティ評価認識論的不確実さの取扱いに関わる STEP4～STEP5 について記述する。STEP1 から STEP3 については，**（附属書 AD（参考））**に記述されているので参照する。

AE.3　断層変位フラジリティ評価における認識論的不確実さの取扱い

AE.3.1　STEP4 ダムモデルによるフラジリティ SSHAC の実施及び原子力モデルへの拡張

ダムモデルによるフラジリティ SSHAC の実施及び原子力モデルへの拡張は，更に STEP41～STEP44 からなる。

a)　STEP41 : 耐力/応答パラメータそれぞれの偶然的不確かさ要因(βr)及び認識論的不確実さ要因(βu)の分離

1) STEP23 の耐力パラメータの β_{Cr} 及び β_{Cu} の分離　耐力パラメータの β_{Cr} 及び β_{Cu} の分離は，**（附属書 AD（参考））**の妥当性確認例の内容を活用して専門家の合議によって設定する。

2) STEP34 の重要応答パラメータの β_{Rr} 及び β_{Ru} の分離　重要応答パラメータの β_{Rr} 及び β_{Ru} の分離は，次の観点を活用し専門家の合議によって行う。

・物理的要因として明確に分け得るものは，いずれかに分ける

・両要因をもつ場合，β^{C}_{R} へ影響の大きい要因とする

b)　STEP42 : 耐力/応答パラメータそれぞれの上下限値の設定

1) STEP41 の偶然的不確実さ要因の β_{cr} 及び β_{Rr} の上下限値の設定　β_{cr} 及び β_{Rr} の上下限値は，**附属書 AD（参考）**の妥当性確認例の内容を活用して専門家の合議によって設定する。

2) STEP41 の認識論的不確実さ要因の βcu 及び β_{Ru} の上下限値の設定　βcu 及び β_{Ru} の上下限値は専門家合議によって設定する。

3) 上下限値から 2 点推定法で標準偏差評価　上下限値から 2 点推定法による標準偏差評価では確率分布が対数正規分布に従うと仮定し，**図 AE.2** に示すように上下限値から中央値及び対数標準偏差を求める。

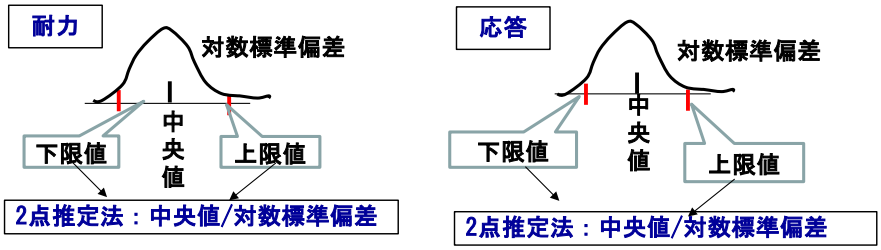


図 AE.2－上下限値から 2 点推定法での標準偏差の評価の概念

c) STEP43：ダムモデルによるフラジリティ SSHAC 実施

1) STEP42 2)の $\beta^{C}u$ 及び $\beta^{R}u$ 上下限値に基づきロジックツリーの作成 β_{cr} 及び β_{Rr} の上下限値の上下限値に基づきロジックツリーを作成する。ロジックツリー作成に当たっては，まず，**図 AE.3** 中の左ブロックに示すように不確実さ要因を耐力及び応答に関するものに大別する。次いで，前者は地盤強度及び堤体強度の要因に分けた上で，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，ばらつきの各要因に分ける。後者は，入力断層変位関連（F1），地盤関連(F2)，堤体関連(F3)に分ける。これらの耐力及び応答に関わる不確実さ要因を考慮して，**図 AE.4** に示すようにダムモデルのロジックツリーを作成する。

2) ロジックツリーへの重み付けの設定 ロジックツリーへの重み付けの設定は，専門家合議によって行う。

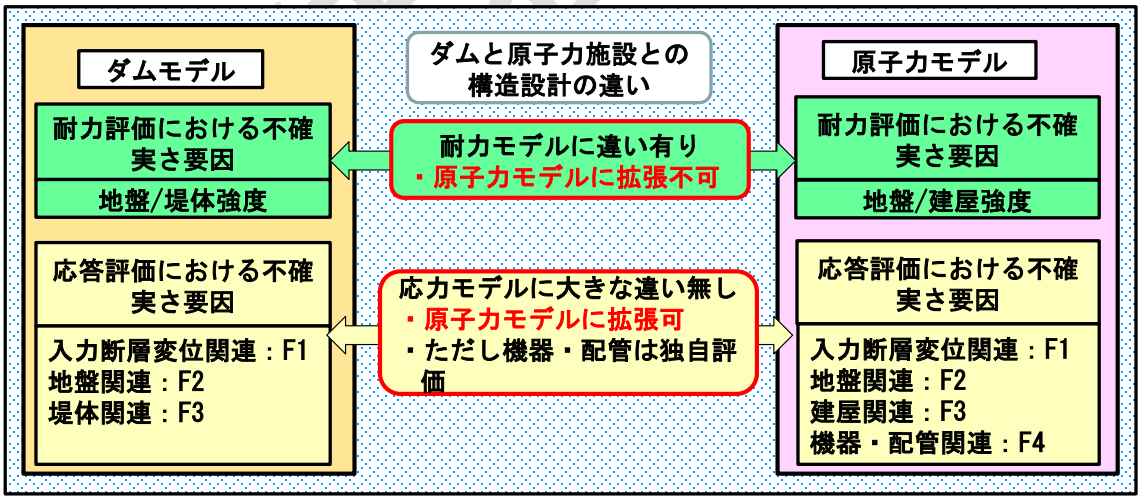


図 AE.3－断層変位フラジリティ認識論的不確実さの評価手法の考え方

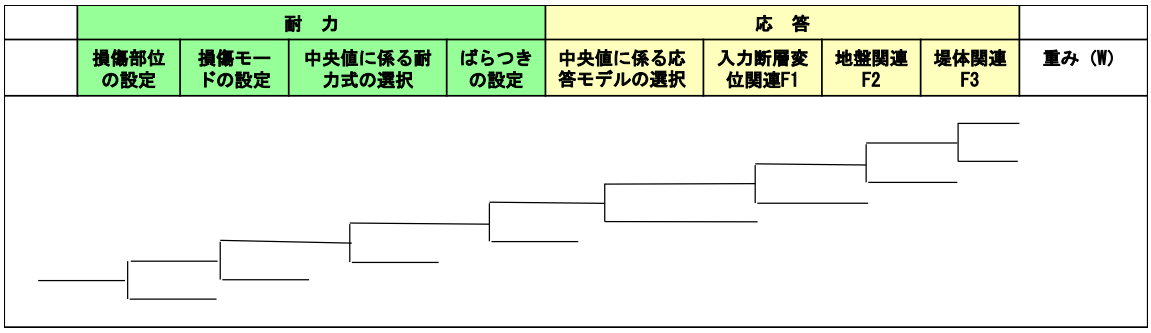


図 AE.4－ダムモデルのロジックツリーの概念図

d)　STEP44：ダムモデルの原子力モデルへの拡張手順作成

1) ダムモデルの原子力モデルへの拡張手順　原子力モデルへの拡張手順は，**図 AE.3** 中の中ブロックに示すようにダムモデルと原子力モデルとの構造設計の違いの観点から，両者の耐力及び応答における不確実さ要因を挙げ，それぞれの類似点及び違いを同定し，ダムモデルの原子力施設への拡張の有無の判断を行う。

1.1) 耐力に関わる不確実さ要因の取扱い　拡張手順では，耐力の認識論的不確実さ要因として，**図 AE.3.2** の右ブロックに示す地盤及び建屋構造強度が挙げられる。耐震設計基準にダムモデルとの違いがあり，ダム耐力データの原子力への拡張はできない。そこで，原子力モデルの耐力では，原子力の構造設定基準に基づき地盤強度及び構造強度の要因に分けた上で，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，ばらつきの各要因に分けて設定する。

1.2) 応答に関わる不確実さ要因の取扱い　応答の認識論的不確実さ要因としては，**図 AE.3** 中の右ブロックに示す入力断層変位関連(F1)，地盤関連(F2),堤体及び建屋の構造関連(F3)，機器・配管関連（F4）が挙げられる。F1 及び F4 以外はダムモデルと原子力モデルとの違いが少なく，ダム応答データの原子力への拡張は可能と考える。

F1 はフラジリティ評価上，強制変位として与えるので，ダムモデルと原子力モデルとの違いを考慮する必要がなく，原子力独自での取扱いとする。F4 は原子力独自で評価する必要がある。評価に当たっては，次のような傾向を考慮して，簡易な取扱いをしてもよい。F1,F2,F3,F4 に関わる対数標準偏差(β_{R1}), (β_{R2}), (β_{R3}), (β_{R4})は，(AE.2)式のようにコンポジッツ対数標準偏差($\beta^{C}{}_{R}$)と表してもよい。各対数標準偏差の大きさは，一般的に(AE.3)式のような傾向を示す。従って，$\beta^{C}{}_{R}$ への 2 乗和平方根での影響を検討した上で，影響が相対的に小さい(β_{R4})を簡易な取扱いとしてもよい。場合によっては，スクリーニングすることを検討してもよい。

$$\beta^{C}{}_{R} = \sqrt{\beta_{R1}^2 + \beta_{R2}^2 + \beta_{R3}^2 + \beta_{R4}^2} \qquad \text{(AE.2)}$$

$$\beta_{R1} \geqq \beta_{R2} > \beta_{R3} > \beta_{R4} \qquad \text{(AE.3)}$$

これらの耐力及び応答に関わる不確実さ要因を考慮して，**図 AE.5** に示すように原子力モデルのロジックツリーを作成する。各要因の分岐には，重み付を行う。

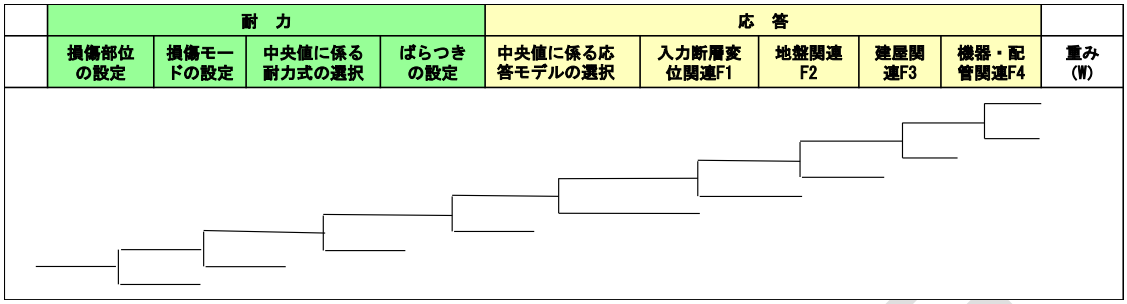


図 AE.5－原子力モデルのロジックツリーの概念図

AE.3.2 STEP5: STEP44 に基づき原子力モデルによるフラジリティ SSHAC の実施

a)　STEP51 : 耐力・応答評価での $\beta^{C}u$ 及び $\beta^{R}u$ 要因設定　耐力・応答評価での $\beta^{C}u$ 及び $\beta^{R}u$ 要因設定は，STEP44 を参照して行う。

b)　STEP52 : STEP51 のロジックツリー作成，重み付け設定　STEP51 のロジックツリー作成，重み付け設定は，STEP44 を参照して行う。

AE.4　石岡ダムモデルへの適用

AE.4.1　STEP4 ダムモデルによるフラジリティ SSHAC の実施及び原子力施設への拡張

a)　STEP41 : 耐力/応答パラメータそれぞれの偶然的不確かさ要因(βr)及び認識論的不確実さ要因(βu)の分離

1) STEP2 の耐力パラメータの β_{Cr} 及び β_{Cu} の分離　β_{Cr} の要因としては，**附属書 AD（参考）**における STEP2 耐力評価パラメータ設定における損傷部位ごとの圧縮構成則及び引張構成則におけるコンクリート強度 f_c 及びそのばらつきとする。これらの要因の β_{Cr} 及び β_{Cu} の分離は，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。

2) STEP33 による重要応答パラメータの β_{Rr} 及び β_{Ru} の分離　重要応答パラメータとしては，**附属書 AD（参考）**における STEP33 から次のものが同定された。①地盤剛性・強度　②地盤-構造物連成解析モデルに関わる地盤及び構造物の境界条件　③構造材料剛性・強度　④解析手法

これらの要因の β_{Rr} 及び β_{Ru} の分離は，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。β_{Ru} の取扱いについても，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。この取扱いに当たっては，次の留意事項を考慮する。

・物理的要因として明確に分け得るものは，いずれかに分ける

・両要因をもつ場合，コンポジット対数標準偏差 β^{C}_{R} への影響の大きい要因とする

b)　STEP42 : 耐力/応答パラメータそれぞれの上下限値の設定

1) STEP41 の β_{cr} 及び β_{Rr} の上下限値の設定　β_{cr} 及び β_{Rr} の上下限値は，**附属書 AD（参考）**における STEP2: 耐力評価パラメータの設定及び STEP3: 応答評価パラメータの設定

のデータを用いて，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。

2) STEP41 の β_{cu} 及び β_{Ru} の上下限値の設定　β_{cu} 及び β_{Ru} の上下限値の設定は，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。

3) 上下限値に基づく 2 点推定法による標準偏差の評価　上下限値から 2 点推定法での標準偏差評価では，確率分布が対数正規分布に従うと仮定し上下限値から中央値及び対数標準偏差を求める。

c)　STEP43 断層変位フラジリティ認識論的不確実さの評価

1) ダムモデル手順に基づく評価の概要　ダムモデル手順に基づく評価では，STEP42 2) の耐力及び応答それぞれの認識論的不確実さ要因 β_{Cu} 及び β_{Ru} の上下限値を活用して，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によってロジックツリーを作成する。

2) 原子力モデルへの拡張手順に基づく評価　原子力モデルへの拡張手順に基づく評価は，耐力における認識論的不確実さ要因として，ダムと原子力との耐震設計基準に違いがあり，ダムモデル耐力成果の原子力への拡張はできない。そこで，耐力における認識論的不確実さ要因は，原子力耐震設計指針に基づき設定する。例えば，強度式としては，荒川式などが用いられている。

一方，原子力モデルの応答における認識論的不確実さ要因としては，入力断層変位関連 F1，地盤関連 F2,建屋関連 F3，機器・配管関連 F4 が挙げられる。F2 及び F3 についてはダムモデルの地盤及び堤体関連と原子力モデルのものとでは違いが少なく，ダムモデル成果の原子力への拡張は可能と考える。F1 の設定は，原子力モデル独自で行う。F4 についても原子力モデル独自で行う。これらを原子力モデルのロジックツリーへ反映する。これらのロジックツリー作成に当たっては, SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって行う。

AE.4.2　STEP5: 原子力モデルによる断層変位フラジリティ SSHAC の実施

a) 耐力評価における認識論的不確実さ要因の設定　耐力評価における不確実さ要因の設定では，対象とする建屋，構造物，機器・配管を設定する。それぞれごとに損傷部位，損傷モード，中央値に関わる耐力式の選択，ばらつきの設定を行う。原子炉建屋耐力式の例としては，荒川式などが用いられている。

b) 応答評価における認識論的不確実さ要因の設定

1) 入力断層変位関連 F1 に関わる取扱い

1.1) 入力断層変位に関わる留意事項　留意事項としては，既往断層変位ハザードが**図 AE.6** に示すように地表面で定義されており，各種構造物・設備の断層変位フラジリティ評価上，深部解放基盤での定義が合理的であり，地表から解放基盤への変換に伴う不確実さを考慮する必要がある。

1.1.1) 断層変位ハザード定義位置の変換モデル　変換モデルでは地表及び解放基盤断層変位ハザードの超過頻度が同じと仮定し，地表面から解放基盤まで断層変位地盤伝達関数で変換した上で，同伝達関数に関わる不確かさ要因及び伝達係数を検討する。

1.1.2) 断層変位地盤伝達関数に関わる不確実さ要因の検討　断層変位地盤伝達関数の取扱いの適合性確認のために，断層変位地盤伝達関数検討モデルを作成し，モデル中の不確実さ要因の断層変位量への影響及び伝達係数について検討した。検討モデルとしては，**図 AE.7** に示すように横 200m ×深さ 100m の逆断層を対象とした。不確実さ要因は次の 3 項目とした。①上層及び下層のせん断速度 Vs（200m/s, 2000m/s），②側圧に関わる側圧係数 Kv（0.5, 1.0），③断層面摩擦係数 μ （0.1, 0.5, 1.0, 2.0）。上載圧は考慮しない。解析手法は非線形弾性 FEM 解析で平面ひずみを求めた。解析順序としては，①側圧載荷⇒②断層面応力解除⇒③底部強制変位の順とした。上記①～③を組合せ，影響の検討を行った。検討結果の例を**図 AE.8** に示す。上層/下層の硬さ Vs が断層変位量に影響が大きかったが，摩擦係数及び側圧係数の影響は小さかった。伝達係数数の中央値は 1.1～1.5 程度であった。

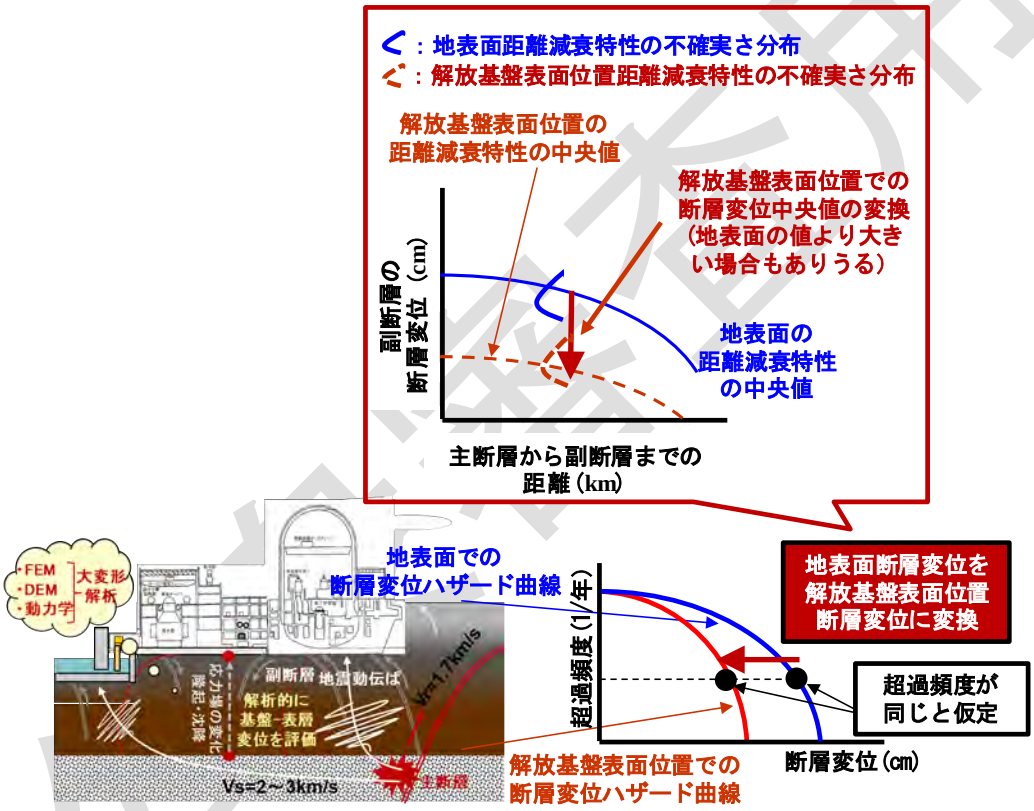


図 AE.6－断層変位ハザードの定義位置変換の考え方

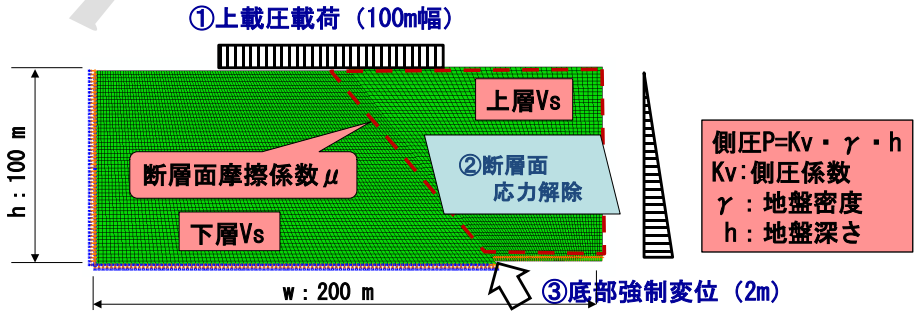


図 AE.7－検討モデルの概要

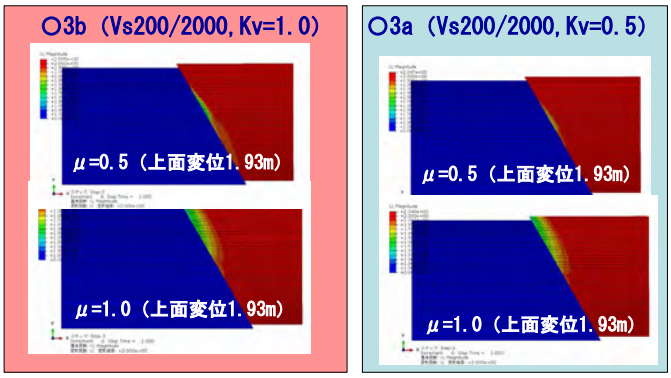


図 AE.8－解析結果の例

1.2) 断層変位ハザードに関わる認識論的不確実さの取扱い　断層変位地盤伝達関数に関わる地盤不確実さ要因及び地盤・建屋関連の地盤不確実さ要因は独立と仮定する。断層変位地盤伝達関数に関わる認識論的不確実さ要因には次のものが挙げられる。①地盤物性 Vs，②断層面摩擦係数，③側方土圧係数，④上載圧，⑤埋め込み効果，⑥地盤―建屋間の付着・摩擦効果，その他（断層タイプ（逆断層，正断層，横ずれ断層），断層形状諸元（例えば傾斜角），など）。これらの認識論的不確実さは，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。

2) 地盤関連 F2 に関わる取扱い　F2 に関わる取扱いとしては，石岡ダムにおける検討成果における次の要因を反映する。この認識論的不確実さは，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。

①地盤剛性・強度 F21

3) 建屋関連 F3 に関わる取扱い　F3 に関わる取扱いとしては，石岡ダムにおける検討成果における次の要因を反映する。

①地盤及び構造物の境界条件 F31

②構造材料剛性・強度 F32

③建屋応答解析 F33

これらの認識論的不確実さは，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。

4) 機器・配管関連 F4 に関わる取扱い　原子力施設を対象とした機器・配管系の応答評価に関わる不確実さ要因としては，次のものが挙げられる。これらの認識論的不確実さは，SSHAC のプロセスを活用した専門家らによる合議によって取扱う。

①フラジリティ評価用入力断層変位

フラジリティ評価に用いる入力用断層変位の作成及び断層の発現位置に関する不確実さ要因の分析・検討 F41

②機器応答解析

機器の解析モデル及び解析方法に関する不確実さ要因の分析・検討 F42

公表審査用

③入力断層変位の方向

機器に対する入力の方向成分に関する不確実さ要因の分析・検討 F43

④機器応答の非線形性

入力に対する機器の非線形応答の扱いに関する不確実さ要因の分析・検討 F44

【参考文献】

(1) 蛯沢勝三，堤英明，美原義徳他, “断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方 (1)概要“，日本原子力学会 2018 春の大会，2018 年 3 月 26 日.

(2) 二階堂雄司，美原義徳，堤英明他, “断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用の考え方 (3)断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証の考え方“，日本原子力学会 2018 春の大会，2018 年 3 月 26 日.

