AESJ-SC-P0** : 201*

学会の
マーク

日本原子力学会標準

核燃料施設に対する
リスク評価に関する実施基準：201*

公衆縦覧用

201X 年 X 月

一般社団法人　日本原子力学会

まえがき

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準 : 201*は，(社)日本原子力学会が標準委員会リスク専門部会核燃料施設リスク評価分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て策定・発行したもので，核燃料施設のうち，ウラン燃料加工施設，MOX燃料加工施設，ウラン濃縮施設，及び再処理施設における内的事象及び外的事象のうち地震を起因として発生する事故を対象としたリスク評価を実施する際の要件及びそれを満たす具体的な方法を実施基準として規定したものです。

福島第一原子力発電所事故を契機として，過酷事故の発生頻度と影響の大きさを科学的合理的に見積ることのできるPRAなどによるリスク評価の重要性がクローズアップされ，その結果を事業者の安全確保対策及び規制内容に反映させることが，従来にも増して必要になってきています。

我が国では，リスク情報の活用に向けて核燃料施設を対象に，確率論的なリスク評価手法及び基礎的データの整備が，個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められています。しかし，発電用原子炉施設と異なり，施設数が絶対的に少なく同種の施設でも設備設計が異なるため，施設のリスクレベルに応じた適切かつ合理的な評価を実施するための体系的なリスク評価基準が未整備の状態にあります。また，核燃料施設の特徴を考慮した地震などの外的事象のリスク評価の基準も検討すべき重要な課題となっています。

そこで，標準委員会では，リスク専門部会の下に核燃料施設リスク評価分科会を新たに設置し，核燃料施設のリスクレベルに応じて適切な手法が選択できる体系的なリスク評価の実施基準を作成しました。

公表資料

FOREWORD

This document is intended to provide requirements and procedure guide for conducting risk assessment of nuclear fuel facilities (NFFs). This standard has been approved and issued by the Atomic Energy Society of Japan on the deliberations at the Subcommittee on Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities, the Risk Technical Committee, and the Standards Committee. The scope of this standard covers the risk assessment of incidents resulting from internal events and seismic event, which is an important external event, in facilities for uranium fuel fabrication, MOX fuel fabrication, uranium enrichment and spent fuel reprocessing.

After the Fukushima Dai-ichi nuclear accident, the PRA (Probabilistic Risk Assessment), which evaluates the frequencies of severe accident and their consequences with scientific rationality, has been recognized to have important role for the safety enhancement of nuclear facilities in Japan. It is needed more than ever to consider insights from risk assessment in regulatory decision making and activities of enhancing safety measures by the licensee.

Efforts of developing methodologies and basic data for risk assessment are undertaken actively for NFFs in Japan. However, a systematic procedure for conducting risk assessment to achieve appropriate quality and reasonable cost that are commensurate with the risk of each facility has not been developed. This is partly because the number of facilities is limited and the system designs are not standardized even for the same kind of facility. Development of risk assessment methods for external hazards such as seismic events is also important issue to solve taking into account characteristics of risk profiles of NFFs.

Therefore, the Subcommittee on Risk Assessment of Nuclear Fuel Facilities newly organized under the Standard Committee, developed a new standard for systematic procedures for risk assessment of NFF s, which allows the users to select appropriate optional methods depending on the risk levels of their facilities.

公聚審議中

目　次

1　適用範囲 ……
2　引用規格 ……
3　用語及び定義，略語 ……
4　リスク評価の実施手順 ……
4.1　一般事項 ……
4.2　施設構成，特性及びサイト状況の調査 ……
4.3　ハザード分析 ……
4.4　起因事象の選定 ……
4.5　概略的なリスク評価 ……
4.6　詳細評価対象事故の選別 ……
4.7　詳細なリスク評価 ……
4.8　文書化 ……
4.9　リスク評価の品質を確保するための方策 ……
5　施設構成，特性及びサイト状況の調査 ……
5.1　一般事項 ……
5.2　収集する情報 ……
5.2.1　一般情報 ……
5.2.2　発生頻度評価に必要な情報 ……
5.2.3　影響評価に必要な情報 ……
5.3　情報を補完する方法 ……
5.4　類似施設の情報 ……
6　ハザード分析 ……
6.1　一般事項 ……
6.2　分析手法の選定 ……
6.3　地震に対する考慮 ……
6.4　事故のグループ化 ……
6.5　ハザード分析の網羅性の継続的向上 ……
7　起因事象の選定 ……
7.1　一般事項 ……
7.2　起因事象の分析及び同定 ……
7.3　従属性を有する起因事象の同定 ……
7.4　同定した起因事象の除外 ……
8　内的事象に起因する事故の概略的な事故シーケンスの同定 ……

原子力規制庁

8.1　一般事項 ……
8.2　閉じ込め機能を有する静的な構築物，系統及び機器の機能喪失の判定 ……
8.3　事故シーケンスの同定 ……
9　内的事象に起因する事故の発生頻度の概略的な評価 ……
9.1　一般事項 ……
9.2　機器の故障確率及び人的過誤率に係るパラメータの概算 ……
9.3　事故シーケンスの定量化 ……
10　地震動に起因する事故の概略的な発生頻度評価 ……
10.1　一般事項 ……
10.2　評価手順 ……
10.2.1　地震動ハザードの概略的な評価 ……
10.2.2　建屋・機器フラジリティの概略的な評価 ……
10.2.3　事故シーケンスの発生頻度の概略的な評価 ……
10.3　地震動ハザードの概略的な評価 ……
10.3.1　震源モデルの設定 ……
10.3.2　地震動伝播モデルの設定 ……
10.3.3　地震動ハザードの評価 ……
10.4　建屋・機器フラジリティの概略的な評価 ……
10.4.1　評価対象と損傷モードの選定 ……
10.4.2　評価手法の設定 ……
10.4.3　HCLPF 耐力の評価
10.5　事故シーケンスの発生頻度の概略的な評価 ……
10.5.1　事故シーケンスのモデル化 ……
10.5.2　システムのモデル化 ……
10.5.3　事故シーケンスの定量化 ……
11　影響の概略的な評価 ……
11.1　一般事項 ……
11.2　ソースタームの概略的な評価 ……
11.3　影響の評価 ……
12　詳細評価対象事故の選別 ……
13　内的事象に起因する事故の起因事象の発生頻度の詳細な評価 ……
14　内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析 ……
14.1　一般事項 ……
14.2　安全機能の同定 ……
14.3　放射性物質などの放出に至る事象進展の分析 ……
14.4　事故シーケンスの展開 ……

公表資料

14.4.1　事故シーケンスの分析手法の選択 ……
14.4.2　ヘディングの設定 ……
14.4.3　イベントツリーの展開 ……
14.4.4　放出カテゴリの分類 ……
14.5　事象進展解析の実施 ……
14.6　従属性のモデル化 ……
14.6.1　起因事象の従属性のモデル化 ……
14.6.2　緩和設備間の従属性のモデル化 ……
14.6.3　事故時の物理的条件の従属性のモデル化 ……
14.6.4　複数のイベントツリーにおける従属性のモデル化 ……
15　内的事象に起因する事故の成功基準の設定 ……
15.1　一般事項 ……
15.2　安全機能ごとの成功基準の設定 ……
15.3　システムごとの成功基準の設定 ……
15.4　使命時間の設定 ……
15.5　成功基準の不確実さ要因の特定 ……
16　内的事象に起因する事故のシステム信頼性解析 ……
16.1　一般事項 ……
16.2　システムのモデル化 ……
16.2.1　システム信頼性解析手法 ……
16.2.2　システムの評価対象範囲の明確化 ……
16.2.3　フォールトツリーの作成 ……
16.2.4　フォールトツリーの基事象 ……
16.2.5　システム・機器の作動条件の扱い ……
16.2.6　サブツリーを使用する場合のモデル化 ……
16.3　システム信頼性解析における従属性のモデル化 ……
16.3.1　システムの従属性 ……
16.3.2　共通原因故障の同定 ……
16.3.3　共通原因故障パラメータの推定 ……
16.4　システム信頼性モデルの定量化 ……
16.5　システム信頼性モデルの妥当性確認 ……
17　内的事象に起因する事故の人間信頼性解析 ……
17.1　一般事項 ……
17.2　起因事象発生前作業の同定 ……
17.2.1　起因事象発生前の作業の同定 ……
17.2.2　起因事象発生前の作業における従属性の同定 ……