(3) 二階堂雄司，美原義徳，堤英明他, “断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用 (3)断層変位フラジリティ評価手法の妥当性検証“，日本原子力学会 2018 秋の大会，2018 年 9 月 5 日.

(4) U.S.NRC, “Updated Implementation Guidelines for SSHAC Hazard Studies”, NUREG-2213, October 2018.

(5) 蛯沢勝三，原口龍将，美原義徳他, “断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方　(1)概要“，日本原子力学会 2019 春の大会，2019 年 3 月 20 日.

(6) 美原義徳，原口龍将，湯山安由美他, “断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方 (2)地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討“，日本原子力学会 2019 春の大会，2019 年 3 月 20 日.

(7) 原口龍将，美原義徳，湯山安由美他, “断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方　(3)機器・配管に係る不確実さ要因の分析・検討“，日本原子力学会 2019 春の大会，2019 年 3 月 20 日.

(8) 湯山安由美，原口龍将，美原義徳他, “断層変位フラジリティ認識論的不確実さ評価手法整備の考え方　(4))断層変位ハザード係る不確実さ要因の分析・検討“，日本原子力学会 2019 春の大会，2019 年 3 月 20 日.

審査会合資料

附属書 AF
（参考）
断層変位に対する建屋・構築物フラジリティ評価モデルの考え方及び留意事項

序文

この附属書は，断層変位に対する建屋・構築物フラジリティ評価モデルの考え方及び留意事項を示す。

AF.1　建屋フラジリティ評価モデル

AF.1.1　検討概要　断層変位に対する確率論的評価手法の確立をめざして偶然的及び認識論的不確実さを考慮した建屋フラジリティ評価モデルのための基礎データを得ることを目的とし，軟岩及び硬岩上の BWR 型原子炉建屋を対象に次に示す先駆的検討を実施している(1)。

AF.1.2　検討モデル　BWR 型原子炉建屋を対象に，支持地盤として軟岩サイト Vs=500m/s 及び硬岩サイト Vs=1500m/s を考慮している。検討に用いた建屋－地盤連成系 3 次元有限要素モデルを**図 AF.1** に示す。また，コンクリート，鉄筋，地盤のいずれも材料非線形を考慮し，建屋－地盤間の相互作用として接触・剥離を考慮している。

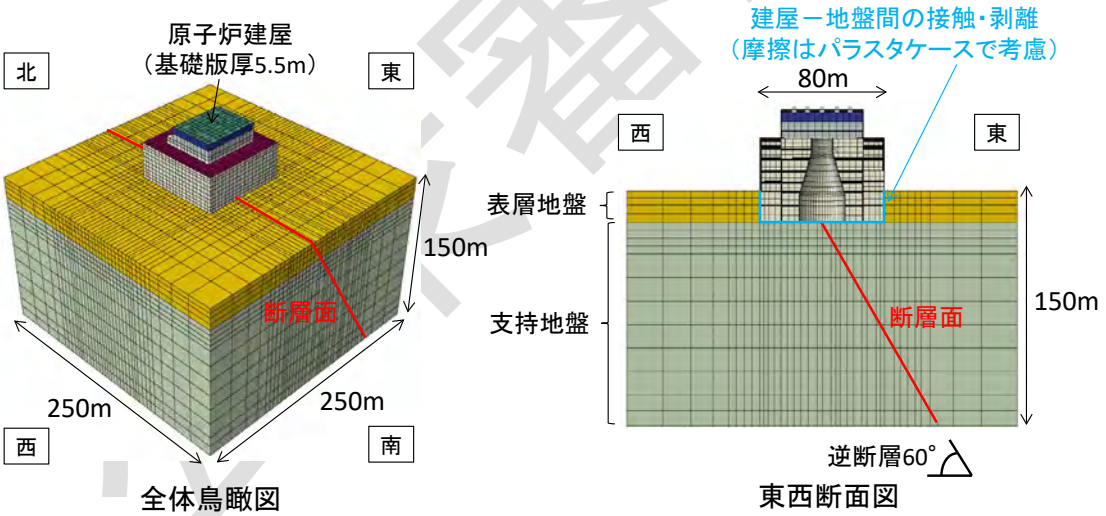


図 AF.1－検討モデルの一例

AF.1.3　検討ケース　偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮した検討ケースの一例を**表 AF.1** に示す。

表 AF.1－偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮した検討ケースの一例

分類	項目	解析パラメータ
偶然的不確実さ	地盤VsとコンFcのばらつき	±σの組合せ4ケース
	表層地盤Vs	500m/s, 250m/s, 150m/s
	建屋－地盤間の摩擦係数	0.0, 0.8, 1.6
認識論的不確実さ	断層タイプ	逆断層, 正断層
	断層位置	基礎版幅の1/2, 1/4
	傾斜角	60°, 30°

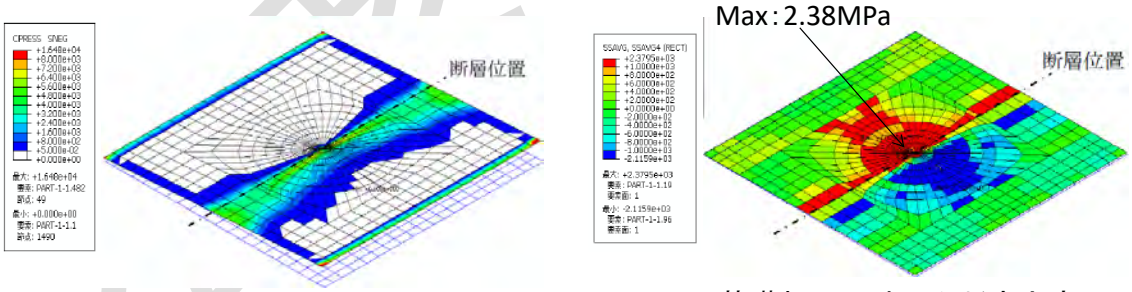
AF.1.4　検討結果

a)基本ケース　軟岩サイトを対象にした逆断層基本ケースの応答解析結果として次に示す傾向が観察できる。また，断層変位 60cm に対する逆断層基本ケースの応答解析結果の一例を**図 AF.2** に示す。

①断層変位に伴う建屋の剛体回転によって接地率は徐々に減少する。断層変位 60cm では断層面近傍だけで建屋が支持される。

②建屋の浮上りとともに基礎版の面外せん断応力度は急激に増加する。断層変位 60cm では断層面直上周辺で最大 2.38MPa となった。

③断層変位 60cm においてもコンクリート圧縮ひずみ及び鉄筋のひずみは弾性範囲内である。



基礎版の接地圧
（基本ケース:断層変位60cm）

基礎版の面外せん断応力度
（基本ケース:断層変位60cm）

図 AF.2－軟岩サイトを対象にした逆断層基本ケースの応答解析結果の一例

b）偶然的不確実さに関わる検討結果

1）地盤せん断波速度及びコンクリート強度の不確実さによる影響　2 点推定法によってサンプリングした地盤せん断波速度及びコンクリート強度の不確実さが与える基礎版の面外せん断応力度のばらつき（対数標準偏差）は 0.10 程度であり，地震時における耐震壁の最

大応答せん断力の対数標準偏差に対応している。ただし，両者でばらつきを考えている要素サイズが異なる点に注意が必要である。

2)表層地盤せん断波速度の不確実さによる影響　表層地盤せん断波速度が小さくなると建屋の浮上りはやや大きくなるものの，基礎版の面外せん断応力度に顕著な差はない。また，外壁の面外せん断応力度は表層地盤剛性の低下とともに減少するが，実際の建屋周辺地盤は軟らかい埋戻し土であることが多いため，実機においては外壁の損傷は支配的とならないと考えられる。

3)建屋－地盤間の摩擦係数の不確実さによる影響　建屋－側面地盤間の摩擦抵抗が建屋の浮上りを抑制し，接地率が大きくなる。一方，建屋－地盤間の摩擦係数が大きくなると，基礎版の面外せん断応力度が大きくなる傾向が確認できた。建屋－地盤間の摩擦係数の不確実さによって，基礎版の面外せん断応力度の対数標準偏差は 0.15 程度となることが分かった。

4) まとめ　①～③までの偶然的不確実さを考慮すると，基礎版の面外せん断応力度の対数標準偏差は 0.20 程度となることが定量的に示された。

c）認識論的不確実さに関わる検討結果

1)断層タイプの不確実さによる影響　逆断層及び正断層の断層タイプの不確実さが建屋応答に与える影響を次に示す。逆断層の場合は，圧縮応力場となるため，基礎版に生じるコンクリートの圧縮ひずみが大きくなる。一方，正断層の場合は，引張応力場となるため，基礎版に生じる鉄筋の引張ひずみが大きくなる。また，正断層の場合は，前面・背面地盤が建屋から離れる向きに移動するため，外壁の面外せん断応力度は著しく減少するが，建屋の浮上りに対する側面地盤の拘束効果が薄れるため，基礎版の面外せん断応力度は増加する傾向にある。

2)断層位置及び傾斜角の不確実さによる影響　逆断層の場合に断層位置が上盤側にずれると，建屋の浮上りが大きくなるため，基礎版の面外せん断応力度は増加する。また，断層面とのなす角度（傾斜角）が大きいほど，基礎版の面外せん断応力度は増加する傾向にある。

3) まとめ　①～②までの認識論的不確実さを考慮すると，基礎版の面外せん断応力度の対数標準偏差は 0.20 程度となることが定量的に示された。

d）建屋フラジリティ評価結果　格納容器・RPV ペデスタルの支持機能確保及び建屋全体の安定性の観点から，炉心及び格納容器損傷に直接寄与するシェル壁内部とシェル壁外部とに分類して，**b）及び c）**で示された偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮した，軟岩及び硬岩に対する原子炉建屋基礎版のフラジリティ評価例を**図 AF.3** に示す。

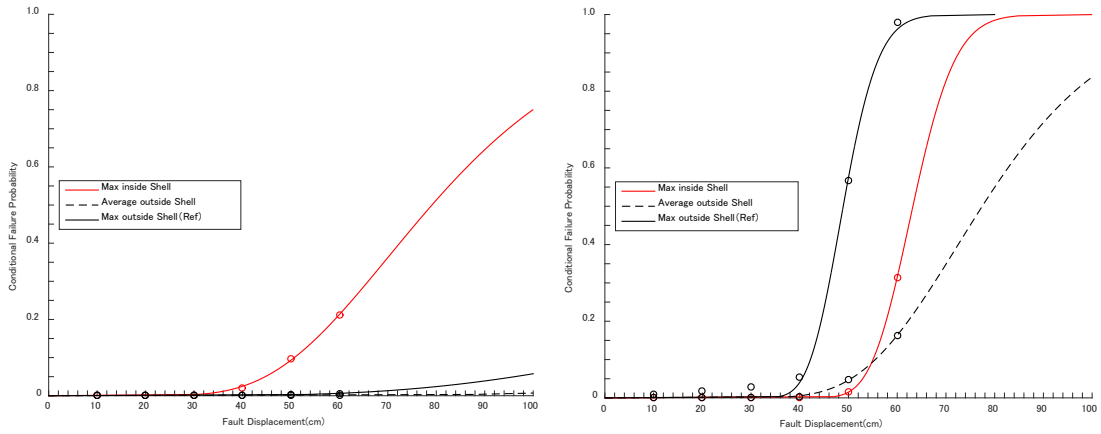


図 AF.3－軟岩及び硬岩に対する原子炉建屋基礎版のフラジリティ評価例(1)
（左図：軟岩，右図：硬岩）

［出典：Hirokazu Tsuji, Minoru Kanechika, Yoshinori Mihara and Kenshiro Ishiki: "Fragility Evaluation with Aleatory and Epistemic Uncertainty against Fault Displacement for Reactor Buildings", PSAM14, Sep. 2018］

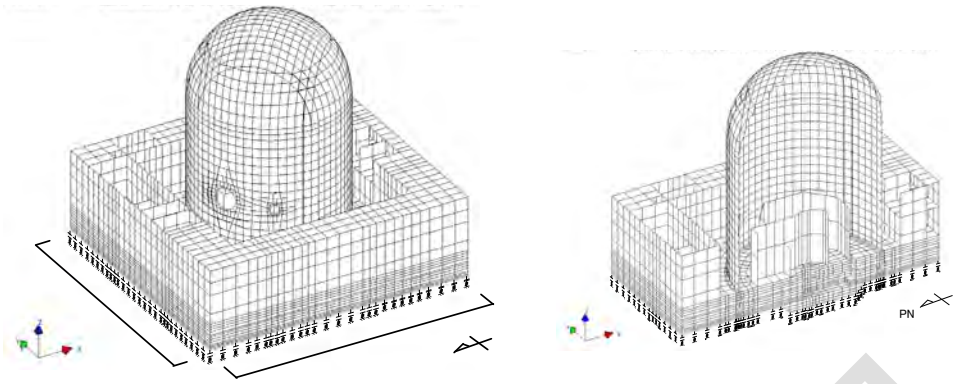
AF.2　基礎版モデルのフラジリティ評価

AF.2.1　基礎版の損傷の考え方

建屋直下で縦ずれ方向の断層変位が生じることを想定した場合，基礎版の面外せん断破壊による上部建屋の支持機能喪失が，建屋の支配的な損傷モードになると考えられが，基礎版の損傷範囲が部分的であれば，上部建屋の支持機能を失うものではないと考えられる。上部建屋の支持機能喪失となる状態は，損傷部分がある程度の範囲に広がった場合であろう。この観点に基づき，基礎版の損傷を“損傷部分が基礎版外端から他の外端までつながった場合（損傷ライン形成された場合）”と定義し，損傷ライン形成確率としてフラジリティ曲線を評価することが考えられる(2)。ここではその評価モデルの考え方(2)を示す。

AF.2.2　検討モデル

この検討では PWR 型原子炉建屋を対象としている。**図 AF.4** にモデル図を示す。 解析モデル要素は，基礎版をソリッド要素，上部建屋を積層シェル要素でモデル化し，地盤はウィンクラーばね要素でモデル化している。



a.　モデル全体図　　b.　断面表示

図AF.4－検討モデル[(2)]

［出典：吉田伸一，秋元理仁，足立高雄，小川勤，神谷昌伸：断層変位に対する原子力発電所のリスク評価に係る研究，第15回日本地震工学シンポジウム, 2018.12］

AF.2.3　損傷ライン形成確率の評価

a) 損傷ライン形成の考え方及び形成確率の算定手法

断層変位に対する構造健全性検討などによって，想定される損傷ラインを推定することは可能であると考えられる。**図AF.5**は基礎版の面外せん断に対する検定比の分布図及び想定される損傷ラインを示した図である。

この損傷ラインが形成される確率を考えるにあたって説明を簡便にするために，損傷ラインがA，B，Cの三つの部分で構成されているものとする。またA，B，Cの各部分の損傷確率の大小関係を図中に示したように仮定した上で，損傷ライン形成確率の算定方法について示す。

公衆審査用

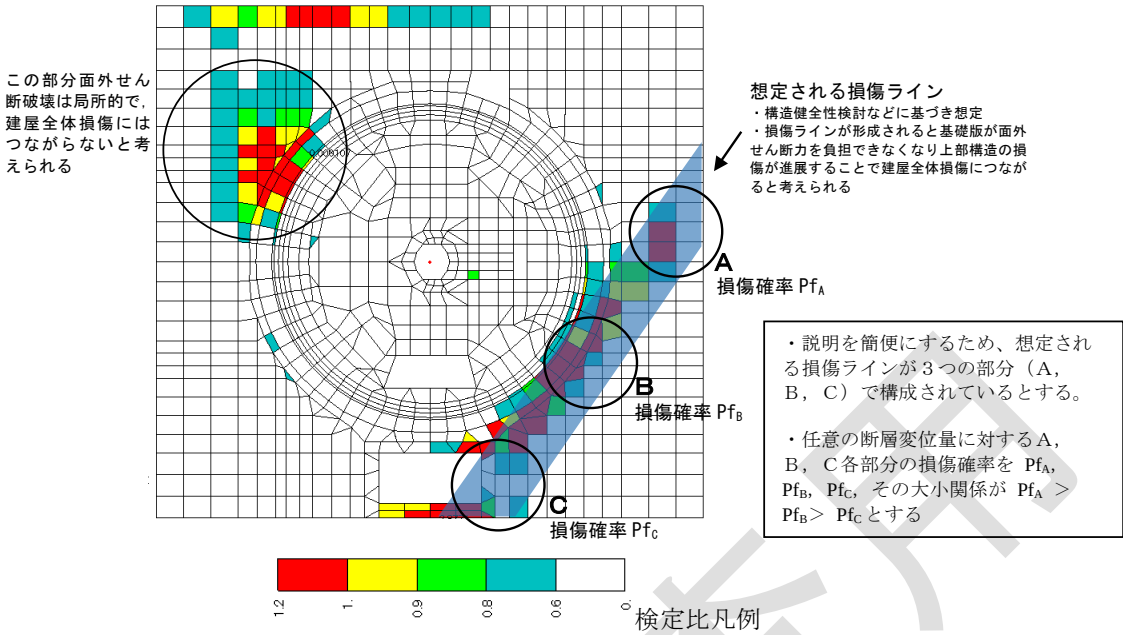


図 AF.5－基礎版の面外せん断に対する検定比（縦ずれ断層変位量 30cn）の分布図及び想定される損傷ラインの概念図(2)

［出典：吉田伸一，秋元理仁，足立高雄，小川勤，神谷昌伸：断層変位に対する原子力発電所のリスク評価に係る研究，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018.12］

損傷ライン形成の考え方及び損傷ライン形成確率の算定手法を次に示す。

① ＡＢＣのどれかがひとつでも損傷すれば損傷ラインの形成とする場合

想定される損傷ライン上のどこかが損傷すれば損傷ラインが形成されるとする考え方である。この場合の損傷ラインが形成される確率は，ＡＢＣの損傷確率の最大値＝Pf_Aとなる（ケース１）。

② ＡＢＣの全てが損傷しなければ損傷ラインは形成されないとする場合

想定される損傷ライン上で損傷しない部分が残っていれば，損傷ラインは形成されない（ＡＢＣの全て損傷した場合に損傷ラインが形成される）とする場合である。

このとき，ＡＢＣ各部の応力（若しくは耐力）の関係に全く相関性がない場合は各部の損傷は独立事象となるので，損傷ラインが形成される確率＝Ａ，Ｂ，Ｃが全て損傷する確率＝$Pf_A \times Pf_B \times Pf_C$となる（ケース２）。

一方，隣接する部位の応力及び耐力には何らかの相関性がある（例えば，Ａのコンクリート強度が高めにばらつき耐力が大きくなる場合は，Ｂ及びＣのコンクリート強度も高めにばらつき，耐力も同様に大きくなっている）と考え，各部の応力（若しくは耐力）が完全相関すると仮定した場合は，ＡＢＣが全て損傷する確率は各部の損傷確率の最小値，すなわち，損傷ラインが形成される確率＝三つの部分における損傷確率の最小値＝Pf_Cとなる（ケース３）。

b) 損傷ライン形成確率によるフラジリティ曲線の算定例

前項の考え方で算定した基礎版の損傷ライン形成確率によるフラジリティ曲線の算定例を**図AF.6**に示す。このフラジリティ曲線は，断層変位量に応じて離散的に損傷ライン形成確率を算定し，対数正規分布を仮定し最小二乗法で近似して算定したものである。

この図から，”どこかが損傷すれば損傷ラインの形成”としたケース１の損傷ライン形成確率が最も大きく，”全てが損傷しなければ損傷ラインは形成されない”場合で無相関としたケース２が最も小さくなっている。ＡＢＣ各部の応力（若しくは耐力）が完全相関すると仮定したケース３はその間に位置するが，ケース２に近い結果となっている。

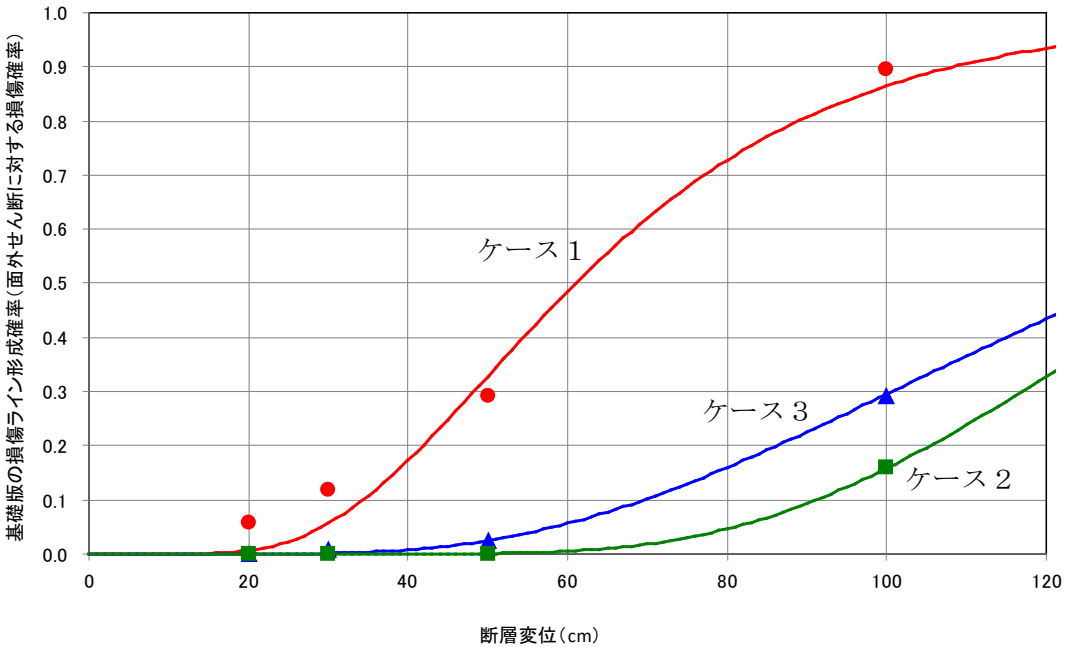


図 AF.6ー損傷ライン形成確率による基礎版のフラジリティ曲線の評価例[(2)]

［出典：吉田伸一，秋元理仁，足立高雄，小川勤，神谷昌伸：断層変位に対する原子力発電所のリスク評価に係る研究，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018.12］

AF.3　土木構造物の現実的限界値及びフラジリティ評価モデル

AF.3.1　検討概要　屋外重要土木構造物の断層変位に対するフラジリティ評価を検討する上での基礎資料として，まず断層変位に対する損傷・破壊モード，機能限界（靭性及び変形性能）など，現実的な限界値の評価事例[(3)(4)]を示す。そして，原子力施設ではないが地中構造物を対象とした断層変位に対するフラジリティ評価の事例[(3)]を示す。

AF.3.2　載荷実験による検討[(3)]　周囲を埋め戻された岩着のボックスカルバートを対象に，直下の断層が縦ずれ変位した時に生じる３次元的な挙動，破壊モードの把握，内空保持性能及び靭性・変形性能の確認を目的に載荷実験が行われている。

a)試験体及び載荷計画　鉄筋コンクリート製２連ボックスカルバートの１ブロックを対象に，**図 AF.7** 及び**図 AF.8** に示すような 1 / 4 試験体モデルを用い，底版鉛直支持点（線）をカルバート軸に対して 45° で交差した断層線を模して，載荷実験を行っている。断層の縦ずれ変位が作用した時に頂版に作用する土圧を，載荷点 J1 及び J2 に取付けた２台のジャッキ及び断層線を挟んで反対側の鉛直支持点 R1 及び R2 の２点の固定点によって下向きの荷重として再現している。なお載荷は２台のジャッキによって荷重を漸増する静的なプッシュオーバーによる実験としている。

b）実験結果　**図 AF.9** に基準変位と２台のジャッキの合計荷重との関係を示す。ひび割れによる損傷が見られるものの，140mm までの載荷でも荷重の急激な低下は見られず安定した荷重変位関係となっている。荷重変位関係から，内空確保というカルバートとしての最低限の要求性能を満足できているが，20mm 程度の非常に大きな貫通ひび割れが発生しており，止水性・水密性に関する性能評価が必要と考えられる。

c）まとめ　岩盤上に構築された地中 RC 構造物に対する実験的検討によって，断層縦ずれ変位に対して曲げ破壊モードが卓越すること，鉄筋降伏後も急激な耐力低下は見られず 140mm 程度の高い靭性を有していることが確認された。

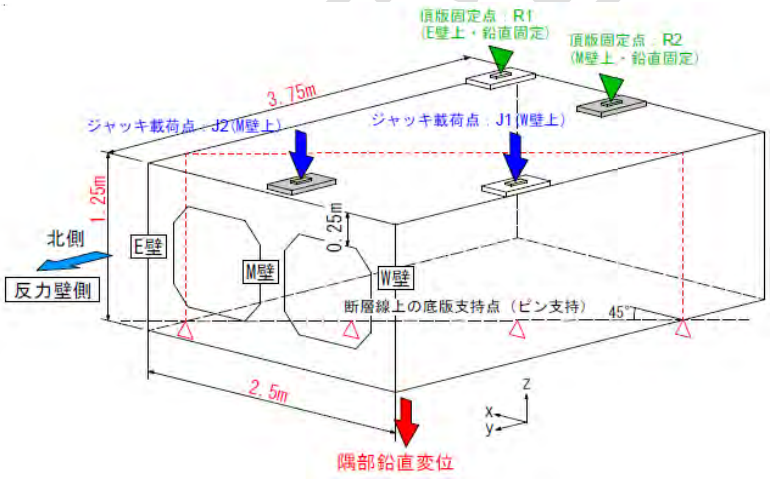


図 AF.7－実験載荷ジャッキ及び支承配置図(3)

［出典：山口和秀，伊藤悟郎，肥田幸賢：”断層変位が作用するボックスカルバートの載荷実験”，第 9 回インフラ・ライフライン減災対策シンポジウム講演集，土木学会地震工学委員会ライフラインに係わる都市減災対策技術の高度化に関する研究小委員会，2019］

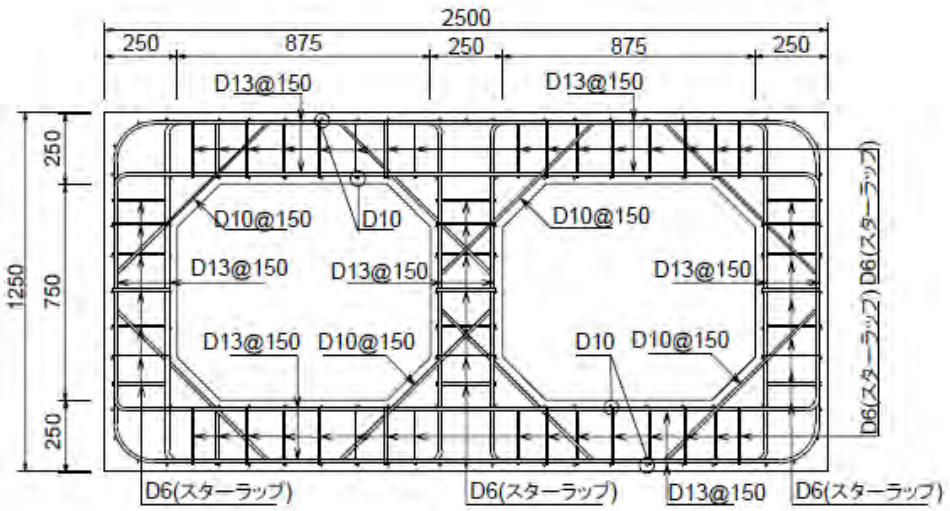


図 AF.8－試験体断面配筋(3)

［出典：山口和秀，伊藤悟郎，肥田幸賢：”断層変位が作用するボックスカルバートの載荷実験”，第 9 回インフラ・ライフライン減災対策シンポジウム講演集，土木学会地震工学委員会ライフラインに係わる都市減災対策技術の高度化に関する研究小委員会，2019］

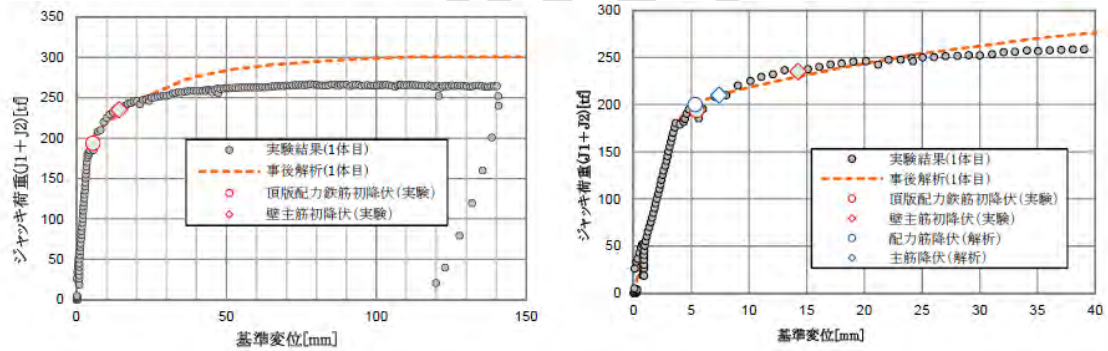


図 AF.9－荷重～変位曲線(3)

［出典：山口和秀，伊藤悟郎，肥田幸賢：”断層変位が作用するボックスカルバートの載荷実験”，第 9 回インフラ・ライフライン減災対策シンポジウム講演集，土木学会地震工学委員会ライフラインに係わる都市減災対策技術の高度化に関する研究小委員会，2019］

AF.3.3　数値解析による検討(4)　岩着された地中のボックスカルバートを対象に，斜交する断層による逆断層変位が作用したときの構造物の応答及び損傷の進展について解析的検討が行われている。

a）解析条件　解析対象とした 2 連ボックスカルバートを**図 AF.10** に示す。断層面としては傾斜角 80° の高角面を仮定し，**図 AF.11** に示すように構造物直下の岩盤の断層線が構造物軸線に対して 45° で斜交するような構造物及び断層線の位置関係となっている。3 次元

非線形有限要素法を用いた解析では，まず自重を載荷した後，断層変位を載荷した。断層変位載荷時には，**図 AF.12** に示すように自重解析によって生じる水平反力を側方に作用させた荷重境界とし，下盤側の岩盤底面を固定した状態で上盤側の岩盤底面に強制変位を与えた。断層変位の向きは逆断層とし，断層面に沿う方向に 500mm まで与えた。

b）解析結果　代表的な断層変位時のひび割れ図，鉄筋ひずみコンター，コンクリート圧縮ひずみコンターを**図 AF.13** に示す。まず構造物上面からひび割れが発生し，断層変位約 15mm で側壁下部までひび割れが進展している。頂版に発生するひび割れの方向は断層線にほぼ平行である。断層変位約 65mm で軸方向鉄筋，断層変位約 180mm で横断方向鉄筋が，それぞれ頂版で初降伏に至っている。そして断層変位 330mm で底版下面の一部でピークひずみに到達している。**図 AF.13** から，構造物は下盤に持ち上げられ，断層線から上盤側では底版が岩盤から離れており，断層線上で支持された片持ち梁の状態になっていることが確認できる。その状態で土被りなどによる鉛直荷重が作用するため，頂版側が引張，底版側が圧縮となる全体曲げによる損傷モードが進展する傾向となっている。

c）まとめ　３次元非線形有限要素法を用いた数値解析によって，断層変位の作用による複雑な地中構造物の挙動及び損傷状況を評価することができた。断層変位 180mm 程度で主鉄筋が初降伏し，330mm 程度での断層変位によって底版下面のコンクリートの圧縮ひずみがピーク値に到達する結果となった。

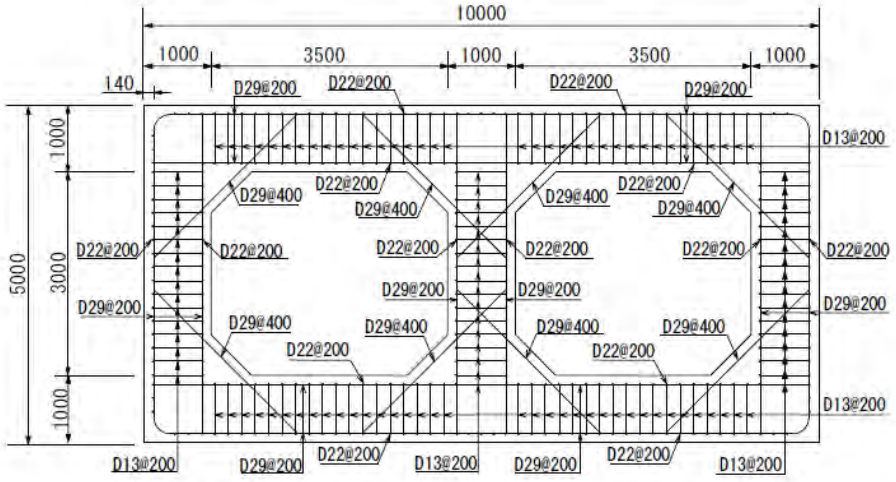


図 AF.10－対象構造物の配筋図(4)

［出典：渡辺伸和，堤内隆広，山口和秀，小野寺正典：”逆断層変位を受ける地中ボックスカルバートの損傷の評価に関する解析的検討”，土木学会第 73 回年次学術講演会, 2018］

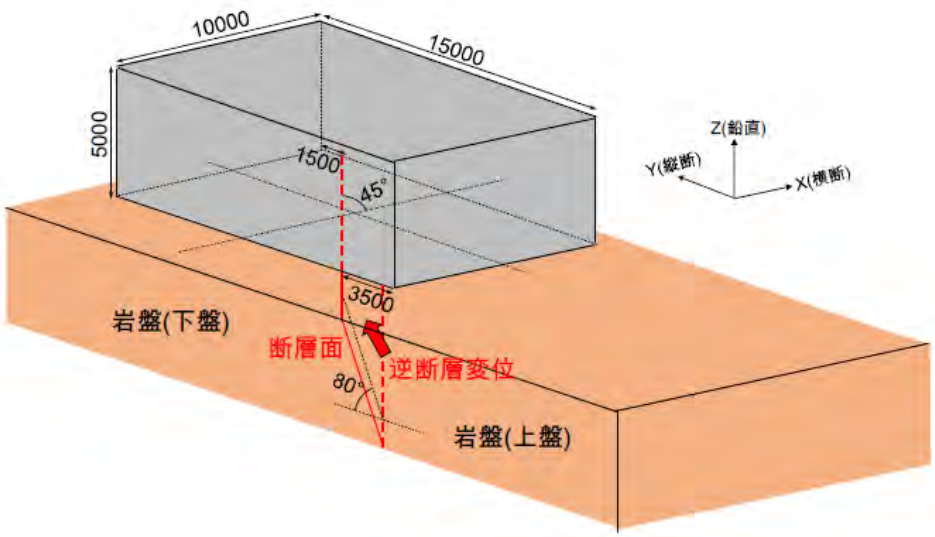


図 AF.11－構造物及び断層線の位置関係(4)

［出典：渡辺伸和，堤内隆広，山口和秀，小野寺正典：”逆断層変位を受ける地中ボックスカルバートの損傷の評価に関する解析的検討”，土木学会第 73 回年次学術講演会, 2018］

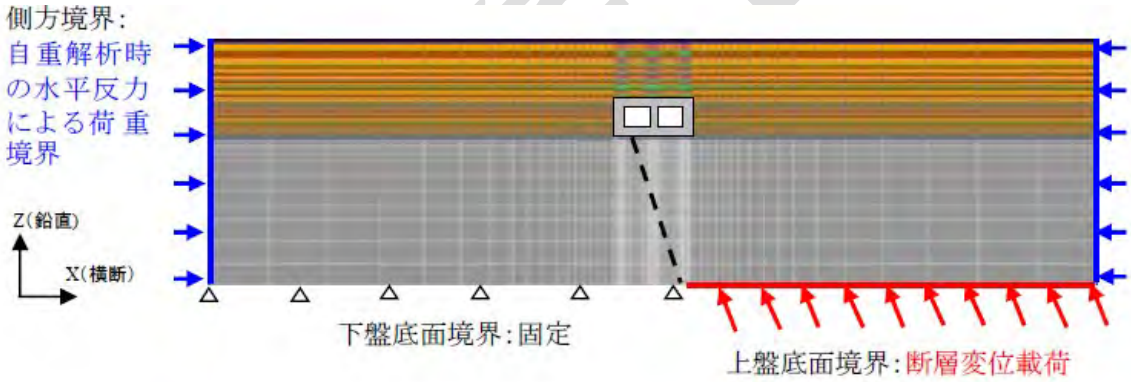
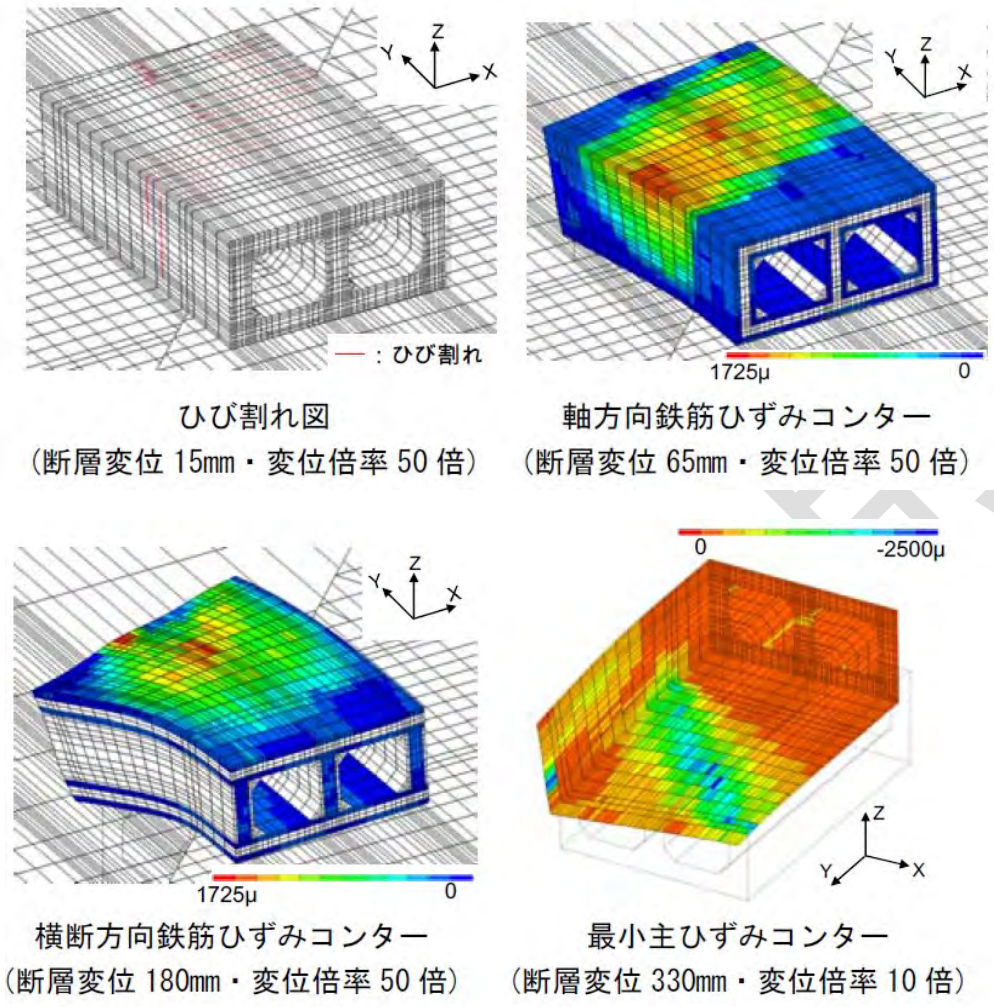


図 AF.12－断層変位載荷時の境界条件(4)

［出典：渡辺伸和，堤内隆広，山口和秀，小野寺正典：”逆断層変位を受ける地中ボックスカルバートの損傷の評価に関する解析的検討”，土木学会第 73 回年次学術講演会, 2018］



ひび割れ図
（断層変位 15mm・変位倍率 50 倍）

軸方向鉄筋ひずみコンター
（断層変位 65mm・変位倍率 50 倍）

横断方向鉄筋ひずみコンター
（断層変位 180mm・変位倍率 50 倍）

最小主ひずみコンター
（断層変位 330mm・変位倍率 10 倍）

図 AF.13ー構造物の損傷の進展状況(4)

［出典：渡辺伸和，堤内隆広，山口和秀，小野寺正典：”逆断層変位を受ける地中ボックスカルバートの損傷の評価に関する解析的検討”，土木学会第 73 回年次学術講演会, 2018］

AF.3.4　地中構造物のフラジリティ評価モデル(5)　原子力施設の屋外重要土木構造物を対象とした検討ではないが，一般の RC ボックスカルバートを対象に，逆断層の作用角度が変化した場合の破壊メカニズムの分析及びフラジリティ評価を行った事例を次に示す。

a）解析条件　解析対象とした２連ボックスカルバートを**図 AF.14** に示す。鉄道構造物など設計標準及び設計計算例に基づき，設計震度 kh=0.3 を仮定して許容応力度法で設計された断面である。原子力施設とは要求性能が異なるため，**図 AF.10** の屋外重要土木構造物とは部材諸元などに差が見られる。2 次元有限要素法による解析では，RC ボックスカルバート及び表層地盤を平面ひずみ要素でモデル化し，コンクリートのひび割れ発生から終局に至るまでの挙動を非線形構成則で考慮し，地盤についても橋口らが提案する構成則を適用しており，断層変位に伴う地中構造物に作用する土圧及び地震時挙動を適切にモデル化し

ている。**図 AF.15** に示すように，基盤に相当する節点のうち，断層より左側の節点（下盤側）の変位を拘束した状態で，右側の節点（上盤側）に対して強制変位を与えることで断層変位を模擬している。断層変位解析では，まず自重を載荷し，その後，解析 1 ステップあたり 0.02mm の増分で最大 400mm の断層変位を作用させた。断層線の位置は，RC ボックスカルバートの右端部から全幅の約 1/4 に当たる 2.5m 位置とし，断層の傾斜角度は基盤に対して 30 度及び 60 度の 2 ケースの解析を行った。断層変位に対する損傷過程を分析するとともに，材料強度及び地盤定数のばらつきを考慮した損傷確率を算出した。

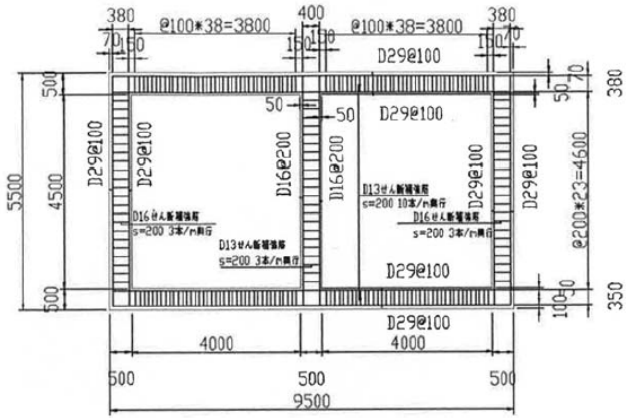


図 AF.14－検討対象の RC ボックスカルバート(5)

［出典：佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018］

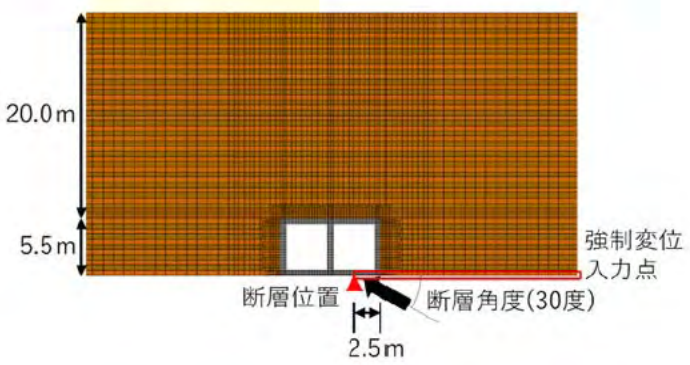


図 AF.15－断層作用の位置(5)

［出典：佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018］

b）RC ボックスカルバートの損傷メカニズム　コンクリート強度，地盤剛性，地盤強度の平均値を用いた解析を行い，断層角度の違いが RC ボックスカルバートの損傷メカニズムに及ぼす影響を検討した。断層変位 400mm における周辺地盤の最大せん断ひずみのコン

ター図を**図 AF.16** に示す。低角の 30 度の場合は，左側壁を中心に水平方向に広い範囲のひずみが大きくなり，高角の 60 度の場合は，下から突き上げるような変形の影響で頂版の直上にひずみが大きくなる分布傾向となっている。断層変位 400mm における鉄筋ひずみを**図 AF.17** に示す。また，左側壁下端のせん断力と断層変位との関係を**図 AF.18** に示す。損傷のメカニズムは，断層角度によらず同じで，中壁，底版，側壁の順で曲げ降伏した後，側壁のせん断補強筋が降伏し，斜め引張破壊に至っている。左側壁のせん断補強筋の降伏（斜め引張破壊）は，断層角度によらずおおむね 141mm～146mm の断層変位で発生している。

c）フラジリティ評価　コンクリート強度，地盤剛性に相当するせん断波速度，地盤強度に相当する内部摩擦角がばらつくと仮定し，3 種類のパラメータを組合せた 8 ケースの解析を実施し，算出された応答のばらつきから 2 点推定法によって損傷確率を評価した。解析で用いたパラメータを**表 AF.2** に示す。こられのパラメータをばらつかせた解析結果から**図 AF.19** に示すようなフラジリティ曲線が得られた。屋外重要土木構造物の機能維持の観点から部材のせん断補強筋の降伏による斜め引張破壊に着目すると，断層角度 30 度の場合には断層変位が 95mm（HCLPF 値）～143mm（50%損傷確率）程度，断層角度 60 度の場合には断層変位が 90mm（HCLPF 値）～137mm（50%損傷確率）程度とおおむね等しい結果となった。パラメータごとに偶然的不確実さ要因の対数標準偏差の算出結果を**表 AF.3** に示す。左側壁の斜め引張破壊は，断層角度が 30 度の場合は地盤剛性が支配的で，断層角度が 60 度の場合はコンクリート強度及び地盤強度の影響も無視できない結果となっている。このような傾向は，構造物の損傷とともに構造物周辺地盤の破壊状態による影響と考えられる。

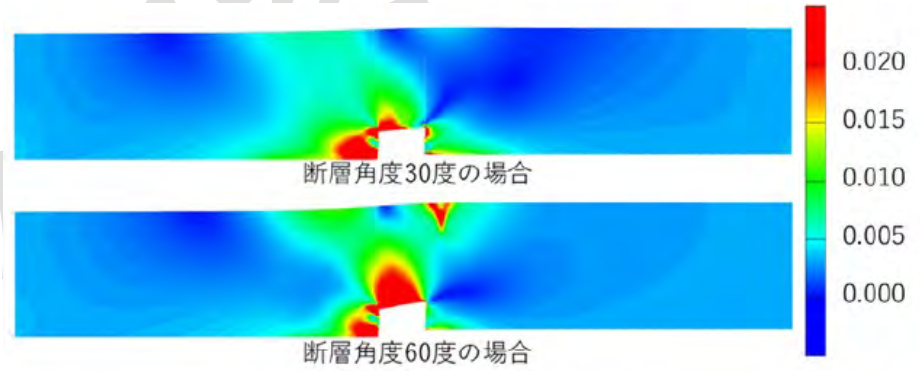


図 AF.16－地盤の最大せん断ひずみ（断層変位 400mm）(5)