原子力規制庁

17.2.3　同定した作業の除外 ……
17.3　人的過誤事象（起因事象発生前）のモデル化 ……
17.3.1　システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定 ……
17.3.2　校正エラーのモデル化 ……
17.4　人的過誤確率（起因事象発生前）の評価 ……
17.4.1　人的過誤確率の評価手法 ……
17.4.2　保守的な人的過誤確率の使用 ……
17.4.3　人的過誤確率の評価 ……
17.4.4　運転員又は保守員による過誤回復の評価 ……
17.4.5　人的過誤確率の評価に当たってのタスク間の従属性の考慮 ……
17.4.6　人的過誤確率の一貫性の確認 ……
17.5　起因事象発生後の緩和操作の同定 ……
17.5.1　事故シナリオで必要とされる緩和操作の同定 ……
17.6　人的過誤事象（起因事象発生後）のモデル化 ……
17.6.1　人的過誤事象を特定する条件 ……
17.6.2　認知失敗（診断失敗を含む）及び操作失敗の定義 ……
17.7　人的過誤確率（起因事象発生後）の評価 ……
17.7.1　人的過誤確率の評価手法 ……
17.7.2　保守的な人的過誤確率の使用 ……
17.7.3　人的過誤確率の評価 ……
17.7.4　人的過誤確率の評価に当たってのタスク間の従属性の考慮 ……
17.7.5　人的過誤確率の一貫性の確認 ……
17.8　回復操作の評価 ……
17.8.1　回復操作の評価における確認事項 ……
17.8.2　回復操作失敗確率の評価における従属性の評価 ……
18　内的事象に起因する事故のパラメータの作成 ……
18.1　一般事項 ……
18.2　分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定 ……
18.3　データ及び一般パラメータの収集 ……
18.4　確率モデルの妥当性確認及びパラメータの推定 ……
19　内的事象に起因する事故の事故シーケンスの定量化 ……
19.1　一般事項 ……
19.2　事故シーケンスの発生頻度の定量化 ……
19.2.1　実証された定量化手法の使用 ……
19.2.2　事故シーケンスの定量化における回復操作の取扱い ……
19.2.3　使用する計算コード ……

審査資料

19.3　評価結果のとりまとめ ……
19.4　定量化結果の妥当性の検討 ……
20　地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価 ……
20.1　一般事項 ……
20.2　事故シナリオの概括的分析 ……
20.3　地震ハザード評価 ……
20.4　建屋・機器フラジリティ評価 ……
20.5　事故シーケンス評価 ……
21　ソースタームの詳細な評価 ……
21.1　一般事項 ……
21.2　ソースタームの評価 ……
21.2.1　解析対象事故シーケンスの選定 ……
21.2.2　ソースターム解析の条件設定 ……
21.2.3　ソースタームの解析 ……
21.3　放出カテゴリごとのソースタームの設定 ……
21.3.1　影響の詳細な評価のための設定 ……
21.3.2　施設外への放射性物質などの放出の特徴の分析 ……
22　影響の詳細な評価 ……
22.1　一般事項 ……
22.2　放射線被ばく評価 ……
22.3　化学的影響評価 ……
23　重要度解析，不確実さ解析及び感度解析 ……
23.1　一般事項 ……
23.2　内的事象に起因する事故の重要度解析 ……
23.3　内的事象に起因する詳細評価対象事故の発生頻度の不確実さ解析 ……
23.4　内的事象に起因する事故の影響因子の選定及び感度解析 ……
23.5　地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価に係る
　　重要度解析，不確実さ解析及び感度解析 ……
23.5.1　重要度解析 ……
23.5.2　不確実さ解析 ……
23.5.3　感度解析 ……
23.5.4　損傷の相関の取扱い ……
23.6　ソースタームの不確実さ解析 ……
23.7　ソースタームの感度解析 ……
24　文書化 ……
24.1　一般事項 ……