［出典：佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018］

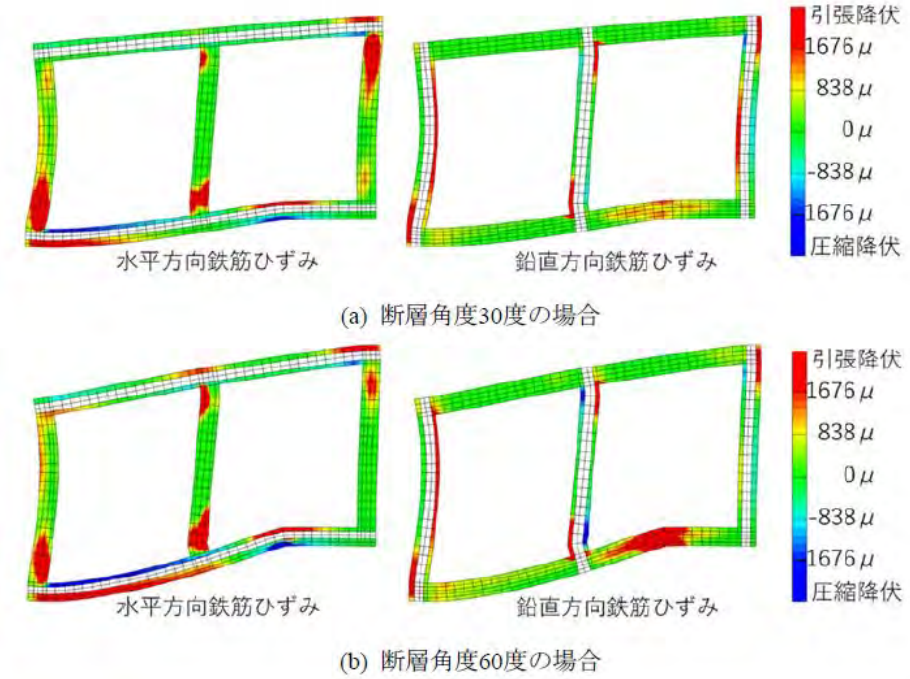


図 AF.17－鉄筋ひずみ（断層変位 400mm）(5)

［出典：佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018］

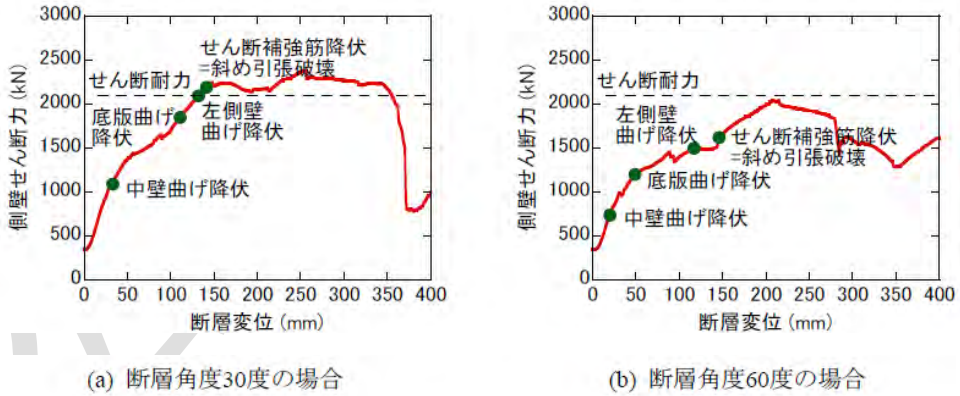


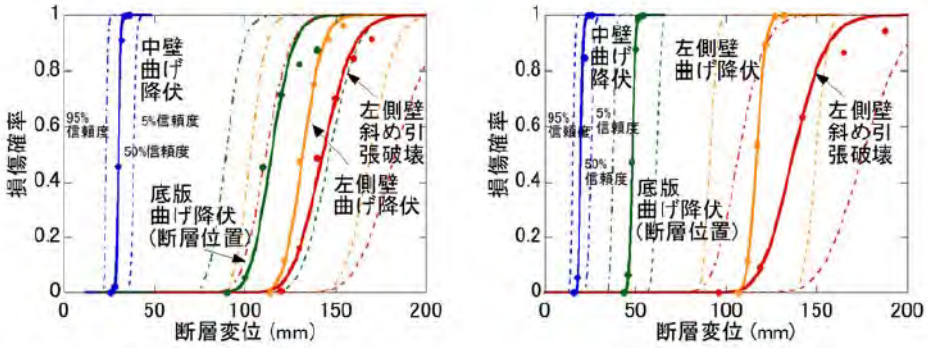
図 AF.18－左側壁下端のせん断力及び断層変位の関係(5)

［出典：佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018］

表 AF.2－フラジリティ解析で用いたパラメータ(5)

	平均値 μ	$\mu+\sigma$	$\mu-\sigma$	備考
コンクリート強度	呼び強度の 1.4 倍 33.6 MPa	1.13μ 38.0 MPa	0.87μ 29.6 Mpa	変動係数 CV=0.13
地盤剛性	せん断波速度 Vs=200m/s 程度	1.1μ Vs=220 m/s 程度	0.9μ Vs=180 m/s 程度	変動係数 CV=0.1
地盤強度	下負荷面パラメータ の内部摩擦角 ϕ=32 度	1.1μ ϕ=34.5 度	0.9μ ϕ=29.4 度	tan ϕに対する CV=0.1 で評価

［出典：佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018］



(a) 断層角度30度の場合　　(b) 断層角度60度の場合

図 AF.19－フラジリティ曲線(5)

［出典：佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018］

表 AF.3－材料パラメータごとの偶然的不確実さ要因の対数標準偏差(5)

(a) 断層角度30度の場合

	全体	コンクリート強度	地盤剛性	地盤強度
中壁曲げ降伏	0.040	0.031	0.040	0.006
左側壁斜め引張破壊	0.095	0.025	0.094	0.014

(b) 断層角度60度の場合

	全体	コンクリート強度	地盤剛性	地盤強度
中壁曲げ降伏	0.058	0.039	0.046	0.008
左側壁斜め引張破壊	0.105	0.049	0.079	0.045

［出典：佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018］

AF.3.5　まとめ　2 次元非線形有限要素法を用いた数値解析によって，地盤強度，地盤剛性，コンクリート強度をパラメータとしてフラジリティ曲線を評価した。左側壁の斜め引張破壊は，断層角度 30 度の場合には断層変位が 95mm（HCLPF 値）～143mm（50％損傷確率）程度，断層角度 60 度の場合には断層変位が 90mm（HCLPF 値）～137mm（50％損傷確率）程度とおおむね等しい結果となった。またパラメータごとの偶然的不確実さ要因の分析結果から，左側壁の斜め引張破壊は，断層角度が低角な 30 度では地盤剛性の影響が支配的で，断層角度が高角な 60 度になると，コンクリート強度及び地盤強度の影響が無視できないことが明らかになった。

【参考文献】

(1)Hirokazu Tsuji, Minoru Kanechika, Yoshinori Mihara and Kenshiro Ishiki: "Fragility Evaluation with Aleatory and Epistemic Uncertainty against Fault Displacement for Reactor Buildings", PSAM14, Sep. 2018

(2)吉田伸一，秋元理仁，足立高雄，小川勤，神谷昌伸：断層変位に対する原子力発電所のリスク評価に係る研究，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018.12

(3)山口和秀, 伊藤悟郎, 肥田幸賢 : ”断層変位が作用するボックスカルバートの載荷実験”, 第 9 回インフラ・ライフライン減災対策シンポジウム講演集，土木学会地震工学委員会ライフラインに係わる都市減災対策技術の高度化に関する研究小委員会，　2019.

(4)渡辺伸和，堤内隆広，山口和秀，小野寺正典：”逆断層変位を受ける地中ボックスカルバートの損傷の評価に関する解析的検討”，土木学会第 73 回年次学術講演会, 2018.

(5)佐々木智大，樋口俊一：”断層変位を受けるＲＣボックスカルバートの破壊メカニズムと損傷確率に関する研究”，第 15 回日本地震工学シンポジウム, 2018.

公衆審査用

附属書 AG
（参考）
フラジリティ評価の観点からの断層変位による構造物被害の特徴

序文

この附属書は，フラジリティ評価の対象施設及び評価対象物のスクリーニングを検討する際の参考資料として，これまでに国内外で発生した断層変位による構造物の損傷の特徴を示す。

AG.1　国外で発生した断層変位による構造物被害の特徴

断層変位によって生じた国外での構造物被害の特徴を**表 AG.1** にまとめる。

表 AG.1－国外での断層変位による構造物被害の特徴 [(1)(2)(3)(4)]

地震名称	被災構造物	被害の特徴
1999年集集地震	建築構造物 （４階建RC造：剛基礎）	逆断層による約4mの地盤隆起によって傾斜が発生したが，構造的被害なし
	建築構造物 （５階建RC造：柔基礎）	約3mの地盤隆起に追随した変形によって倒壊は免れたが，構造体に甚大な被害発生
	鉄塔 （剛基礎）	逆断層による約4mの地盤隆起によって傾斜が発生したが，構造的被害なし
	ダム （重力式コンクリート）	逆断層による地盤隆起によって，右岸側から洪水吐2門目と3門目で約8mの段差が発生し，堤体が崩壊
	橋梁 （13径間単純橋）	片側の橋台と２基の橋脚が3～4m隆起するとともに，下流側に3～4m移動したため3連の桁が落橋。残りの桁は無被害
1999年コジャエリ地震	建築構造物 （４階建RC造：剛基礎）	主断層から派生した副断層（正断層）の影響による約2mの地盤沈下で，建屋に傾斜が生じたが構造的被害なし
	建築構造物 （RC造：柔基礎）	約1.5mの不等沈下によって，建屋（モスク）が部分的に崩壊
	橋梁 （4径間単純PC斜橋）	橋軸直交方向の約4mのずれによって，4径間の橋が落橋
1999年デュズジェ地震	橋梁 （高架橋）	横ずれ断層によって，橋脚に水平方向と回転方向の変形が発生したが，免震構造が採用されていたため桁自体の大きな破壊は発生せず

公衆審査用

AG.2　国内で発生した断層変位による構造物被害の特徴

断層変位によって生じた国内での構造物被害の特徴を**表 AG.2** にまとめる。

表 AG.2－国内での断層変位による構造物被害の特徴 (1)(3)(4)(5)(6)(7)(8)

地震名称	被災構造物	被害の特徴
1930年北伊豆地震	トンネル （鉄道）	トンネル軸上を南北に横切る横ずれ断層によって，覆工コンクリートの食い違い，亀裂等の被害が発生
1978年伊豆大島近海地震	トンネル （鉄道）	横ずれ断層の影響によって，レールの蛇行，側壁の亀裂，天端の圧縮座屈，インバート部のせり上がり等の被害発生
1998年岩手県内陸北部地震	トンネル （発電所放水路）	逆断層による地盤変位に伴い，側壁とインバート部の亀裂，地表に断層が現れた付近では崩壊が発生
2016年熊本地震	建築構造物 （木造）	地表断層の近傍で，伝統木造の倉庫が多数崩壊したが，被害は極めて限定的
	橋梁 （3径間連続橋）	横ずれ断層の影響によって，橋桁全体が橋軸方向に圧縮され，以下のような被害が発生 ・橋台パラペット部と桁端部の衝突 ・伸縮継手部の食い違い ・桁下部部材の座屈変形 ・積層ゴム支承の脱落・変形
	地中構造物 （水道管）	地盤変状に伴い，継手部の抜け被害発生
	地中構造物 （地下通路）	RCボックスカルバートの軸直角方向にずれが発生したが，ジョイント部で変位吸収され，躯体自体に被害は発生せず

公衆審査用

【参考文献】

(1) 土木学会原子力土木委員会，“断層変位評価小委員会研究報告書”，2015 年 7 月.

(2) Faccioli, E., Anastasopoulos, I., Gazetas, G., Callerio, A. and Paolucci, R.,　“Fault rupture-foundation interaction selected case histories”, Bulletin of Earthquake Engineering, Vol.6, Issue 4, pp.557-583, 2008.

(3) 地盤工学会，日本応用地質学会，日本地震工学会，“活断層が分かる本”，2016 年 9 月.

(4) 地盤工学会・地震時の断層変位に伴う地盤災害に関する調査委員会，“地震時の断層変位に伴う地震災害に関する調査報告書”，2002 年 3 月.

(5) 高田至朗，”断層地表変位による熊本・益城町の水道管路破壊に関する分析”，建設工学研究所論文報告集第 59 号〔報告〕，2017 年 11 月.

(6) 松田泰治，“熊本県内の地震被害全般と熊本大学の取り組み”，平成 28 年度土木学会全国大会特別セッション「熊本地震報告会」，2016 年 9 月 8 日. (http://committees.jsce.or.jp/eec2/)

(7) 本橋英樹，野中哲也，馬越一也，中村真貴，原田隆典，“熊本地震の断層近傍における地震動と橋梁被害の再現解析”，構造工学論文集 Vol.63A，2017 年 3 月.

(8) 土木学会原子力土木委員会地盤安定解析高度化小委員会断層変位評価 WG，“ 熊本地震調査報告”， 2016 年 11 月 29 日. (http://committees.jsce.or.jp/c.eofnp05/node/8)

公衆審査用

附属書 AH
（参考）
原子炉格納容器のフラジリティ評価の基本的な考え方

序文

この附属書では，断層変位による原子炉格納容器の損傷及びフラジリティ評価の考え方について示す。

AH.1　原子炉格納容器の損傷モード

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（**図 AH.1** 及び**図 AH.2** 参照）。このため，原子炉格納容器が断層変位によって受ける影響は，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，次のものが考えられる。

・断層変位によって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

a) 傾斜

縦ずれの断層変位によって，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って，躯体に座屈及び曲げによる損傷が発生する可能性があるが，傾斜によって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，傾斜によって胴板に損傷には至らないまでも座屈等による変形が生じる場合には，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又は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にも留意する必要がある。

b) 面外変形

縦ずれの断層変位によって，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）又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 又は PCCV・RCCV ライナ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。

c) 面内変形

横ずれの断層変位によって，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作用し，躯体を貫通する損傷を与える可能性がある。ただし，SCV 又は PCCV・RCCV ライナ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 又はライナ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。

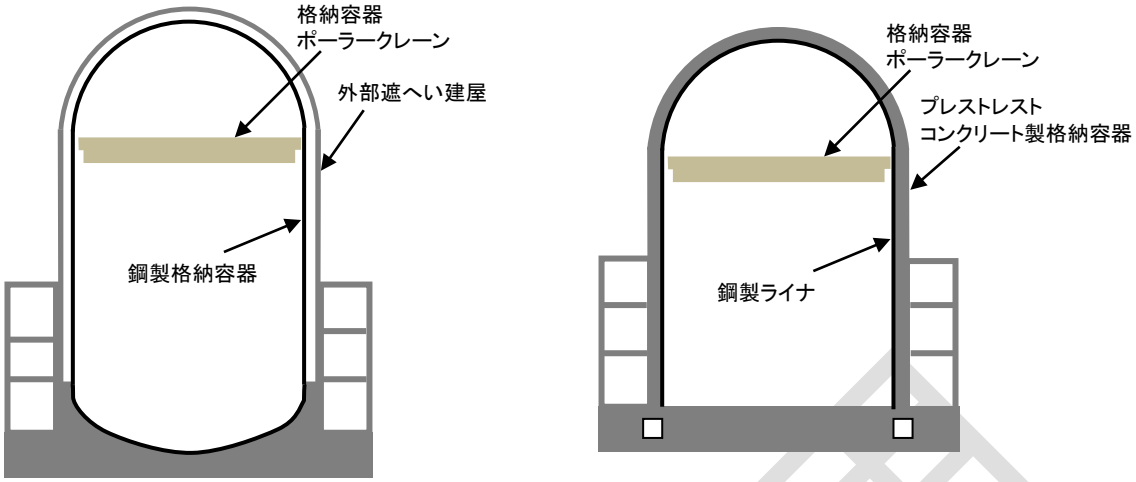
AH.2　原子炉格納容器のフラジリティ評価の考え方

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 又は PCCV・RCCV ライナ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 又は PCCV・RCCV ライナ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可能である。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 又は PCCV・RCCV ライナの塑性変形による効果を適切に考慮することが望ましい。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だけであるので，その発生確率も考慮に入れた評価を行うことが妥当である。

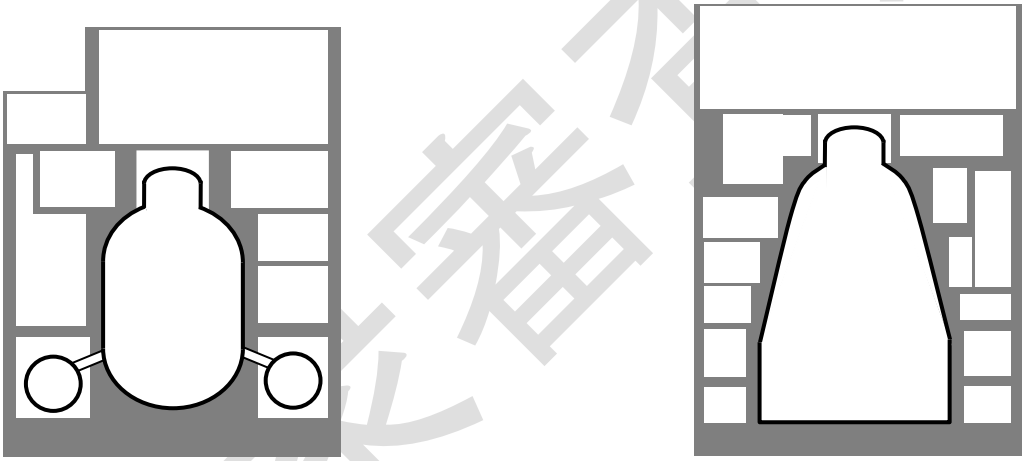
なお，SCV 又は PCCV・RCCV ライナの延性をもとに求めることができる限界の変位量と断層変位ハザードによる発生頻度とを比較し，損傷を想定することが非現実的と判断される場合には，これも評価対象から除外することが可能である。

原子力規制委員会

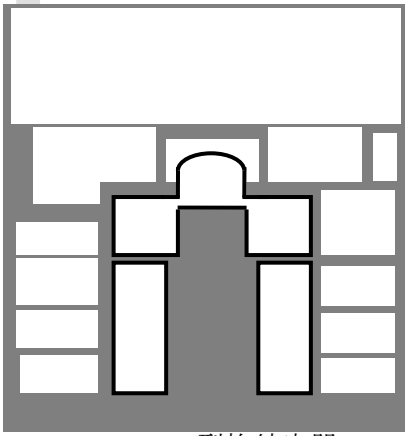


(a)鋼製格納容器(SCV)　　(b)プレストレストコンクリート製格納容器(PCCV)

図 AH.1－PWR の原子炉格納容器の模式図



(a)　MARK-I 改良型格納容器　　(b)MARK-II 改良型格納容器



(c)　ABWR 型格納容器

図 AH.2－BWR の原子炉格納容器の模式図

公表資料

附属書 AI
（参考）
断層変位作用点に関する不確実さの取扱いのための考え方及び留意事項

序文

この附属書では，断層変位フラジリティ評価における断層変位作用点に関する不確実さの取扱いのための考え方及び留意事項を示す。

AI.1 構造物基礎への断層変位作用位置に関わる不確実さの取扱いに関わる背景

断層変位ハザード評価では，対象地点のモデル化において，格子寸法の大きさ（例えば，500m×500m/ 250m×250m/ 100m×100m/ 50m×50m）)をパラメータとして取扱い，寸法の違いで発生確率が異なる。断層変位フラジリティ評価では，対象建屋・構築物への断層変位の作用位置を基礎版幅（例えば，原子炉建屋基礎寸法 80m×80m）としている。両評価において，対象とする寸法及び幅が異なるので，整合を図る必要がある。一方，現行建屋フラジリティ評価では，断層変位作用位置を基礎版面内の最も厳しい部位として，フラジリティのレベルを確認している例がみられる。しかしながら，実現象は，基礎版の任意部位にランダムに作用すると考えられるので，任意部位にランダムに作用するモデルへの改善が必要である。

このような背景から，断層変位ハザード評価と断層変位フラジリティ評価との間における橋渡し格子寸法の考え方，構造物基礎版への断層変位作用部位に関して任意部位にランダムに作用するモデルの提案，及びこれらに関わる適用例も示されている[(1)~(4)]。

AI.2　構造物基礎への断層変位作用位置に関わる不確実さの取扱いの考え方

AI.2.1　断層変位ハザード評価基礎式及び格子寸法の断層変位ハザードへの影響

副断層ハザード評価基礎式は，次式で表される。

$$\nu\ (\boldsymbol{d})_d = \nu_0 + P_{1p} + P_{2d} + P_{3d} \tag{AI.1}$$

ここで，同式内の各パラメータは**附属書 J（参考）**に示すように，$\nu(d)$は副断層の変位量 d がある値を超過する 1 年当たりの頻度，ν_0 は主断層が活動する 1 年当たりの頻度，P_{1p} は主断層が活動した時に断層変位が地表で発生する確率，P_{2d} は主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であり，対象の地域及び地点のモデル化格子寸法の大きさで発生確率が異なる。P_{3d} は副断層の断層変位が評価地点で発生した場合にある値を超過する確率を表す。

P_{2d} における格子寸法の断層変位が地表で発生する確率(P)への影響について述べる。例えば，**図 AI.1** に示すように副断層変位長さを一定とした場合において，格子寸法 500m×500m で 2×2 の 4 分割の 2 か所に副断層が発生した場合の確率(P)は次式から 0.5 となる。

格子寸法 500m×500m の場合：P=2/(2×2)＝0.5

同様に，格子寸法 50m×50m で 20×20 の 400 分割の 12 か所に副断層が発生した場合の確率(P)は次式から 0.03 となる。

格子寸法 50m×50m の場合：P=12/(20×20)＝0.03

格子寸法の違いの断層変位ハザードへの影響の概念を**図 AI.2** に示す。格子寸法が大きい程，断層変位の地表での発生確率が大きくなるので，断層変位ハザードは大きくなる。

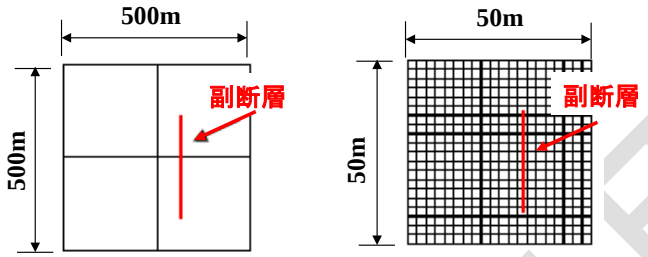


図 AI.1－対象地域・地点のモデル化格子寸法の大きさごとの発生確率の求め方の概念

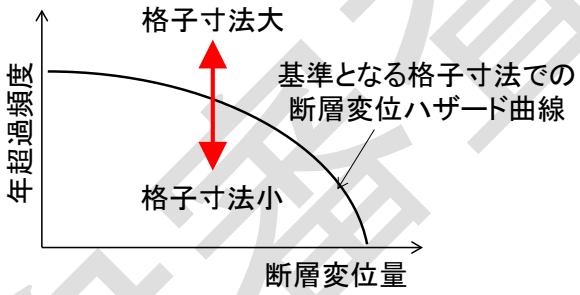


図 AI.2－対象地域・地点のモデル化格子寸法の副断層変位ハザードへの影響の概念

AI.2.2　断層変位の構造物基礎作用部位に関わる不確実さの取扱い

断層変位の建屋基礎版への作用位置に関する現行の取扱いとしては，**図 AI.3** に示すように最も厳しい部位としているが，実現象では基礎面のいずれにもランダムに作用すると考えられる。そこで，最も厳しい部位でのフラジリティをランダム作用位置とした場合の条件付確率として補正する必要がある。

最も厳しい部位でのフラジリティの補正の考え方としては，まず，**図 AI.4** に示す応答評価に関わる 4 つの不確実さ要因（解放基盤位置での断層変位の評価 F_1，地盤応答評価 F_2，建屋・構築物の断層変位に対する応答評価 F_3，機器の断層変位に対する応答評価 F_4）のうちの次の F_2 の不確実さ要因の⑤とする。F_2 に関わる不確実さ要因は次の要因からなる。① 断層諸元（断層タイプ，傾斜角等）：F_{21}　② 地盤モデル（地盤物性，初期応力等）：F_{22}　③ 上部構造物の評価（上載重量，拘束条件）：F_{23}　④ 断層面モデル（断層面の付着・摩擦）：F_{24}　⑤ 入力断層変位作用点：F_{25}

次いで，最も厳しい部位でのフラジリティがランダム等の部位でも同程度と仮定する。

そして，　同フラジリティを**図 AI.5** に示すようにランダム作用位置とした場合の条件付確率として補正する。

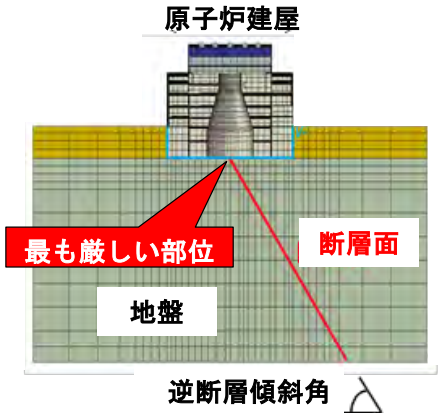


図 AI.3－最も厳しい損傷部位での断層変位フラジリティ評価の概念

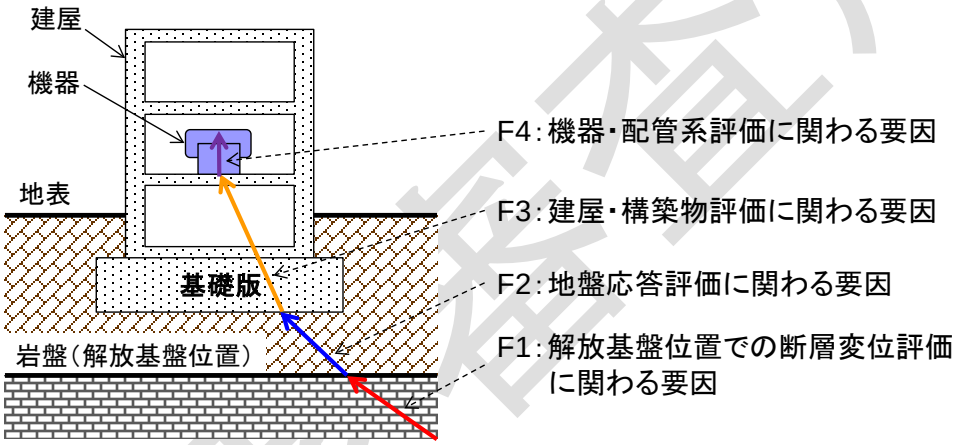


図 AI.4－断層変位フラジリティ評価における応答評価の不確実さ要因の分類

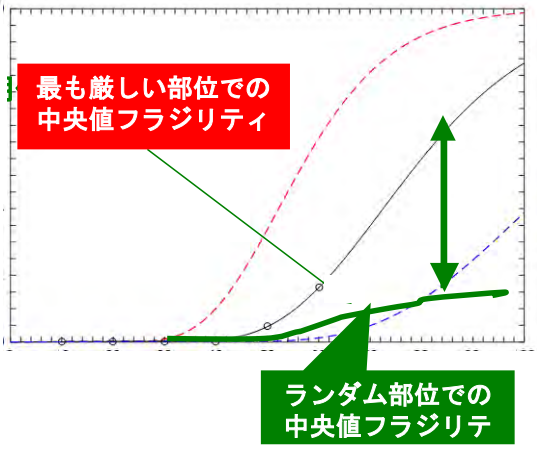


図 AI.5－損傷部位のランダム変位の断層変位フラジリティへの考慮の概念

AI.2.3　ハザードとフラジリティ評価との間での橋渡し格子寸法の設定及びランダム作用部位とした場合のフラジリティ補正の仕方

ハザード格子寸法は，**図 AI.6** に示すように代表的な対象建屋・構築物基礎幅寸法と整合させる。構造物基礎への作用位置の取扱いは，フラジリティ側で対応する。

断層変位の構造物基礎版への合理的作用位置は，**図 AI.6** 中に示すように基礎版面内のランダムな部位である。厳しい部位でのフラジリティをランダム作用部位とした条件付確率として補正する。

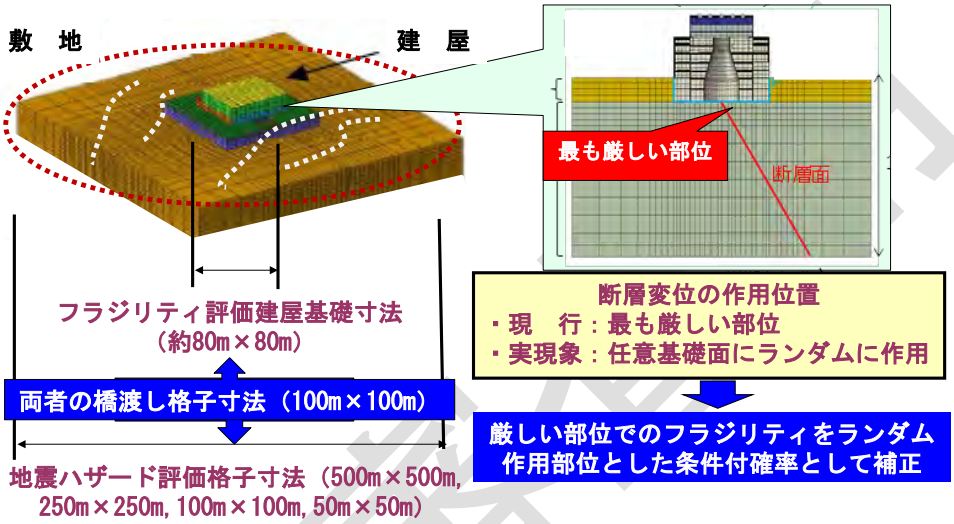


図 AI.6ー断層変位フラジリティ評価手法妥当性検討の枠組み・手順

AI.3 構造物基礎への断層変位作用位置に関わる不確実さの取扱いの考え方の適用例

AI.3.1　原子炉建屋フラジリティ評価への適用

断層変位作用位置に関わる不確実さの影響に関して，文献(2)を参照し，断層変位ハザード評価との整合性を踏まえた建屋フラジリティ評価において適切に考慮するための考え方の例を示す。基本的な考え方としては，断層変位ハザード評価における格子寸法内で断層変位がランダムな位置で発生するとして，**附属書 AF（参考）**で示した原子炉建屋のフラジリティ評価結果を補正するものである。原子炉建屋フラジリティ評価は，次の点に留意して評価されたものである。

- 最も厳しいと考えられる炉心直下位置に断層を仮定する
- 断層長さは保守的に建屋幅よりも十分大きく設定する
- 建屋全体崩壊を基礎版損傷だけの評価で保守的に仮定する
- 基礎版損傷評価に用いている耐力式の保守性に配慮する
- 変位入力問題のため，基礎版が損傷しても上部構造である円筒壁，内壁及び外壁が損傷するまで崩壊しない

以上の留意点を踏まえて，断層変位作用位置に関わる不確実さを考慮するための基本方針を次に示す。

・断層長さは，ハザード計算格子以上で有限長さを想定する
・ハザード計算格子は，構造物寸法と同等を想定する
・断層変位は構造物地下部の任意位置に作用させる
・進行性破壊を無視したフラジリティ評価をベースに補正することを前提とする
・建屋フラジリティ評価では，上部壁（縦ずれの場合），又は基礎・床・壁（横ずれの場合）の支配領域で細分化した構造区画内に断層変位がランダムに作用することを考慮し，対象部材全域で断層変位が作用する場合だけを建屋全体崩壊（大規模損傷）とする
・機器支持部のフラジリティ評価では，当該機器の寸法で細分化した設備区画内に断層変位がランダムに作用することを考慮し，設備直下に断層変位が作用する場合だけを機器支持部の破壊とする（**AI.3.2** 参照）

また，**附属書 AF（参考）**と同様に逆断層を想定した場合の断層変位作用パターンを**図 AI.7** に示す。ここで，現状評価とは，最も厳しいと考えられる炉心直下位置を想定した場合である。

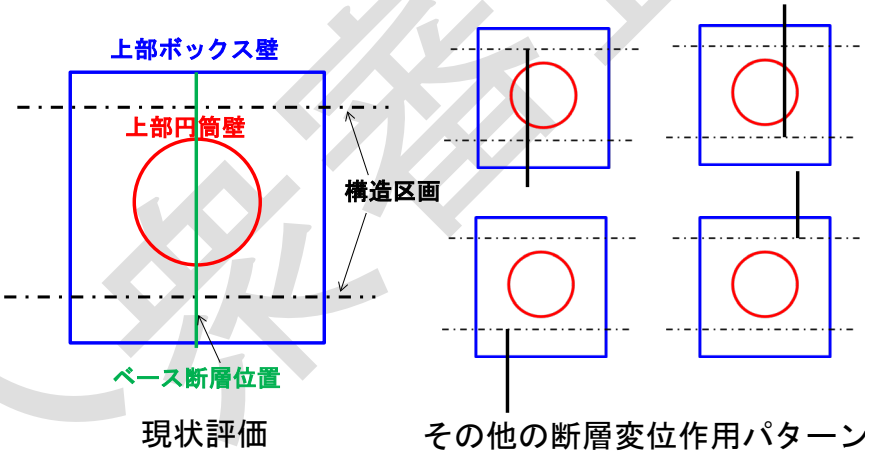


図 AI.7－断層変位作用パターン

上記の断層変位パターンに対応した建屋損傷範囲（図中の赤線）を**図 AI.8** に示す。ここで，各断層変位作用パターンを等重みと仮定すると，大規模損傷に関する建屋損傷確率は 1/5 に低減されることが分かる。

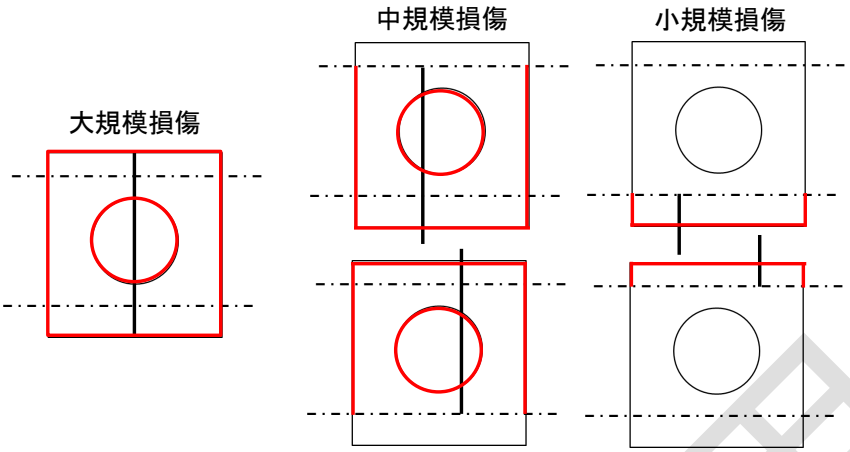


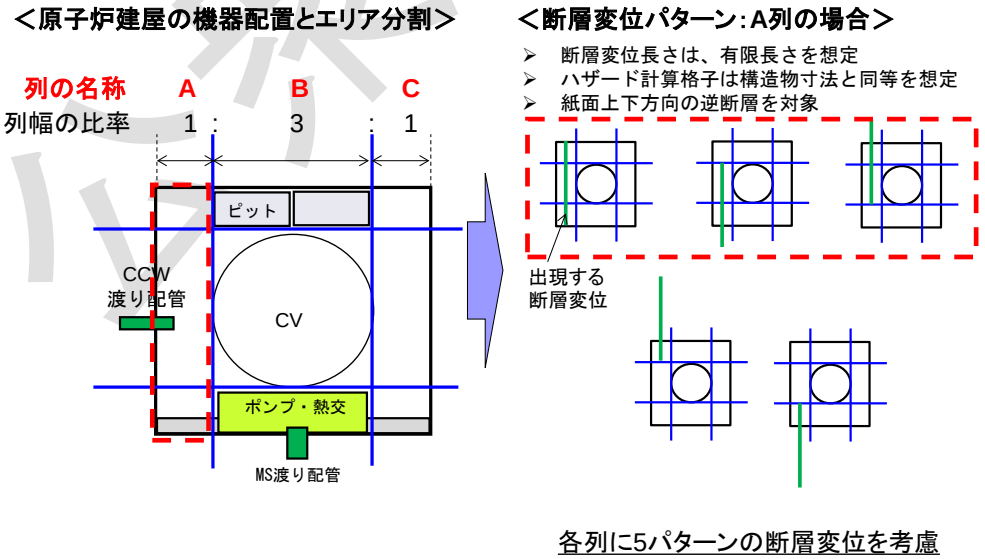
図 AI.8－断層変位作用パターン及び建屋損傷範囲の類型化

AI.3.2　機器・配管フラジリティ評価への適用

断層変位が作用するという条件付き損傷確率として算定したフラジリティに対して，対象機器に断層変位が作用する確率を考慮することで，断層変位の作用位置に関する不確実さを取り込むことができる。

地震ハザード評価格子の中で評価対象機器に断層変位が影響を及ぼし得る確率を P1（地震ハザード格子の面積と対象機器に断層変位が影響を及ぼし得る面積との比率から算定），全ての断層変位の出現形態（断層変位パターン）のうち評価対象機器に影響を及ぼし得るものの割合を P2 とすると，評価対象機器に断層変位が作用する確率 P3 は，式(AI.2) に示すように，P1 及び P2 の積で表すことが可能である。以上の考え方を**図 AI.9** に示す。

$$P3 = P1 \times P2 \qquad \text{(AI.2)}$$



＊対象機器が CCW 渡り配管の場合は，[ ] で囲ったものが P1 及び P2 の対象となる。

図 AI.9－作用位置に関わる不確かさの機器フラジリティ評価への反映方法

AI.3.3　炉心損傷頻度評価への適用

建屋・構築物及び機器のフラジリティは断層変位作用位置及び設備との位置的関係に依存する。そのため，炉心損傷頻度評価においては作用位置及びフラジリティの相関関係を考慮して機器・配管の損傷確率を設定する必要がある。

作用位置及びフラジリティの相関関係を炉心損傷頻度評価に反映する方法として，フラジリティ評価において想定した作用位置で発生する断層変位事象を個別の事故シナリオに見立て細分化し，それぞれの事故シナリオの炉心損傷頻度を定量化したうえで合算する方法がある。この方法では，**図 AI.10** 中に示すように，着目するシナリオで想定される作用位置のパターンに応じてシナリオを細分化し，それぞれの細分化シナリオについて事故シーケンスの定量化を行う。細分化された事故シナリオの条件付き炉心損傷確率を評価する過程において，細分化されたシナリオで想定する作用位置に対応したフラジリティを用いることで，作用位置とフラジリティとの相関関係が適切に炉心損傷頻度評価に反映される。

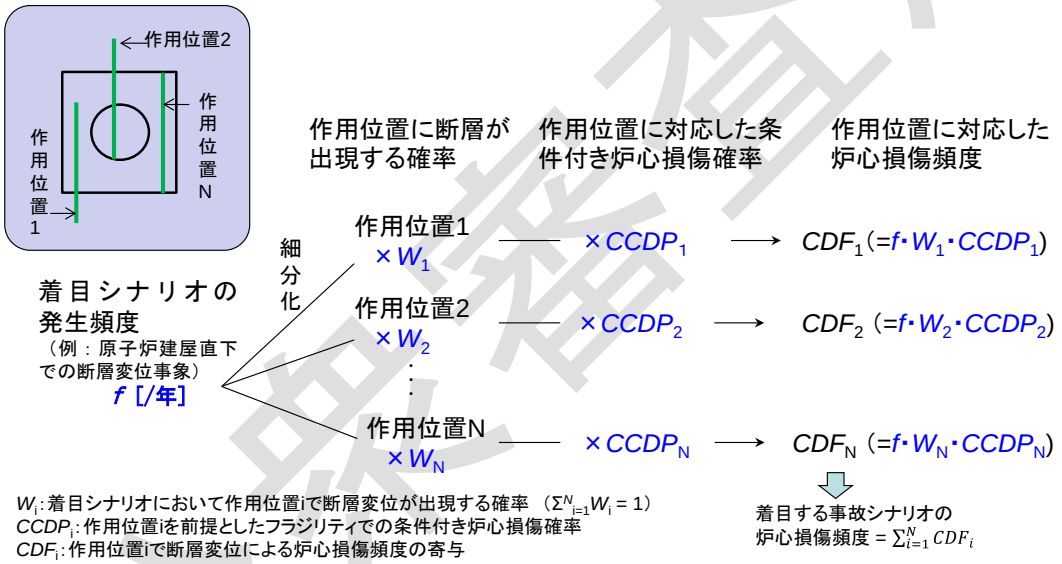


図 AI.10－作用位置に関わる不確かさの事故シーケンス評価への反映方法

【参考文献】

(1) 蛯沢勝三，原口龍将，美原義徳他,“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位置に係る不確実さの取扱いの考え方(1)概要“，日本原子力学会 2019 秋の大会，2019 年 9 月 12 日.

(2) 湯山安由美，美原義徳，原口龍将他,“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位置に係る不確実さの取扱いの考え方(2)地盤・建屋に係る不確実さ要因の分析・検討“，日本原子力学会 2019 秋の大会，2019 年 9 月 12 日.

(3) 原口龍将，美原義徳，湯山安由美他,“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位置に係る不確実さの取扱いの考え方(3)機器・配管に係る不確実さ要

因の分析・検討“，日本原子力学会 2019 秋の大会，2019 年 9 月 12 日.

(4) 田中太，原口龍将，美原義徳他,“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位置に係る不確実さの取扱いの考え方(4)CDF への影響に係る分析・検討“，日本原子力学会 2019 秋の大会，2019 年 9 月 12 日.

公衆審査用

附属書 AJ
（参考）
階層イベントツリーの考え方

序文

この附属書は，断層変位時特有の影響を分析するに当たっての起因事象の考え方及び合理的に評価するために適用する，階層イベントツリーの考え方を記載する。

AJ.1　起因事象の考え方

5.4.1 に述べたように，断層変位時には，複数の SSCs が，単一の断層変位によって同時に損傷する可能性がある。その場合に，同時に複数の PS 及び／又は MS の機能が喪失する事故シナリオが生じる。

断層変位時特有の影響として，同一の断層変位によって単一又は複数の PS が機能喪失して起因事象が発生するが，この附属書では内的事象において分析する“内的事象起因事象”と区別するために，“断層変位による起因事象”という。ここで，内的事象としては発生する確率が小さいとされ，内的事象起因事象としては通常想定されていないような，複数の原子炉補機冷却系を構成する配管の破断などを，断層変位による起因事象として検討する必要がある。

断層変位による損傷などによってシステムの一部となる PS が機能喪失した場合に緩和系である MS が働かなければ炉心損傷に至る。その場合は，そのシステムの一部となる PS の機能喪失は起因事象と同定される。すなわち，起因事象となる一つの損傷（例えば，原子炉冷却材バウンダリを構成する配管一本の破断（LOCA），外部電源喪失など）によるものを単一故障起因事象という。

また，放置すれば炉心損傷に至る PS 損傷（又は機能喪失）が断層変位などによって複数同時に発生する場合（例えば，原子炉冷却材バウンダリを構成する複数本の配管の破断（LOCA），原子炉補機冷却系の複数本破断など）を多重故障起因事象という。

a)　単一故障起因事象　ここでは，同一の断層変位によって，単一の PS が機能喪失する場合を想定する。当該 PS の機能喪失によって，炉心損傷回避に必要な緩和設備の種類及び成功基準を分析し，ある内的事象起因事象による炉心損傷回避に必要な緩和設備の種類及び成功基準が同一であれば，当該内的事象起因事象を単一故障起因事象とすることが考えられる。

b)　多重故障起因事象　ここでは，同一の断層変位によって，複数の PS が機能喪失する場合を想定する。この場合，機能喪失する複数の PS ごとに，**a)**に述べた単一故障起因事象を設定する方法が考えられる。複数の単一故障起因事象に分割し発生確率を算定する場合には，各々の PS は同一の断層変位によって同時に損傷し，機能喪失することに留意する必要がある。例えば，各々の PS の損傷の相関を考慮した機能喪失確率の算定が必要と

なる。なお，断層変位による起因事象には，例えば複数本の原子炉補機冷却系配管破断のように内的事象起因事象として取り上げられていない事象があることに留意する必要がある。

単一故障起因事象及び多重故障起因事象を検討する場合には，起因事象の発生と同時に炉心損傷回避に必要な複数の MS の機能喪失が生じる可能性があることにも留意する必要がある。例えば，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断と同時に ECCS の損傷による機能喪失の可能性を検討する必要がある。

PS 及び／又は MS の同時損傷による機能喪失確率の算定方法は，例えば **8.5.7** に示した損傷の相関係数を適用して算定する方法がある。ここで，損傷の相関を適切に算定するには，相関にかかる SSCs の損傷部位の具体的な同定が必要である。特に，現在の評価技術では三つ以上の SSCs の同時発生に関する損傷の相関性の検討において困難が伴うことが想定される。

なお，断層変位による起因事象と同時に，断層変位によって誘引される内部火災などによる起因事象が発生する場合についても留意する必要があるが，それらは火災 PRA などの標準において必要に応じて具体的に検討されるものとし，この附属書では検討対象外とした。

次の **AJ.2** では，起因事象及び緩和設備にかかる SSCs の同時損傷確率が，ある SSCs の損傷確率に対する条件付確率として表されているとの前提で，多重故障起因事象を対象としたモデルについて検討する。

AJ.2　起因事象モデルについて

断層変位に対して多重故障起因事象が発生する主なモデルとしては，複数の起因事象をマトリックス形式によって設定する方法（この附属書では“マトリックスを用いる方法”という。），多分岐のイベントツリーを用い，各分岐に起因事象を設定する方法（この附属書では“多分岐 ET 法”という。），又はこの標準に示すように二分岐のイベントツリーを用い，複数の起因事象を階層化して設定する方法（以下，階層 ET という）が考えられる。

次の **a)**～**c)**では，二つの起因事象の発生を想定した多重故障起因事象を例にとった場合の起因事象モデルに関する考察を行う。

a)　マトリックスを用いる方法　ここでは，複数の起因事象をマトリックス形式によって設定する，マトリックスを用いる方法の考え方について，二つの起因事象の発生を想定した場合を例に示す。

マトリックスを用いる方法の場合，単一の起因事象の発生を含めた全ての起因事象の組合せについて，起因事象の発生にかかる SSCs のフラジリティなどを用い発生確率を算定後，発生確率の総和が 1.0 となるように規格化を行う必要がある。

起因事象発生確率を算定すると，各起因事象に対するシステムイベントツリー（以下，システム ET という）を用いて，事故シーケンスを定量化することが可能となる。ここ

で，事故シーケンス確率は，各シーケンスにおいて機能喪失する緩和系の種類によって異なってくる。すなわち，多重故障起因事象発生確率はユニークに（一つ）定義されるが，各起因事象から炉心損傷に至る事故シーケンスの条件付き組合せ確率は，組合せの内容によって異なる。