公表資料

24.2　規定への適合性の文書化 ……
24.3　除外事項などの適用の妥当性の文書化 ……

【箇条 5　施設構成，特性及びサイト状況の調査　関連附属書】
附属書 A（参考）収集すべき情報及びその主な情報源の例 ……
附属書 B（参考）収集した情報の補完方法の例 ……
【箇条 6　ハザード分析　関連附属書】
附属書 C（参考）ハザード分析手法の選定の考え方と内的事象の分析例 ……
附属書 D（参考）地震に起因するハザード分析の例 ……
附属書 E（参考）核燃料施設で想定される事故の種類の例 ……
【箇条 7　起因事象の選定　関連附属書】
附属書 F（参考）起因事象の選定 ……
【箇条 9　内的事象に起因する事故の発生頻度の概略的な評価　関連附属書】
附属書 G（参考）概略的な発生頻度評価に援用可能なパラメータの例 ……
【箇条 10　地震動に起因する事故の概略的な発生頻度評価　関連附属書】
附属書 H（参考）概略的な地震リスク評価手法の概要 ……
附属書 I（参考）地震動ハザードの概略的な評価のための参考情報 ……
附属書 J（参考）建屋・機器フラジリティの概略的な評価のための参考情報 ……
附属書 K（参考）事故シーケンスの概略的な評価のための参考情報 ……
【箇条 11　影響の概略的な評価　関連附属書】
附属書 L（参考）五因子法によるソースターム評価 ……
附属書 M（参考）ウラン燃料加工施設での地震時のソースターム評価の例 ……
附属書 N（参考）地上放出時の建屋効果の考慮 ……
附属書 O（参考）被ばく線量の評価 ……
附属書 P（参考）化学的影響評価手法 ……
【箇条 12　詳細評価対象事故の選別　関連附属書】
附属書 Q（参考）詳細評価対象事故の選別の考え方 ……
【箇条 14　内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析　関連附属書】
附属書 R（規定）放射性物質などの放出シーケンスの分析 ……
附属書 S（参考）閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の例 ……
附属書 T（参考）閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の健全性に
影響する負荷 ……
附属書 U（規定）閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の健全性評価 ……
附属書 V（参考）事故時の現象 ……
附属書 W（参考）計算コードの概要 ……
附属書 X（参考）事故シーケンスの分析 ……

原子力規制委員会

【箇条 16　内的事象に起因する事故のシステム信頼性解析　関連附属書】
附属書 Y（参考）システム信頼性解析 ……
【箇条 17　内的事象に起因する事故の人間信頼性解析　関連附属書】
附属書 Z（参考）人間信頼性解析 ……
【箇条 18　内的事象に起因する事故のパラメータの作成　関連附属書】
附属書 AA（参考）パラメータの作成 ……
【箇条 19　内的事象に起因する事故の事故シーケンスの定量化　関連附属書】
附属書 AB（規定）事故シーケンスの定量化手法 ……
附属書 AC（参考）事故シーケンスの定量化 ……
【箇条 20　地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価　関連附属書】
附属書 AD（規定）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に準じて実施する事項 ……
【箇条 21　ソースタームの詳細な評価　関連附属書】
附属書 AE（参考）放射性物質の気相への移行 ……
附属書 AF（参考）放射性物質などの移行挙動 ……
【箇条 22　影響の詳細な評価　関連附属書】
附属書 AG（参考）被ばく評価手法の例 ……
【箇条 23　重要度解析，不確実さ解析及び感度解析　関連附属書】
附属書 AH（参考）不確実さ解析及び感度解析 ……
附属書 AI（参考）ソースタームの不確実さ解析の役割 ……
【箇条 24　文書化　関連附属書】
附属書 AJ（参考）文書化すべき項目の例 ……