例えば，二つの起因事象（便宜的に，起因事象 A，起因事象 B とする）が多重に発生する場合，二つの起因事象から炉心損傷に至る事故シーケンスの組合せは多数存在するが，各事故シーケンス確率は機能喪失する緩和系によって異なる。炉心損傷に至る事故シーケンスの組合せで条件付き事故シーケンス確率が最も大きいのは（起因事象 B の事故シーケンス確率は，起因事象 A である事故シーケンスが起こる場合の条件付き確率として表される），両事故シーケンスの緩和系が同一であるか，異なるのか，機能喪失が完全相関であるかの場合である。しかし，そもそも起因事象は応答する緩和系が異なることで分類されている。したがって，両事故シーケンスの緩和系は同一とはならない。更に，異なる緩和系の機能喪失が完全相関であること，及び各起因事象に対し複数の緩和系があるので機能喪失の相関が強いとも考えられない。すなわち，炉心損傷に至る事故シーケンスの組合せで，条件付き確率が最も大きいのは，起因事象 A では炉心損傷に至るが，残る起因事象 B では炉心損傷には至らないシーケンスの組合せとなることは容易に想定が可能である。起因事象 B で炉心損傷に至り，起因事象 A では炉心損傷に至らない組合せも存在するが，これは起因事象発生確率及び事故シーケンス条件付き確率によって決まる。

いずれにせよ，多重故障起因事象の場合，条件付き発生確率が大きいものは，一つの起因事象から炉心損傷に至る事故シーケンスだけとなる。ただし，条件付き確率は小さいものの，両事故シーケンス共に炉心損傷に至るという組合せも存在することに留意する必要がある。この点を定量的に確認するためには，後述するように，今後感度解析などを実施して確認する必要がある。

b) 多分岐 ET 法を用いる方法　ここでは，複数の起因事象を，多分岐 ET を用いて設定する，多分岐 ET 法の考え方について，二つの起因事象の発生を想定した場合を例に示す。

多分岐 ET を用いる方法の場合，起因事象発生確率の算定方法はマトリックスを用いる方法とほぼ同じであり，全ての起因事象の組合せについて発生確率の総和が 1.0 となるように規格化を行う必要がある。マトリックスを用いる場合と比較すると，どの起因事象が発生するかを MCS 法によって決定することも可能である。その場合には，起因事象発生確率は確率分布として得られ，発生確率の規格化，事故シーケンスの組合せに関する条件付き確率の算定方法などにおいて工夫する必要があるかもしれない。また，起因事象の発生にかかる SSCs の相関性を考慮したランダムウォークを考慮する必要がある。

いずれにせよ，マトリックスを用いる方法と同じで，炉心損傷に至る事故シーケンスの組合せで条件付き確率が最も大きいのは，起因事象 A（又は B）では炉心損傷に至る

が，残る起因事象 B（又は A）では炉心損傷には至らないシーケンスの組合せとなると考えられる。

c) 階層 ET 法を用いる方法 ここでは，複数の起因事象を，階層 ET を用いて設定する，階層 ET 法の考え方について，二つの起因事象の発生を想定した場合を例に示す。

階層 ET を用いる方法の場合，複数の起因事象を階層化して設定し，**8.2.2** に従い断層変位に対する各起因事象の条件付き発生確率を算定する。階層 ET で複数起因事象の発生をモデル化する場合，ある起因事象 A については，階層 ET の下位の起因事象 B，C などの発生を考慮する場合もあるが，マトリックスを用いる場合及び多分岐 ET を用いる場合と異なり，事故シーケンスを同定するためのシステム ET は，起因事象 A に対するシステム ET で解析する。下位の起因事象 B，C などは，一般的に，当該システム ET の中のヘディング又はフォールトツリー内の基事象としてモデル化を行う。したがって，複数起因事象の発生の場合でも，対象となる事故シーケンスは上位の起因事象 A に対するものだけとなる。

しかしながら，マトリックスを用いる場合及び多分岐 ET を用いる場合においても，複数起因事象の発生に対しては，炉心損傷に至る事故シーケンスの組合せで条件付き確率が最も大きいのは，起因事象 A（又は B）では炉心損傷に至るが，残る起因事象 B（又は A）では炉心損傷には至らないシーケンスの組合せであり，解析対象とする事故シーケンス自体は単一の起因事象であることから，ほぼ同じ解析内容となることが想定される。

階層 ET の場合は，上位の起因事象は下位の起因事象に比べ影響の大きいものを選定することから，マトリックスを用いる場合及び多分岐 ET を用いる場合に比べ，影響の大きい起因事象の事故シーケンスを優先的に取扱っている点が異なる。この点は，マトリックスを用いる場合及び多分岐 ET を用いる場合よっても保守的な取扱いを行っているといえよう。ただし，保守的な取扱いを行っているかどうかについては，今後も引続き検討が必要である。

AJ.3 この標準で推奨する起因事象モデル

AJ.2 よって，この標準では階層 ET を用いる方法を推奨し，階層 ET を用いる場合の実施基準をとりまとめた。

なお，起因事象の発生モデルには，**附属書 AK（参考）**に示すように，耐力が最も小さく，発生する可能性の大きい外部電源喪失の発生をヘディングの先頭に設定するモデル，及び損傷の影響が大きい原子炉建屋破損をヘディングの先頭に設定するモデルが考えられている。

AJ.2 では，二つの起因事象の発生にかかる多重故障起因事象に関して検討を行ったが，三つ以上の起因事象が同時に発生する場合においても，炉心損傷に至る事故シーケンスの組合せで条件付き確率が最も大きいのは，ある起因事象では炉心損傷に至るが，残る起因

事象では炉心損傷には至らないシーケンスの組合せの条件付き確率が最も大きいと推定されることから，解析結果に大きな変化はないと考えられる。この点については，今後も引続き検討する必要がある。

この標準では階層 ET を用いる方法をとりまとめたが，上述したように近似的解析モデルであり，今後は感度解析などによって，近似の精度がどの程度であるかを確認する必要がある。

公衆審査用

附属書 AK
（参考）
イベントツリー作成の考え方

序文

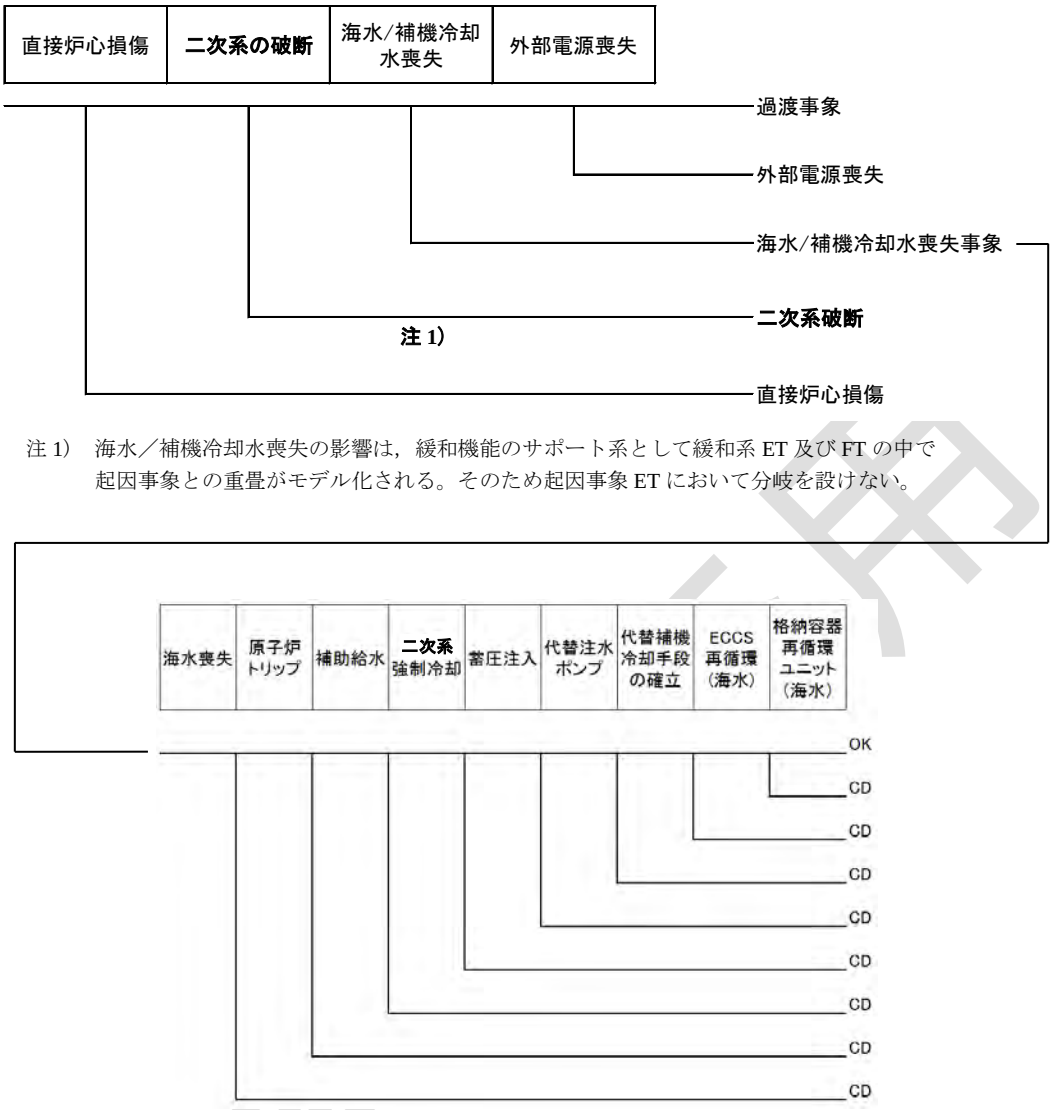
この附属書では，PWR プラントを対象としたイベントツリーの例を挙げて，イベントツリー作成のための考え方を示す。

AK.1　イベントツリーの例及び作成のための考え方

図 AK.1 には PWR のイベントツリーの作成例を示す。この例では，断層変位に続き，原子炉建屋又は一次系バウンダリが損傷すると直接炉心損傷に至るとする。原子炉建屋が健全な場合，格納容器が損傷すれば同じく炉心損傷に至る。このように発生する起因事象の影響が厳しいものから順にツリーとして表したものを起因事象階層ツリーと称している。**図 AK.1** では，海水／補機冷却水系喪失を例として，更に事象を緩和する系統まで展開したイベントツリーの例を示す。ここで，起因事象階層ツリーの表し方は，補機冷却水系及び海水系などのサポート系設備の損傷については，事象緩和を展開したイベントツリーに使用されるフォールトツリーにおいても表現する事によって，起因事象イベントツリーにおける海水／補機冷却水系喪失事象に関わるヘディングよって上流の起因事象とサポート系設備の損傷事象との重畳事象は，事象緩和を展開したイベントツリーの中で評価する事象として取扱う方法を示している。

AK.2　PWR の海水／補機冷却水系喪失事象に対するイベントツリーの例と作成の考え方

PWR の海水／補機冷却水系喪失事象に対するイベントツリーの作成例を**図 AK.1** に示す。この例では，断層変位に続き，建屋・構築物，一次系バウンダリの健全性は確保されたものの海水系又は補機冷却水系の機能が喪失した以降のイベントツリーである。なお，上記の建屋・構築物又は一次系バウンダリのいずれが損傷した場合は，海水系又は補機冷却水系を含めた他の設備の状態にかかわらず，炉心損傷に直結するものと仮定している。イベントツリーの内容は，この例では試評価を目的として RCP シール LOCA 発生の分岐の省略などを行っているものの，基本的には内的事象と同様である。すなわち，蒸気発生器を用いた一次系の減圧を行うための補助給水系及び二次系減圧操作のヘディングがあり，一次系への注入と未臨界維持のための蓄圧注入，一次系のインベントリ確保のための代替注入及び再循環操作，格納容器内圧力の上昇を抑制するための格納容器再循環ユニットへの通水をヘディングとして設けている。これらのいずれかに失敗した場合には炉心損傷に至る。



注 1) 海水／補機冷却水喪失の影響は，緩和機能のサポート系として緩和系 ET 及び FT の中で起因事象との重畳がモデル化される。そのため起因事象 ET において分岐を設けない。

注記 この例では，海水／補機冷却水系喪失の事象進展イベントツリーの展開例を示している。なお，事象緩和を展開したイベントツリーでは，RCP シール LOCA は発生するものとしてヘディングを省略している。

図 AK.1ーイベントツリー（PWR の海水／補機冷却水系喪失の例）

【参考文献】

(1) 田中太，宮田学，原口龍将他，“断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用例～（４）断層変位事故シナリオ同定・事故シーケンス評価手法の仮想プラントへの適用例”, 日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集, 岡山, 2018 年 9 月 5 日～7 日, 1P17（2018）

附属書 AL
（参考）
フォールトツリー作成の考え方

序文

この附属書では，フォールトツリーの例を挙げて，フォールトツリー作成のための考え方を示す。

AL.1　フォールトツリーの例及び作成のための考え方

図 AL.1 は，PWR プラントの海水系配管の損傷を頂上事象としたフォールトツリーの例である。海水系配管が構造損傷に至る要因を分析し，論理記号を用いて展開している。海水系配管が損傷する要因として，ランダム故障，断層変位による構造損傷（二つの副断層を考慮），地震動による損傷を考慮している。地震動による損傷に関わる基事象は，地震との重畳の影響を感度解析によって評価するためにモデル化されている。このように，系統機能への影響が同じとみなすことが可能である機器の損傷要因については，OR ゲートの下に損傷要因を展開することが可能である。

図 AL.2 には，システムの機能喪失に関わるフォールトツリーの例として，補助給水系による蒸気発生器への給水機能喪失を頂上事象としたフォールトツリーの例を示す。機能喪失に至る要因として，人的過誤，水源である補助給水タンクの構造損傷，ポンプ周りの設備の機能喪失がモデル化されている。ポンプ周りの設備については，ポンプ本体とそのサポート系，配管，弁類の故障の影響がトランスファー先のフォールトツリーで展開されている。他の系統についても，基本的には**図 AL.2** の補助給水系の機能喪失を頂上事象としたフォールトツリーの例と同様の考え方で作成が可能である。

原子力規制委員会 公表資料

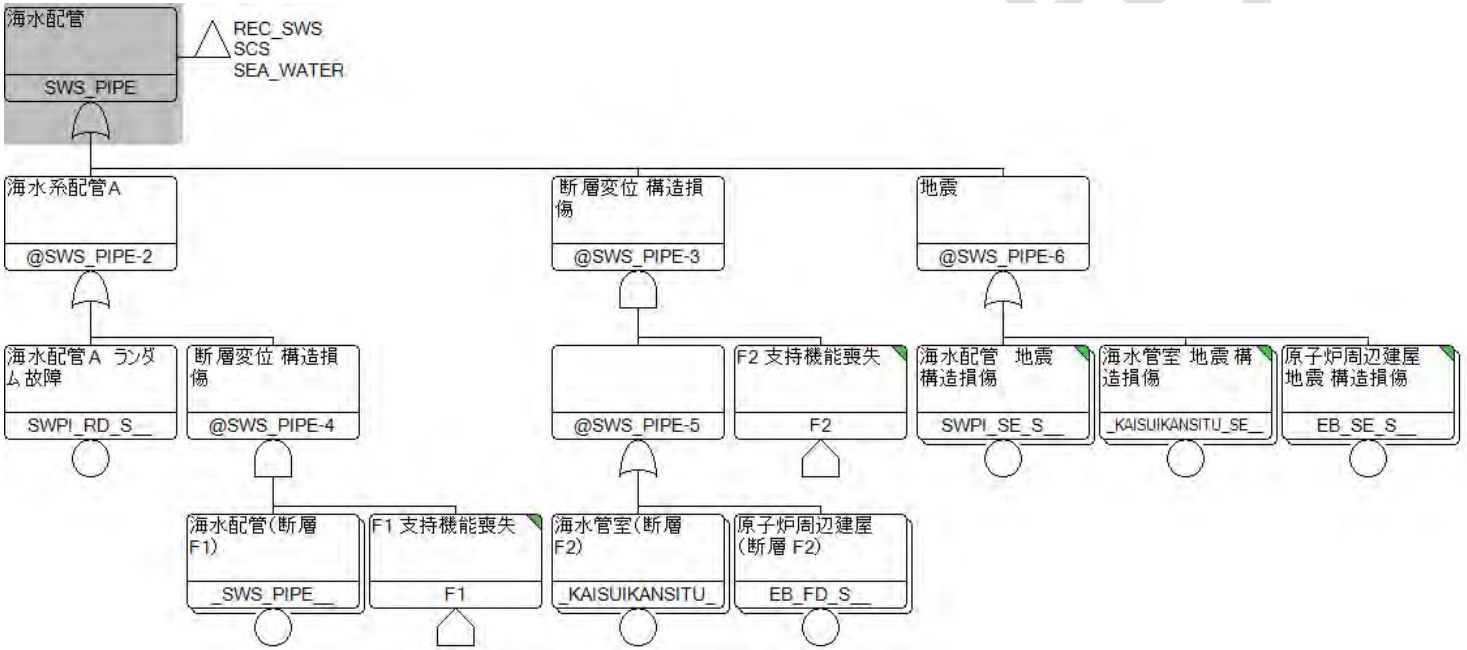


図 AL.1ー海水系配管のフォールトツリーの例

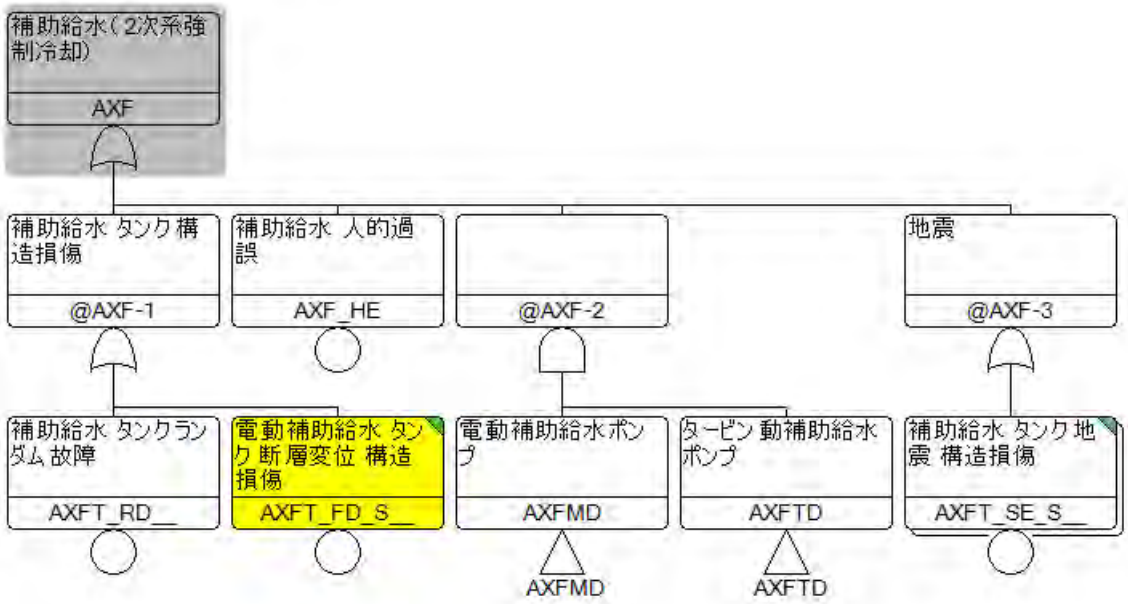


図 AL.2ー補助給水系のフォールトツリーの例

公衆

附属書 AM
（参考）
SSCs の断層変位による機能喪失における留意すべき事項

序文

この附属書は，断層変位による機能喪失のモデル化において留意すべき事項を記載する。

AM.1　断層変位による機器損傷の影響

断層変位による機器損傷の影響については，**8.4.5 a)**の損傷モードがフォールトツリーでは考慮される。このような損傷モードは，次のような過程を通して検討する。

システム解析において，フォールトツリーの作成範囲の検討，及び断層変位時に特有の静的機器などのモデル化を通して断層変位 PRA の評価対象機器を選定し，機器リストを作成してフラジリティ評価者へ提示する。この断層変位 PRA の評価対象機器に対し，機器類のカテゴリー化の検討，対象機器の損傷モードの検討などを実施し，フラジリティ評価結果と共にシステム解析者へ提示する。このようなフラジリティ評価結果から，機器の損傷モードに基づきシステム的な影響を検討することが望ましい。

特に，断層変位によって機器が損傷した場合にシステムに与える機能損失への影響は，内的事象と異なり機器の損傷形態によっては広い範囲に及ぶ可能性がある。つまり，冗長性のある同一システム内の他のシステムへの二次的影響などを考慮してモデル化を行う必要がある。

a)　機器損傷モードから発生する機器損傷の分析　機能損傷の場合は，喪失する機能で損傷モードを表現し（例：ポンプ起動失敗，弁開閉失敗），事故シーケンス評価に反映する。構造損傷の場合には，その機器の主要な部品が損傷するような機能喪失（例：外部電源設備のセラミックインシュレータの損傷），バウンダリ損傷による機能喪失（例：タンクの胴部の損傷），これらの機器を支持している直接支持構造物（基礎ボルト，支持脚）及び間接支持構造物（例：コンクリートダクト）の損傷による間接的な機器本体の機能喪失を事故シーケンス評価に反映する。なお，基事象の数は膨大になる可能性があるため，機能損傷又は構造損傷のうち最も損傷確率の高い損傷モードを SSCs の断層変位による損傷に相当する基事象として事故シーケンス評価に反映してもよい。

b)　機器損傷の影響評価　機器損傷の影響としては，その機器が有している機能だけが喪失する場合と，その機器の損傷によって二次的な影響として他の機器の機能も喪失させる場合がある。特に配管の場合には，タイライン及びヘッダラインのような複数の機器に影響を与えるものに注意する必要がある。また，影響を分析する上で，その機器の損傷が発生した場合に，自動的に作動するシステム（例：隔離システム）をもつ場合には，その効果を含めて検討する。

附属書 AN
（参考）
断層変位発生後の恒設設備に対する復旧操作について

序文

この附属書は，断層変位発生後の恒設設備に対する復旧操作を記載する。

AN.1　断層変位発生後の恒設設備に対する復旧操作について

断層変位発生後の恒設設備に対する復旧として，断層変位要因の損傷に対する復旧操作とランダム要因の故障に対する復旧操作では，事故シーケンス評価において扱いが異なるものと考えられる。

a)　断層変位要因の損傷に対する復旧操作　一般に，開閉所機器又は所外送電網鉄塔などの大規模な設備ですぐに修理することが困難な設備に対して，断層変位発生後の初期に復旧に期待することは現実的ではない。一方で，断層変位によって損傷した小規模な設備に対して，あらかじめ所内で保管している資機材又は部品を用いた交換作業によって所期の機能を回復することも考えられる。これらに期待する場合には，断層変位発生後の事故シナリオにおける時間余裕内において，復旧作業員の確保が可能であるか，現場への接近性に問題ないか，作業用設備の確保及び／又は交換部品の確保が可能であるかなど，注意深く検討する必要がある。また，サイト・プラントウォークダウンによる現場確認をすることによってその妥当性を確認することが可能である。

b)　ランダム要因の故障に対する復旧操作　断層変位時において，ランダム要因の故障に対する復旧操作に期待する場合には，内的事象に比べて作業環境の悪化など復旧操作が複雑となり得る。復旧失敗確率を評価する際にはこのような状況を考慮する必要がある。