解説

1　制定の趣旨 ……
2　制定の経緯 ……
3　制定の過程での主要な論点 ……
3.1　化学的リスク ……
3.2　従事者リスク ……
3.3　概略的な地震リスク評価手法の適用範囲設定の考え方 ……
4　適用範囲について ……
4.1　対象施設 ……
4.2　外的事象 ……
5　本体，附属書の解説 ……
5.1　リスク評価の実施手順の考え方 ……
5.2　人間信頼性解析の手法について ……

公表稿

5.3　事故シーケンスの定量化における点推定値及び平均値 ……
5.4　リスクを表す指標の例 ……
5.5　地震動強さの下限範囲を設けない理由 ……
5.6　核燃料施設に対する地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価について ……
6　懸案事項 ……
6.1　外的事象の範囲の拡大 ……
6.2　従事者リスクの取扱い ……
6.3　実施基準の性能規定化 ……
6.4　不確実さ解析手法の更新 ……
7　その他の事項 ……
7.1　リスク情報の活用方法の例 ……

公表資料

日本原子力学会標準
核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*

1　適用範囲

この標準は，核燃料施設のうち，ウラン燃料加工施設，MOX燃料加工施設，ウラン濃縮施設及び再処理施設（以下，4施設を総称して“核燃料施設”という。）での内的事象及び外的事象のうち地震を対象とし，施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などソースタームの評価（公衆の個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む）を実施する際の要件及びそれを満たす具体的方法を実施基準として規定する（**解説4**参照）。

注記　放射性物質に加え，UF_6と水との化学反応に伴う派生物を含める場合は，“放射性物質など”と表記する。

2　引用規格

次に示す規格は，この実施基準に引用されることによって，この実施基準の規定の一部を構成する。引用規格とこの実施基準の規定に相違がある場合は，この実施基準の規定を優先する。

AESJ-SC-P006:2015　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

AESJ-SC-RK001:2015　原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015

AESJ-SC-RK003:2014　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：2014

AESJ-SC-RK006:2013　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：2013

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，箇条 **2** に示した規格によるほか，次による。また，略語の定義を**表 1** に示す。

注記　AESJ-SC-RK003:2014 の用語の定義は，“原子力発電所”を“核燃料施設”，“炉心損傷及び/又は格納容器機能喪失”を“放射性物質などの放出を伴う事故”，“レベル 2PRA”又は “PRA”を“リスク評価”と読み替えを行う。

公表審査用

3.1

耐性評価

設計で想定した以上の荷重が作用した時でも，設計余裕を考慮して，構築物に要求された性能が維持できるかどうか評価すること。

3.2

閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器

施設内で取り扱う放射性物質を内包する機器，それらを収納する構築物，及び放射性物質の漏えいを防止するために内部を負圧に維持するための廃ガス処理設備又は換気設備。例えば，塔槽類，焼結炉，グローブボックス，セル，工程室，建屋，給排気設備など。

3.3

ハザード

次の三つの要素の組合せ。

— 評価対象施設に内在し閉じ込め境界を越えて放出されることにより人間，財産及び環境に影響を与える放射性物質など又は放射線

— 放射性物質など又は放射線の放出の引き金となる異常事象

— 異常事象の発生から施設外に影響を及ぼすまでの状況の進展の可能性

注記 地震動ハザード又は地震ハザードにおけるハザードは，当該施設に危険をもたらす外乱の意味で用いられており，単独でハザードという場合とは意味が異なる。

3.4

放出経路

放射性物質がそれを内包する機器から漏えいし，施設外へ放出されるまでに移動する道筋。

注記 放射性物質がそれを内包する機器から漏えいして以降の施設内での移動の筋道は，移行経路とする。

3.5

Max／Min 法

フォールトツリーやイベントツリーを基に，建屋・機器の HCLPF 耐力から，事故シーケンスの HCLPF 耐力を算定する方法。

注記 米国の耐震裕度法で用いられており，Min／Max 法ともいう。論理和では HCLPF 耐力の最小値を採用し，論理積では HCLPF 耐力の最大値を採用する。（**附属書 H（参考）**参照）

表 1－略語一覧

略語	英語	日本語
ARF	Airborne Release Fraction	雰囲気中に放出され浮遊する割合

公表審査用

DR	Damage Ratio	事故の影響を受ける割合
FMEA	Failure Mode and Effects Analysis	故障モード・影響解析
HAZOP	Hazard and Operability	ハゾップスタディーズ
HCLPF	High Confidence of Low Probability of Failure	高信頼度低損傷確率
LPF	Leak Path Factor	施設外に移行する割合
MAR	Material at Risk	リスクをもたらす物質の総量
MLD	Master Logic Diagram	マスターロジックダイアグラム
RF	Respirable Fraction	肺に吸入され得る微粒子の割合
SSCs	Structures, Systems and Components	構築物，系統及び機器

4　リスク評価の実施手順

4.1　一般事項

核燃料施設のリスク評価は，**図 1** に示す実施手順に従い，箇条 **5**～箇条 **24** の作業を実施する（**解説 5.1** 参照）。

図 1 に示す手順において，明らかにリスク又は影響が大きいと考えられる事故については，概略的なリスク評価を省略して詳細なリスク評価を実施してもよい。

4.2　施設構成，特性及びサイト状況の調査

リスク評価を実施する上で必要となる情報を収集する。

4.3　ハザード分析

事故として顕在化する可能性を持つハザードを体系的かつ合理的に可能な範囲で網羅的に分析する。

4.4　起因事象の選定

事故に至る可能性のある起因事象を分析・同定する。

4.5　概略的なリスク評価

4.3 と **4.4** の結果に基づき，イベントツリー，フォールトツリーなどにより事故シーケンスを体系的に同定する。また，機器のランダム故障，人的過誤及び地震動及び／又は事故に起因する物理的な負荷による損傷を考慮し，最善のパラメータ選定により（**解説 5.1.4** 参照），起因事象の発生頻度，緩和対策の失敗確率を評価し，事故シーケンスの発生頻度を概略的に評価するとともに，事故時の敷地境界外における公衆の個人の最大被ばく線量を五因子法による放射性物質などの放出量評価などによって概略的に評価する。なお，必要に応じて事故時の敷地境界外における公衆の個人の最大の化学的影響を評価する。

4.6　詳細評価対象事故の選別

4.5 の結果に基づき，リスク又は影響が大きい事故シーケンスを詳細なリスク評価の対象とし，それ以外の事故シーケンスは，詳細なリスク評価の対象外とする。なお，対象外とできる事故シーケンスを含めた事故を詳細なリスク評価の対象としてもよい。

公聚審用

4.7　詳細なリスク評価

事故シナリオを体系的に分析する。イベントツリーによる事故シナリオの図式展開及びフォールトツリーによるシナリオ構成要素の機能喪失の可能性の図式展開に基づき詳細評価対象事故での放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの発生頻度を評価する。詳細評価対象事故での放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの影響評価では，原則として詳細計算コードを用いた熱水力解析，エアロゾル移行解析を実施し，放射性物質などの施設外への移行量を最適評価し，敷地境界外での公衆の個人の最大被ばく線量及び必要に応じて敷地境界外における公衆の個人の最大の化学的影響を評価する。

また，放射性物質などの放出に至る事故シーケンスを対象に，発生頻度の不確実さ及び発生頻度の評価結果に影響する因子の感度を把握する。発生頻度及びソースタームの大きい放出カテゴリごとにソースタームの不確実さ解析を行い，ソースタームの平均値及び不確実さの幅を評価する。ソースタームの解析結果に大きな影響を及ぼす可能性がある仮定及び解析条件について，ソースタームの感度解析を行い，ソースタームへの影響を把握する。