公衆審査用

附属書 AO
（参考）
感度解析項目選定において留意すべき事項

序文

この附属書は，感度解析の実施対象の選定において留意すべき事項を記載する。

AO.1　感度解析項目の選定の考え方及び感度解析項目の例

事故シーケンスの定量化においては，モデル上の仮定など解析者の判断に基づいた仮定が，解析結果にどの程度影響し得るかを評価することが重要である。このための感度解析の実施対象としては，結果に重要な影響を及ぼし得る仮定を選定する。

通常考慮される感度解析項目は，重要と考えられる解析上の仮定，重要度評価の結果から重要と判明した機器損傷，故障確率，計算結果として得られた支配的因子を含めて，評価結果に重要な影響を及ぼし得る仮定，モデル，データなどを選定する。

断層変位 PRA の場合には次のような感度解析項目の候補が考えられる。

- 重要度評価の結果，事故シーケンスの発生頻度に大きな影響を与え得る機器損傷，故障などのパラメータ（特に耐力データ，応答データ）
- 構築物，機器の耐力及び応答の相関の度合い（完全相関，相関の程度を定量化する部分相関，完全独立の想定）
- 断層変位発生後の運転員の操作失敗確率とそのときに考慮する断層変位による運転員へのストレスレベル
- サイト・プラントウォークダウンで得られた結果で機器耐力などの形で定量的に反映することが困難で，かつリスクへの影響が大きいと判断される事項
- 損傷又は故障した機器の復旧を評価する場合の復旧の条件又は確率
- 余震による断層変位による設備損傷の影響
- 重畳が予想される地震動による設備損傷の影響

断層変位と重畳する地震動による炉心損傷頻度への影響を評価した感度解析の例を**図 AO.1** に示す。この例では，断層変位によるプラント設備への影響に加えて，地震動によるプラント設備の損傷が想定される場合の条件付き炉心損傷頻度を断層変位量ごとに評価することによって，断層変位及び地震動の重畳が炉心損傷シナリオに大きく影響する重畳ハザードの領域の特定を行ったものである。

公衆審査用

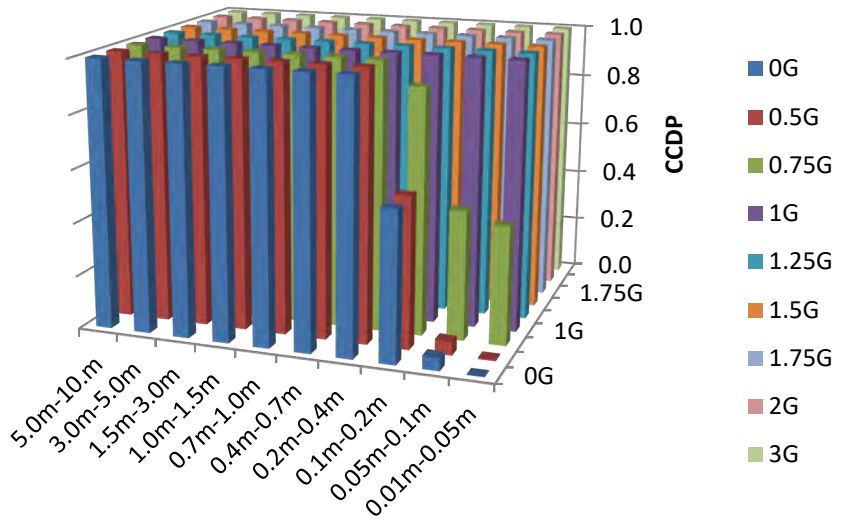


図 AO.1－地震動との重畳の影響を考慮した感度解析の例(1)

公衆審査

【参考文献】

(1) 田中太，宮田学，原口龍将他，“断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用例～（４）断層変位事故シナリオ同定・事故シーケンス評価手法の仮想プラントへの適用例”，日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集，岡山，2018 年 9 月 5 日～7 日，1P17（2018）

附属書 AP
（参考）
不確実さ解析の考え方

序文

この附属書は，不確実さ解析の実施手順を例に挙げ，不確実さ解析の考え方を記載する。

AP.1　不確実さ解析の例

図 AP.1 に示す不確実さ解析の手順の例に沿って，不確実さ解析の実施手順及びその考え方を説明する。

a)　解析条件の設定　不確実さ解析における解析条件（信頼度区分数など）を設定し，事故シーケンス解析コードの入力データを作成する。

b)　信頼度別機器損傷確率の算定　評価対象機器の断層変位量ごとの応答データと耐力データから，応答値が耐力値を超える確率分布として信頼度別地震誘因損傷確率を算出する。

点推定解析では，機器応答のモデル及び知識の不確実さにかかる対数標準偏差 β_{ru}，機器耐力のモデル及び知識の不確実さにかかる対数標準偏差 β_{cu} を機器応答及び機器耐力のランダムな不確実さにかかる対数標準偏差 β_{rr}，β_{cr} と同様な取扱いをした。しかし，不確実さ評価においては，信頼度というパラメータを導入し，信頼度に応じて機器応答及び機器耐力の中央値を変化させることによって機器損傷確率分布を算出する。

式(AP-1)に，信頼度 N における機器損傷確率の算出式を示す。

$$P(d,N)=\Phi\left[\frac{\ln\left(M_R(d)/M_C\right)+\sqrt{\beta_{ru}^2(d)+\beta_{cu}^2}\,X(N)}{\sqrt{\beta_{rr}^2(d)+\beta_{cr}^2}}\right] \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\text{(AP-1)}$$

ここで，

d　：断層変位量

N　：信頼度（%）

$P(d,N)$　：断層変位量 d，信頼度 N での機器損傷確率

$X(N)$　：信頼度 N に対応した確率変量

Φ　：標準正規確率関数

$MR(d)$　：断層変位量 d での機器応答の中央値

M_c　：機器耐力の中央値

$\beta_{rr}(d)$　：断層変位量 d での機器応答のランダムな不確実さにかかる対数標準偏差

$\beta_{ru}(d)$　：断層変位量 d での機器応答のモデル及び知識の不確実さに

かかる対数標準偏差

β_{cr}　：機器耐力のランダムな不確実さにかかる対数標準偏差

β_{cu}　：機器耐力のモデル及び知識の不確実さにかかる対数標準偏差

式(AP-1)における $X(N)$は信頼度 N に対応した確率変量であり，次に示す式(AP-2)で表される。

$$X(N)=\Phi^{-1}\left[\frac{N}{100}\right] \quad \cdots\cdots(\text{AP-2})$$

式(AP-1)に基づいて，点推定解析で生成した各事故シーケンスの最小カットセットに含まれる機器の信頼度別損傷確率を，各断層変位量に対する機器応答値及び耐力データを用いて算出する。

なお，機器損傷の相関のべき乗数は，全信頼度区分に対して点推定解析で用いた値を共通に用いる。

c)　信頼度別起因事象発生確率の算定　点推定解析で設定した起因事象発生確率モデルに現われる機器の信頼度別損傷確率に基づき，各起因事象の断層変位量ごとの信頼度別発生確率を算出する。更に事象の厳しい順に階層ツリー処理を行うことによって，事故シーケンスの不確実さ評価で用いる信頼度別起因事象発生確率を算出する。ここで，各起因事象の信頼度別発生確率を算出する場合には，起因事象ごとに評価対象機器の信頼度別損傷確率の組合せを LHS 法又は MCS 法によってサンプリングして，起因事象発生確率を算出し，全サンプリングケースを整理して，信頼度別起因事象発生確率を求める。

d)　事故シーケンスの最小カットセットに含まれる基事象のサンプリング　評価対象とする事故シーケンスごとに，事故シーケンスを構成する基事象に対して，信頼度別基事象確率の組合せを LHS 法又は MCS 法によってサンプリングする。

e)　信頼度別条件付き事故シーケンス発生確率の算出　上記 **b)～d)**に基づき，事故シーケンスの最小カットセットに対し，サンプリングされた基事象確率の組合せを上限近似法によって解析し，断層変位量ごとの信頼度別条件付き事故シーケンス発生確率（信頼度別条件付き事故シーケンス発生確率曲線）を求める。

f)　事故シーケンス及び断層変位ハザード曲線のサンプリング　評価対象とする信頼度別条件付き事故シーケンス発生確率曲線及び信頼度別断層変位ハザード曲線に対して，信頼度の組合せを LHS 法又は MCS 法によってサンプリングする。

g)　炉心損傷頻度分布の算出　上記 **e)～f)**に基づき，信頼度別条件付き事故シーケンス発生確率曲線と信頼度別断層変位発生頻度曲線との合積をとり，評価対象とする事故シーケンスの発生頻度分布を算出し，その総和から炉心損傷頻度分布を算出する。また，炉心損傷頻度分布から，平均値，中央値，5%信頼度値及び 95%信頼度値などを算出する。**図 AP.2** に炉心損傷頻度分布の算出結果の例[(1)]を示す。

原子力規制委員会

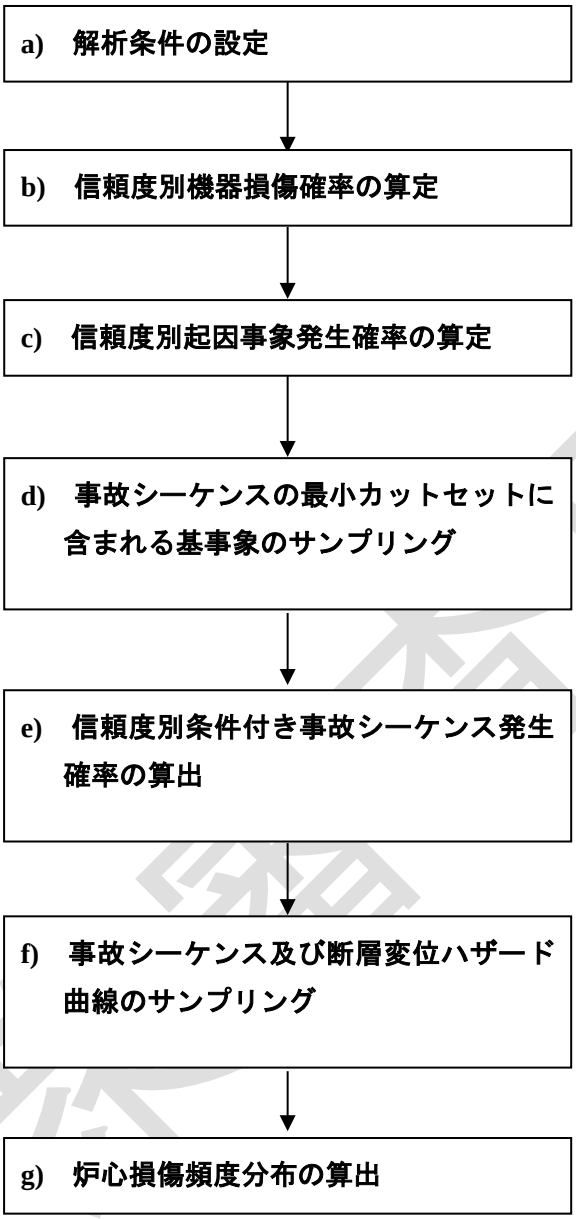


図 AP.1－不確実さ解析の手順

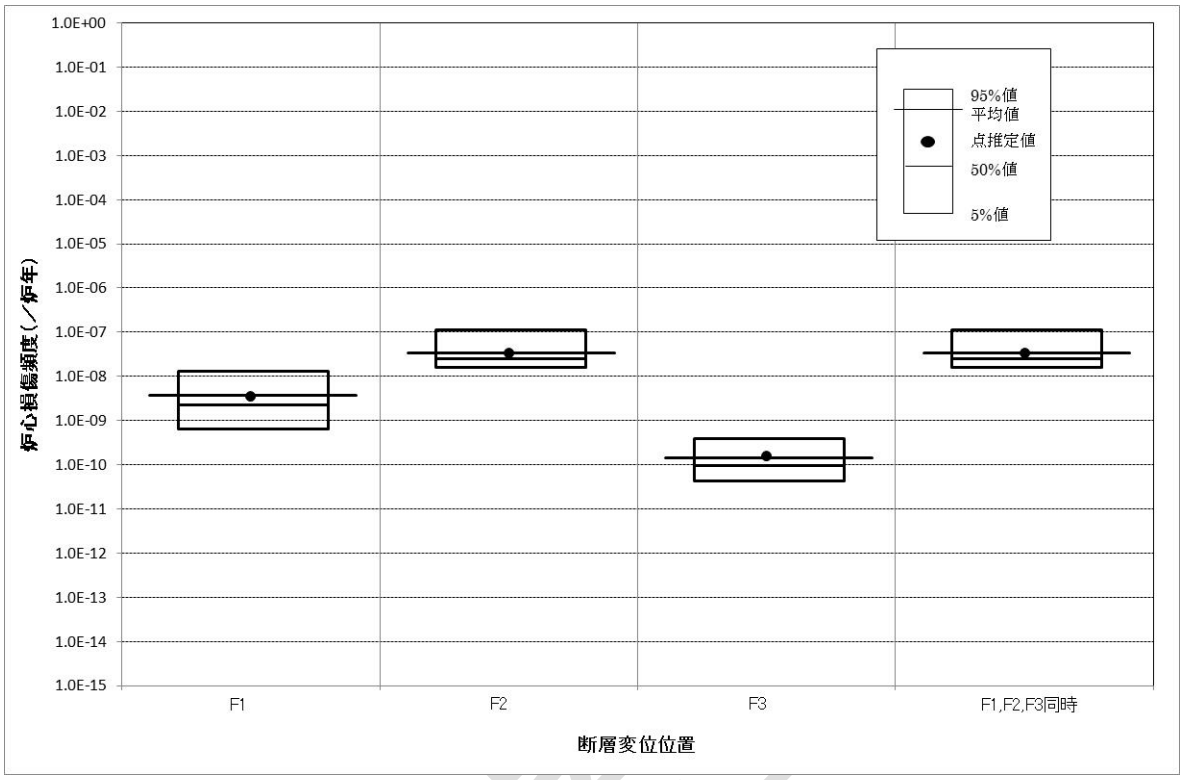


図 AP.2－炉心損傷頻度の不確実さ解析結果の例

公衆縦覧

【参考文献】

(1) 田中太，宮田学，原口龍将他，“断層変位 PRA 手法の改良と仮想プラントへの適用例～（４）断層変位事故シナリオ同定・事故シーケンス評価手法の仮想プラントへの適用例”, 日本原子力学会 2018 年秋の大会予稿集, 岡山, 2018 年 9 月 5 日～7 日, 1P17（2018）

附属書 AQ
（参考）
相関性の取扱いに関わる留意事項

序文

この附属書は，機器などの損傷確率の評価における相関性の考え方及び評価において相関性を取扱う場合の留意事項を記載する。

AQ.1　相関性に関する留意事項

機器及びシステム間に完全相関又は完全独立を仮定した場合，現実的な相関性を考慮した評価結果と差異が生じることから，評価の目的として，より現実的な評価を行う場合には，相関性を適切に考慮する必要がある。

しかしながら，その一方で，機器及びシステム間での相関性を考慮する場合の適切な相関係数の定量化が困難な場合がある。また，全ての SSCs に対して相関性を考慮することは膨大で複雑な作業となりえること，また評価結果に影響を及ぼさない SSCs に対して相関性を考慮することは工学的に大きな意味を持たない場合もあることから，リスク上重要な SSCs（例えば, RAW 値又は FV 値の大きな SSCs）を対象とするなどの方法が効果的である。したがって，相関性を考慮した断層変位リスク評価を行う場合には，その評価の目的に応じて，その適用範囲及び用いる相関係数などについて検討を行う必要がある。

AQ.2　相関性の意味について

機器又は建屋など（以下，機器などという）の損傷確率は，耐力の確率分布と与えられた入力断層変位に対する応答の確率分布から，応答が耐力を上回る確率として計算する。炉心損傷事故シーケンスの発生確率は，当該事故シーケンスを構成する機器損傷の組合せの発生確率として計算する。このとき，その組合せに含まれる複数機器などの同時損傷又は，より一般的には，複数機器などの損傷の有無の組合せごとの発生確率を評価するが，そのような確率の計算では，機器などの耐力の確率分布及び応答の確率分布について，機器などの間で相関性があることを考慮している。

例えば，応答の確率分布は地盤応答，建屋応答，機器応答の各計算プロセスで用いられるモデル及びパラメータに関する不確実さが原因で生じるので，同じ建屋，構築物へ設置された機器の応答は，強い相関をもつ可能性がある。また，断層変位は局所的に発生する事象であることから，近い位置に設置された機器の応答は，強い相関をもつ可能性がある。

AQ.3　相関性の取扱い方法及び留意事項について

断層変位ごとの機器などの間の損傷の相似性を考慮して損傷確率を評価する方法として，次に示す方法がある。

－　現実的な相関係数を設定して同時損傷確率を求める方法
－　損傷の完全相関（完全従属）を仮定する方法
－　損傷の完全独立を仮定する方法

これらの相関性の評価方法がシステム全体に及ぼす影響は次のようになる。簡単な具体例として，損傷確率がそれぞれ P(X)，P(Y)である X，Y の二機器からなるシステムを考える。

システムの損傷確率は，直列システムの場合には P(X∪Y)，並列システムの場合には P(X∩Y)である。相関係数 ρ，P(X∪Y)，P(X∩Y)の関係は図 AQ.1 のようになる。

完全独立の場合には相関係数は 0 であり，完全相関（完全従属）の場合には相関係数は 1 である。現実的には相関係数は 0 と 1 との間の数値となる。このため，完全独立を仮定する場合には，直列システムの損傷確率を過大評価，並列システムの損傷確率を過小評価することとなる。逆に完全相関（完全従属）を仮定する場合には，直列システムの損傷確率を過小評価，並列システムの損傷確率を過大評価することとなる。

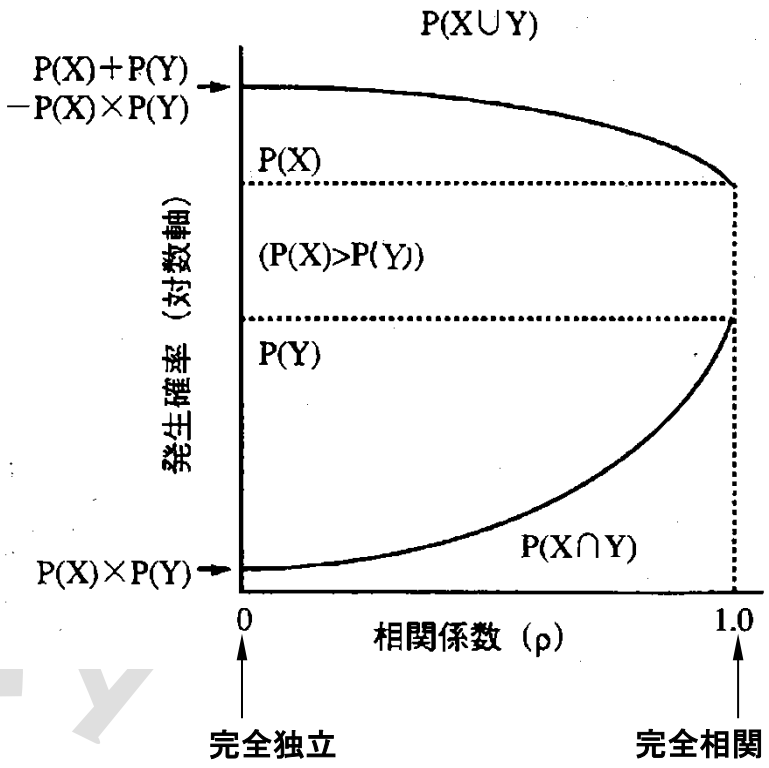


図 AQ.1－機器損傷の相関が及ぼす影響(1)

【参考文献】

(1)　リスク評価解析研究室，“軽水炉モデルプラント地震 PSA 報告書”，JAERI-Research 99-035，日本原子力研究所（1999）

附属書 AR
（参考）
格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析に関わる留意事項

序文

この附属書は，格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析に関わる留意事項を記載する。

AR.1　格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析において留意すべき事項

格納容器機能喪失事故シナリオの分析は，次に留意して実施する。

a)　断層変位による格納容器本体の損傷　原子炉建屋などのフラジリティ評価に基づいて建屋の断層変位による損傷確率が得られる。この建屋の損傷に従属的に格納容器本体が損傷することが考えられる。

b)　断層変位による格納容器耐力の低下　シビアアクシデントでは，デブリと冷却材又はデブリとコンクリートが相互作用し，水蒸気及び非凝縮性ガスが発生して格納容器内に蓄積し，格納容器内圧が上昇し，格納容器の耐圧に到達した時点から格納容器内の放射性物質が環境に放出される。断層変位によって格納容器の耐圧が低下する場合には，格納容器内圧が上昇して格納容器が過圧破損する時期が早まることが考えられる。

この格納容器耐力の低下については，レベル 2PRA のソースターム解析の段階で，解析によってその影響を検討する。

c)　断層変位による格納容器隔離の失敗　断層変位によって建屋貫通部配管の破損又は格納容器隔離弁が閉鎖できなくなると，炉心損傷で発生した放射性物質が格納容器から環境へ直接放出される可能性がある。

d)　断層変位による格納容器圧力抑制機能の喪失　断層変位によって BWR プラントの残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），格納容器ベント管及び圧力抑制室の損傷並びに PWR プラントの格納容器スプレイ系が損傷すると格納容器圧力抑制機能が喪失し，格納容器が過圧で破損する可能性がある。

e)　断層変位による格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失　断層変位によって BWR プラントの残留熱除去系，PWR プラントの余熱除去系及び格納容器スプレイ系，BWR プラント及び PWR プラントの補機冷却水系などの，炉心崩壊熱を除去するシステムが損傷すると格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し，格納容器が過温又は過圧で破損する可能性がある。

f)　断層変位による放射性物質放出抑制機能の喪失　断層変位によって BWR プラントの残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），格納容器ベント管及び圧力抑制室の損傷，並びに PWR プラントの格納容器スプレイ系が損傷すると放射性物質放出抑制機能が喪失し，炉心損傷で発生した放射性物質をこれらの系統に保持できなくなり，格納容器の

破損口から放射性物質が環境に放出される可能性がある。

g) 断層変位によるアクシデントマネジメントへの影響 断層変位によって格納容器底部ひずみの影響考慮した場合に，BWR プラントの圧力抑制室（ダイヤフラムフロアのサポート）及び主蒸気逃がし安全弁排気管の損傷による直接的な損傷影響ではなく，格納容器を過圧する事故シーケンス影響を与え, PCV への注水及び PCV ベントまでの時間余裕が減少する可能性がある。この場合には，アクシデントマネジメントの人的過誤へ影響を与える(1)。

【参考文献】

(1) 織田伸吾，藤岡文平，田中太他，“断層変位下における格納容器機能喪失の事故シナリの分析・検討”，日本原子力学会 2019 年秋の大会予稿集，富山，2019 年 9 月 11 日～13 日，2O07（2019）

公衆縦覧用

附属書 AS
（参考）
格納容器イベントツリーにおけるモデル設定の考え方

序文

この附属書は，格納容器イベントツリーの作成に当たって必要となる，断層変位 PRA のためのプラント損傷状態の分類の例，格納容器イベントツリーヘディングの例，及び格納容器機能喪失モードの検討例を挙げ，格納容器イベントツリーのモデル設定のための考え方を記載する。

AS.1　断層変位 PRA のためのプラント損傷状態の分類の例及び考え方

内的事象 PRA で用いている手法を踏まえ，次の方法で実施することが望ましい。

レベル 1PRA で得られる炉心損傷に至る事故シーケンスを，その特徴を考慮して幾つかのグループに分類する。同じグループに分類した事故シーケンスを一つのプラント損傷状態と定義して格納容器イベントツリーの初期状態とする。