4.8　文書化

リスク評価結果の利用，更新，専門家によるレビューなどを実施する際にリスク評価の内容が容易に理解できるよう，リスク評価の目的，評価範囲，用いた手法，条件，モデル，パラメータ，評価結果などを追跡可能な詳細さで文書化する。

4.9　リスク評価の品質を確保するための方策

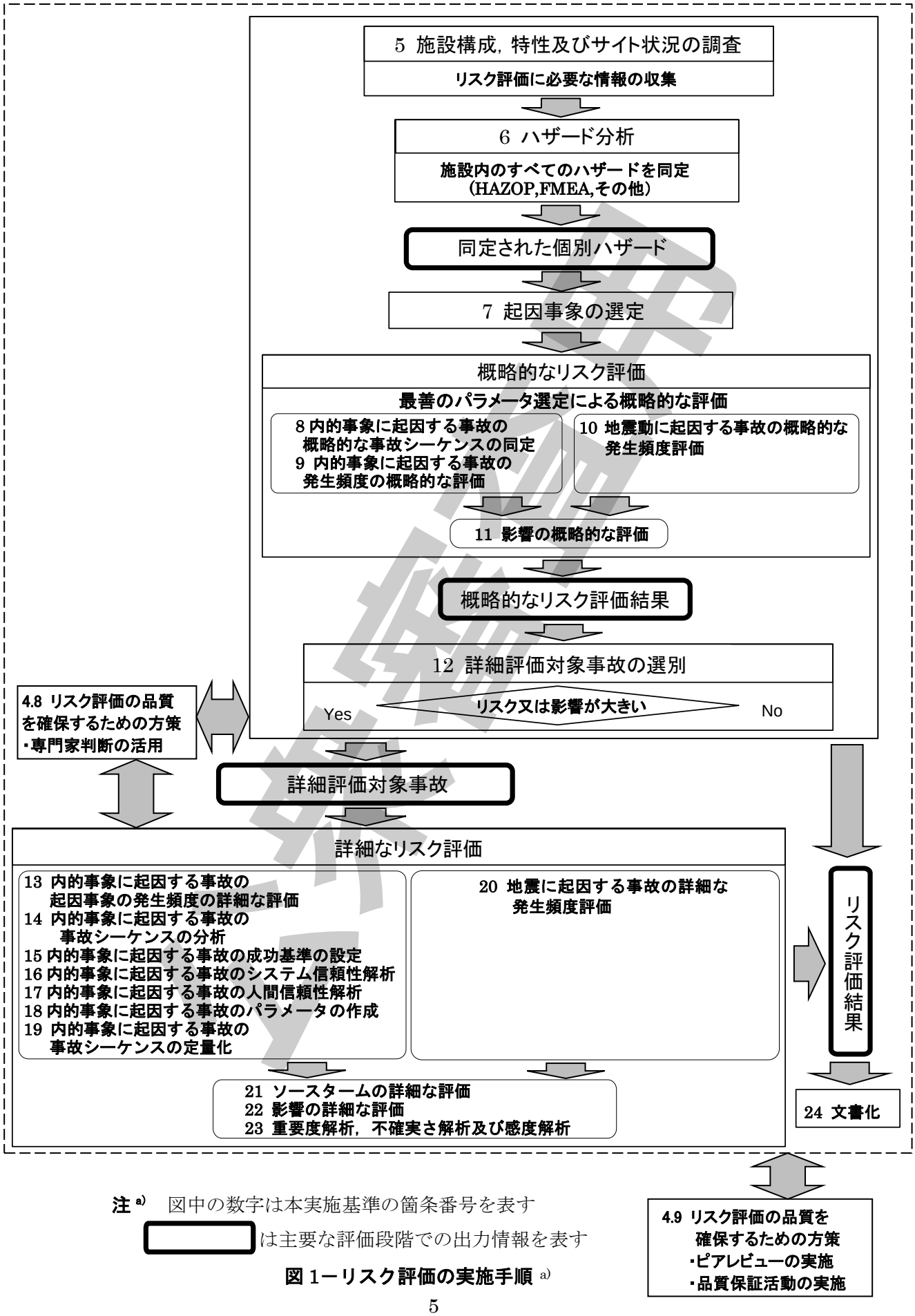
品質を確保するために実施する，品質保証活動，専門家判断の活用及びピアレビューについては，それぞれ AESJ-SC-RK006:2013 の箇条 4，箇条 5 及び箇条 6 に準じて，次の点に留意し実施する。