プラント損傷状態を定義する場合には，炉心損傷以降の事故シナリオの分析を合理的に行えるよう，内的事象 PRA の考え方に基づき，断層変位時に特有な影響も考慮して，事故シーケンスの特徴を表す要素を摘出して定義する。また，炉心損傷に至る事故シーケンスの定量評価結果として発生頻度の低い稀有な事象については，格納容器機能喪失頻度及びソースタームへの影響の観点から，格納容器イベントツリーの展開，事故進展解析などの評価を実施するかどうか判断してプラント損傷状態を定義してもよい。

ここで断層変位時のレベル 1PRA の起因事象イベントツリーに階層構造を用いている場合には，起因事象発生によって想定される影響の規模又は影響範囲などの大きさによって階層の順位付けを決める。断層変位時に直接炉心損傷に至ると工学的に判断される起因事象としては，原子炉建屋破損，格納容器機能喪失，原子炉圧力容器破損などがあり，内的事象 PRA では発生頻度が極めて低いとして評価対象外とされている事象である。レベル 1 断層変位 PRA では，これらの起因事象について緩和設備又は緩和操作の効果に期待することが不可能であると想定して，直接炉心損傷に至るものとすることも考えられる。レベル 2 断層変位 PRA における格納容器機能喪失頻度の算定においても，緩和設備の故障又は緩和操作の失敗を想定して直接格納容器機能喪失に至るとしている。ただし，原子炉圧力容器破損の場合は，内的事象 PRA と同様に炉心損傷後から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展を格納容器イベントツリーにおいて展開し，定量化する必要がある。

一方，レベル 2 断層変位 PRA においてこれらの事象の事故進展解析を実施し，ソースタームを求めるためには事故進展シナリオの設定が必要である。そのため，これらの事故シーケンスを緩和設備の故障又は緩和操作の失敗の組合せとして次のように表すことがある。

直接炉心損傷に至るとした原子炉建屋破損又は格納容器機能喪失の事故シーケンスは，

その他の下位の事故シーケンスのうち同一断層変位に対して最もぜい弱であると評価された，発生頻度が最大となる事故シーケンスが発生し，同時に原子炉建屋破損又は格納容器機能喪失が発生する重畳事象として，プラント損傷状態を仮定する方法，若しくは同一断層変位に対して原子炉建屋破損又は格納容器機能喪失の確率よっても小さいと想定される主給水を含めた炉内への注水機能及び全ての緩和機能が喪失し，同時に原子炉建屋又は格納容器機能喪失が発生する重畳事象として，プラント損傷状態を仮定する方法がある。

原子炉圧力容器破損の事故シーケンスは，大破断 LOCA 又は計装用案内管の全数破断などを仮定して事故進展解析を実施している例がある。この場合，炉内への注水機能を含む全ての緩和機能が喪失すると仮定し，格納容器機能喪失まで及び格納容器機能喪失以降の事故進展解析を行う。

なお，断層変位時に特有な影響を考慮することによってプラント損傷状態の定義を内的事象 PRA から変更する場合には，新たな定義に対応するように，必要に応じて炉心損傷頻度評価のためのイベントツリーに反映して，再分類する方法がある。

a) BWR のプラント損傷状態の分類の例及び考え方 BWR プラントの炉心損傷に至る事故シーケンスは，事故のタイプ及び機能喪失した安全系統に着目してカテゴリーに分類して，格納容器イベントツリーの初期状態であるプラント損傷状態を設定する。BWR の断層変位 PRA のための新たなプラント損傷状態の検討例を**表 AS.1** に示す。解析の対象とする BWR プラントの断層変位 PRA のための新たなプラント損傷状態は，プラントの特徴を考慮して，これらの例から選択，追加及び修正して適切に設定することが可能である。

b) PWR のプラント損傷状態の分類の例及び考え方 PWR プラントのプラント損傷状態は，一般的には“事故のタイプ”，“炉心損傷時期”，“格納容器内事象進展”によって定義する。PWR の断層変位 PRA のための新たなプラント損傷状態の検討例を**表 AS.2** に示す。解析の対象とする PWR プラントの断層変位 PRA のための新たなプラント損傷状態は，プラントの特徴を考慮して，これらの例から選択，追加及び修正して適切に設定することが可能である。

AS.2 断層変位 PRA のための格納容器イベントツリーヘディングの例及び考え方

a) BWR の例及び考え方 BWR プラントの断層変位 PRA のための格納容器イベントツリーで断層変位によって引き起こされる特有な事故シナリオを新たに考慮するヘディングの検討例としては，原子炉建屋の破損箇所からの大規模な漏洩が発生するかどうかを判断するヘディングである“原子炉建屋破損”及び格納容器の機能喪失箇所からの大規模な漏洩が発生するかどうかを判断するヘディングである“格納容器機能喪失”の二種類のヘディングがある。

b) PWR の例及び考え方 PWR プラントの断層変位 PRA のための格納容器イベントツリーで断層変位によって引き起こされる特有な事故シナリオを新たに考慮するヘディング

の検討例としては，原子炉建屋破損によって格納容器からの大規模漏洩の有無を判断するヘディングである“原子炉建屋破損”がある。

公衆審査用

表 AS.1－BWR のプラント損傷状態の分類例

記号		プラント損傷状態
1	TC	過渡事象，原子炉未臨界確保失敗，炉心損傷前格納容器機能喪失，早期炉心損傷
2	S2C	小破断 LOCA，原子炉未臨界確保失敗，炉心損傷前格納容器機能喪失，早期炉心損傷
3	AC	大中破断 LOCA，原子炉未臨界確保失敗，炉心損傷前格納容器機能喪失，早期炉心損傷
4	TW	過渡事象，崩壊熱除去機能喪失，炉心損傷前格納容器機能喪失，後期炉心損傷
5	S2W	小破断 LOCA，崩壊熱除去機能喪失，炉心損傷前格納容器機能喪失，後期炉心損傷
6	TB	全交流電源喪失，後期炉心損傷
7	S2B	小破断 LOCA，全交流電源喪失，後期炉心損傷
8	TBU	全交流電源喪失，高圧系の非常用炉心冷却系故障，早期炉心損傷
9	TQUV	過渡事象，高圧系及び低圧系の非常用炉心冷却系故障，早期炉心損傷
10	S2QUV	小破断 LOCA，高圧系及び低圧系の非常用炉心冷却系故障，早期炉心損傷
11	TQUX	過渡事象，高圧系及び低圧系の非常用炉心冷却系故障，早期炉心損傷
12	AE	大中破断 LOCA，高圧系及び低圧系の非常用炉心冷却系故障，早期炉心損傷
13	V	ISLOCA，早期炉心損傷
14	RVR	断層変位による原子炉圧力容器破損を，大中破断 LOCA，全交流電源喪失，ATWS 事象，高圧及び低圧系の非常用炉心冷却系故障で模擬，早期炉心損傷
15	PCVR	断層変位による格納容器機能喪失，早期炉心損傷
16	RBR	断層変位による原子炉建屋破損，早期炉心損傷

注：14～16 は，断層変位 PRA のための新たなプラント損傷状態である。

公衆審査用

表 AS.2－PWR のプラント損傷状態の分類例

記　号		プラント損傷状態
1	AEC	大中破断LOCA，早期炉心損傷，格納容器スプレイ作動
2	AE	大中破断LOCA，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動
3	ALC	大中破断LOCA，後期炉心損傷，格納容器スプレイ作動
4	AL	大中破断LOCA，後期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動
5	SEC	小破断LOCA，早期炉心損傷，格納容器スプレイ作動
6	SE	小破断LOCA，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動
7	SE’	小破断LOCA，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動，全交流電源喪失
8	SE”	小破断LOCA，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動，CCWS喪失
9	SLC	小破断LOCA，後期炉心損傷，格納容器スプレイ作動
10	SL	小破断LOCA，後期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動
11	TEC	過渡事象，早期炉心損傷，格納容器スプレイ作動
12	TE	過渡事象，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動
13	TE’	過渡事象，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動，全交流電源喪失
14	P	炉心損傷前格納容器機能喪失
15	G	蒸気発生器伝熱管破損事故
16	V	ISLOCA
17 (注1)	AKC	ATWS事象，大中破断LOCA，早期炉心損傷，格納容器スプレイ作動
18 (注1)	AK	ATWS事象，大中破断LOCA，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動
19 (注1)	B	原子炉建屋破損 (注2)，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動
20 (注1)	RE	原子炉容器破損，早期炉心損傷，格納容器スプレイ不作動

注 1：断層変位 PRA のための新たなプラント損傷状態。

注 2：事故進展の解析では，格納容器機能喪失を想定している。

公開資料

AESJ-SC-P00X:202X
原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:202X
解説

この解説は，本体及び附属書に規定・記載した事柄，並びにこれらに関連した事柄を説明するものであり，標準の一部ではない。

1　制定の趣旨

我が国は地震国であり，その地盤の成り立ちから多くの断層が存在している。原子力発電所の重要施設は，旧原子力安全委員会の“発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針”でいう“耐震設計上考慮する活断層”（以下，“活断層”という。この標準でいう震源断層の地表延長部と考えられる主断層又は分岐断層に相当すると考えられる。）の露頭の直上を避けて設置されていると考えられる。一方，施設が設置される地盤には“活断層”ではない断層（破砕帯等）が存在している場合もあり，施設近傍で活断層が活動した場合等に，これらの断層の位置で断層変位が生じて，当該施設の機能に影響が生じる可能性について評価しておくことが重要である。

このたび制定した“原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：202X”は，起因となる外的事象として断層変位を対象としている。断層変位とは，活断層の活動等に伴って地盤の一部に生じるせん断変形に伴う変位（ずれ（食いちがい））である。この標準では，断層変位を，震源断層の地表延長部と考えられる断層（主断層及び分岐断層）に関するものと，主断層の活動に伴って主断層から離れた場所で副次的又は従属的に生じる断層（副断層）に関するものに分け（**図 6.1.1** 参照），それらの直上に設置されている施設の機能に影響が生じる潜在的な危険性（リスク）を評価する枠組みを規定している。

この標準を制定した背景には，2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれに続く津波によって，全ての電源が失われ，原子炉を十分に冷却することができずに炉心が溶融し，環境に放射性物質が放出される事態に至った福島第一原子力発電所事故（以下,”福島第一事故”という。）を契機に，決定論的評価を補完するものとして，PRA をはじめとするリスク評価から得られる情報を活用することが重要かつ必要であるとする認識がある。

この標準は，決定論的に断層の活動性がないと評価される場合でも，残存する断層変位

のリスクを評価し，安全性向上の必要性を判断するための手段を提供するものである。この標準で対象としている断層変位に関しては，福島第一事故後においても，決定論的な評価に基づき断層の活動性の有無（断層変位が生じる可能性の有無）を判断する評価にとどまっているが，地形・地質の状況によっては断層の活動性に関する決定論的な判断が難しいこともある。このように評価に不確実さを有する事象を評価する場合，ハザードの評価のみならず，施設のフラジリティ評価及び事故シーケンス評価も含めて PRA を実践し，施設のリスクに係る知見を安全性向上策の構築に活用することが重要であると考えられる。

この標準は，以上の趣旨に基づき，断層変位を起因とした PRA を実践するために実施すべき事項及び関連する事柄を取りまとめたものである。このような方法論をとりまとめて提供することは，原子力発電所の安全性を包括的に分析し，“想定外”を可能な限りなくすという観点からも，日本原子力学会標準委員会の責務として重要であると考えられる。

2　制定の経緯

日本原子力学会標準委員会では，外的事象に対する PRA として，“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”（以下，“地震 PRA 実施基準”という。），“原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2017”等の標準を順次，制改定してきている。

地震 PRA 実施基準では，2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動に関して得られた知見並びに同地震以降における原子力発電所の敷地内あるいは敷地極近傍に位置する断層の活動性及び断層変位が生じた場合の施設に与える影響に関する議論の動向も踏まえて，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，当時の研究成果，得られていた技術情報等の状況を踏まえた要求事項を規定した。

この標準では，地震 PRA 実施基準の改定時の調査以降の断層変位ハザード評価（2016 年熊本地震等から得られた知見の反映を含む），断層変位ハザードに対する施設のフラジリティ評価，事故シーケンス評価等に関する研究開発の進展，関連学協会等における検討の進展を踏まえ，これらの成果を確認した上で，断層変位を起因とした PRA に係る要求事項，方法論等をとりまとめたものである。

特に，断層変位に対する施設のフラジリティ評価及び事故シーケンス評価に関しては，著しい研究開発の進展があったと認められ，この進展を踏まえれば，断層変位を起因としたリスクに対する PRA を標準化するための技術基盤が整っているものと判断した。

この標準によって，評価対象とする原子力発電所に係るリスク全体における断層変位のリスクの程度の把握又は得られたリスク情報を踏まえたプラントの脆弱箇所の改善（安全性向上対策の実施）に係る意思決定に活用していくことが期待できる。

上述のとおり，2015 年に改定した地震 PRA 実施基準において，当時得られていた技術情報等の状況を踏まえて，断層変位を起因とした評価に係る要求事項も含めて規定してい

審議用

たが，この標準は，断層変位を起因とする PRA に関する独立した標準として制定した。この理由としては，断層変位は地震に伴い発生するものであるが，施設への作用が地震動による作用とは異なるため，断層変位に関する研究開発の進展を踏まえれば，単独の標準として制定できる段階に至っていると考えたことが挙げられる。加えて，**解説 3.2** に記載のとおり，断層変位単独のリスクを早期に評価できるようにする必要があると考えたこと，及び，そのためには独立した標準として制定することが利用者の利便性に資することができると考えたことも理由として挙げられる。

3　適用の対象範囲について

3.1　複数プラントにおける同時被害発生を考慮した評価

複数プラントにおける同時被害発生を考慮した評価については，原子炉ごとに異なる膨大な数の炉心損傷シナリオ，格納容器機能喪失シナリオを考慮する必要があること，原子炉ごとの事故シナリオの時間的な進展の相違の影響も合わせて考慮する必要があること，サイト外からの支援について上記のようなサイト内の複雑な状況との関係を踏まえてどのように判断するかを評価する必要があること，といった課題が考えられるため，現段階ではこの標準の対象外としている。

3.2　断層変位以外の事象との重畳を考慮した評価

地震動, 津波等地震に伴い発生する事象 (余震による地震動, 津波, 断層変位等を含む), 地震以外の外的事象（内部溢水，内部火災等の断層変位等によって引き起こされる事象も含む）との重畳を考慮した評価については，本標準の対象外としている。

複数の事象の重畳に関するリスクの把握では，まず，それぞれの事象に起因するリスクを単独で評価し，そのリスクの大きさ又は重要な事故シナリオを把握した上で，それらの結果に基づき重畳に関するリスクを評価することで，効果的にリスクを評価するということが外的事象に対する PRA に関して重要な考え方である。

重畳の影響を評価する手法の研究開発については, 今後の進展が期待されるが, まずは, それぞれのリスクを単独で取り扱って評価を行い，早期にリスクに関する知見を得ることが重要である。

以上の考え方から，重畳による評価手法に関わる研究開発の進展まで標準の制定を待つのではなく，断層変位を単独で扱った場合のリスク評価を現在の研究開発の進展を踏まえて実施できる形でこの標準を制定した。

なお，安全に係る意思決定において，本標準において対象外とする重畳等のリスクを考慮することが求められる場合には，現段階では，決定論的手法，定性的手法等の適切な手法を用いてそのようなリスクを評価した上で, 本標準に従って実施される PRA の結果と統合して，意思決定がなされるべきであると考えられる。

原子力学会 公衆審査

4 審議中問題となった事項等

4.1 地震動と断層変位の重畳に関する考え方

本標準で断層変位以外の事象との重畳を考慮した評価については対象外としている理由を**解説 3.2** に整理しているが，特に地震動との重畳に対する考え方は以下のとおりである。

地震動と断層変位は，ともに地震に伴い発生するので，両者が同時あるいはほぼ同時に重畳するハザードとして原子力発電所に対して影響をもたらすことになる。

しかし，施設への作用が地震動と断層変位では異なり，地震動に起因する損傷及び重要な事故シナリオと，断層変位に起因する損傷及び重要な事故シナリオとが異なることが想定される。

また，地震動と断層変位のハザードとしての特徴に着目すると，地震動は，震源断層からの距離に応じてその大きさが減少するが，サイト内の施設全てに対してそれぞれの設置状況に応じた影響を与えるのに対し，断層変位，特に副断層による断層変位は，震源断層からの距離に応じて断層変位の発生確率が小さくなり，その影響も断層変位が生じる直上の施設に限られる。

このように，地震動と断層変位では，ハザードの特徴によって施設への作用が異なるものであるが，そのこと自体が重畳を考慮しなくてもよいということではない。一方，**解説 3.2** に記載のとおり，重畳を考慮した詳細な評価手法は今後の研究開発の進展に依る部分があるので，課題の一つとして認識しておく必要がある。地震動との重畳を検討する必要があると認められる場合は，当面の対応としては，断層変位 PRA の事故シナリオにおいて，地震動に起因して損傷する可能性が大きい設備に対して保守的な条件として扱う等の簡易的な手法による評価によって，重畳の影響程度を検討することが考えられる。

地震動と断層変位の詳細な重畳評価の必要性を判断するに当たっては，このような簡易的な評価結果又は上述のハザードの特徴も踏まえて判断していくことになると考えられる。

4.2 対象とする断層変位について

本標準では，**解説 1** のとおり，ハザードとして活断層の活動等に伴って生じる断層変位を対象とし，断層変位としては，震源断層の地表延長部と考えられる断層である主断層（分岐断層含む）と，主断層の活動に伴って主断層から離れた場所で副次的又は従属的に生じる副断層に分類している。本標準では，主断層（分岐断層含む）及び副断層を対象として評価できるように方法論を取りまとめている。

しかしながら，原子力発電所の重要施設を設置する際には詳細な地形・地質，地盤調査を実施することが前提となり，主断層による断層変位が生じた痕跡がある箇所の直上を避けて重要施設を設置している，あるいは設置しようとすると考えられる。したがって，重要施設の直下で主断層の規模の断層変位（我が国の場合，数 m オーダー程度）が発生する可能性は極めて低く，実体的に本標準の活用においては，副断層及び地表付近の痕跡が認められない比較的規模の小さい地震によって生じ得る主断層（分岐断層含む）が主たる対

原子力規制委員会 審議中

象になると考えられる。

5　本体・附属書の解説

5.1　専門家判断の活用について

箇条 4.2 に断層変位 PRA の品質の確保について規定し，その中で，ハザード評価及びフラジリティ評価を含む全ての手順における共通の考え方として，専門家判断の活用について規定している。これまで，外的事象に対する PRA においては，専門家判断の活用はハザード評価が中心であった。これは，フラジリティ評価においては，設計における知見がある程度蓄積されていることが一つの理由である。一方，この標準が対象とする断層変位に対しては設計の枠組みが存在しておらず，また実被害データも限られている点に特徴があることから，フラジリティ評価においても専門家判断の活用が必要になると判断した。

認識論的不確実さの評価に当たっては，専門家によって大きく異なる判断が示される場合があり得るので，そのような異なる判断を，抗弁性に十分に留意した上でロジックツリーの分岐として取りまとめる。取りまとめに当たっては，用いる解析モデルの妥当性，用いるデータの十分性，評価プロセスの客観性の確認等，専門家判断を活用する場面が増えることが考えられる。このため，専門家判断の妥当性及び PRA の結果の信頼性を確保する上で，ピアレビューに求められる役割も大きくなる。

以上のような認識に基づき，地震動評価に係る専門家判断のガイドである SSHAC ガイド[(1)]に基づくピアレビューを参考に，引用規格である日本原子力学会標準“原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準”においては現状規定がされていない参加型のピアレビューの実施についても，この標準では追加的に規定した。

5.2　断層変位ハザード評価のための評価式について

箇条 6 で断層変位ハザード評価について規定している。現時点で提案されている断層変位ハザード評価のための各種評価式は，地表面における断層変位量の記録を統計的に取りまとめたもので，これらの記録には原子力発電所の重要施設が支持される岩盤での値はあまり含まれていない。これは，地震の発生によって地表に断層変位が生じる事象自体が低頻度の事象であるためであり，今後の研究において評価式の高度化のための取組みが進められる場合においても，評価式の基となる値の拡充は早期には期待することができない。一方で，明治以降に生じた我が国の副断層の変位量の記録を整理した結果，地表と岩盤での変位量には大きな差はないという知見も得られている[(2)]。

このような状況を踏まえて，この標準では，現時点で提案されている断層変位ハザード評価のための各種評価式を活用した上で，フラジリティ評価に用いる解放基盤表面位置における入力用の断層変位量への変換について，その要求事項を**箇条 6** に規定するとともに，評価に当たっての留意事項等を**附属書 O（参考）**にとりまとめている。

公衆審査用

5.3 フラジリティ評価における地盤の扱いについて

この標準では，**箇条 7** で規定しているとおり，地盤（周辺斜面を含む）に生じる断層変位による安全上重要な設備，シビアアクシデント対策のための搬入路等への波及的影響を評価するものとしている。なお，地震動によって生じる地盤のすべりは，地震 PRA 実施基準で取り扱っている。

6 懸案事項

6.1 地震 PRA 実施基準との関係

断層変位を起因とした PRA についてとりまとめた実施基準は国際的にも初の事例となるものであり，**解説 2** で記載の理由から，地震 PRA 実施基準から独立させたものとして制定した。したがって，この標準の制定に伴い，地震 PRA 実施基準に重複して規定されている記述に関しては，地震 PRA 実施基準の改定の際に削除する等の検討をしていく予定である。

6.2 リスク評価関連標準の階層化（性能規定，仕様規定，事例）への対応

現在，我が国では新検査制度をはじめとしてリスク情報の活用が拡大されていることを踏まえ，リスク専門部会では，かねてから PRA 標準の本質的な要求事項を明確にすると同時に，評価技術の進歩を柔軟に取り入れること可能とするため，性能規定も含む階層化に向けた検討を進めてきた。本標準についても，その方針に基づいて，要求する品質の明確化を図るために，本文規定における実施事項の明確化と，国内外の知見収集に基づく実施方法等を示す附属書（参考）の充実化と適正化に留意して検討を進めた。今後の改定においては，本標準に係る知見の拡充に応じて，一層の適正化を実施していく。

7 その他

7.1 断層変位 PRA から得られるリスク情報の活用について

解説2において，この標準によって，評価対象とする原子力発電所に係るリスク全体における断層変位に起因するリスクの程度の把握又は得られたリスク情報を踏まえたプラントの脆弱箇所の改善（安全性向上対策の実施）に係る意思決定に活用していくことが期待できることを述べた。

PRAは，従来からの決定論的な方法によって得られた安全評価の結果を補完あるいは拡充するために適用されてきているが，本標準の活用によって得られるリスク情報も，以下に掲げるような例において，原子力発電所の安全性向上に係る統合的な意思決定において有用になると考えられる。

・決定論的に安全性を判断している敷地内断層に関して，当該断層の断層変位に起因する施設の挙動も含めたリスクの定量的な把握（残存するリスクの把握）
・地震動，津波等の他の事象が起因となるリスクとの比較（安全上重要となる SSCs の

相違の把握等）

・すでに実施している，あるいは実施しようとしている重大事故対策等が断層変位に起因するリスクに対しても有効であるかどうかの把握（炉心損傷防止対策としての有効性）

・断層変位に対する安全性向上対策（炉心冷却手段の多様化，非常用海水取水手段の多様化等）の，炉心損傷頻度に対する低減効果の把握（全炉心損傷頻度に対して，あるいは地震に起因する炉心損傷頻度に対して等）

【参考文献】

(1) USNRC : “Updated Implementation Guideline for SSHAC Hazard Studies”, NUREG-2213, (2018).

(2) 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”，一般社団法人 原子力安全推進協会，(2013).

公衆審査用