a）**適切な人材の適用**　リスク評価の実施に当たっては，十分な専門知識，経験を有する人材によりチームを構成して実施する。必要な専門知識，経験としては，次が含まれる。

— プロセス設計
— 運転管理（故障，トラブルなどの運転経験を含む）
— 耐震設計（土木，建築，機械を含む）
— システム信頼性評価
— 事故影響評価

b）**継続的改善**　リスク評価の手法やデータは，定期的に見直し，改善していくことが望ましい。見直しを行う場合には，前回リスク評価実施後の施設の設計及び運転に関わる変更を反映するとともに，リスク評価の新たな手法やデータの蓄積，新たに得られる運転経験，安全に関わる技術進歩，その他安全に関わる知見の進歩を踏まえて反映すべき事項を検討する。

公表資料



注 a) 図中の数字は本実施基準の箇条番号を表す

□ は主要な評価段階での出力情報を表す

図 1－リスク評価の実施手順 a)

5　施設構成，特性及びサイト状況の調査

5.1　一般事項

評価の対象とする施設について，箇条 6 以降に示されるリスク評価の実施に必要となる情報を調査し，収集する（**附属書 A（参考）**参照）。

なお，箇条 20 に関する情報収集については，AESJ-SC-P006:2015 の箇条 5 の当該箇所に準じ，核燃料施設の特性を踏まえ実施する（**附属書 AD（規定）**参照）。

5.2　収集する情報

5.2.1　一般情報

リスク評価を実施する上で必要となる基本的な情報（設計情報，運転・保守管理情報など）を調査・収集する。

5.2.2　発生頻度評価に必要な情報

発生頻度評価に当たり必要とされる情報（機器故障，起因事象発生に関する運転経験など）を調査・収集する。

5.2.3　影響評価に必要な情報

ソースタームの評価に必要な次の a)～c)の情報を調査・収集する。

a)　**放射性物質の内蔵量**　燃料に含まれる放射性物質の内蔵量の評価に必要となる情報（例えば，燃料の燃焼度，濃度，容量など）を調査・収集する。

b)　**放射性物質などの放出経路**　事故により機器から漏えいし，施設外へ放出されるまでの放射性物質などの放出経路を調査・収集する。

c)　**影響緩和設備の機能**　放射性物質などを除去する緩和設備の種類及び放射性物質などの除去機能を調査・収集する。

5.3　情報を補完する方法

箇条 7 以降で規定される各々の作業の実施に当たり，5.2 で収集した情報では目的とする作業が困難な場合には，次のいずれかの方法又はその組合せによって，これらの情報を補完する（**附属書 B（参考）**参照）。

— サイト・プラントウォークダウン

— 施設職員及び／又は設計技術者からの聞き取り調査

5.4　類似施設の情報

評価対象施設の設計の進捗状況，運転経験の長さなどの事情によって，リスク評価に必要な情報を収集することが難しい場合は，他の核燃料施設，発電用原子炉施設などのリスク評価及び情報を用いてもよい。その場合には，先行リスク評価の対象施設又は他の核燃料施設若しくは発電用原子炉施設と評価対象施設との類似点及び相違点を分析し，先行リスク評価又は他の核燃料施設若しくは発電用原子炉施設から得られる情報の適用性を検討する。

また，系統構成が同等で，かつ，評価対象施設への適用性を確認した場合には，原子力施設以外の類似産業施設の情報を適用してもよい。

参考資料

6　ハザード分析

6.1　一般事項

ハザード分析では，事故として顕在化する可能性を持つハザードを内的事象及び地震それぞれについて体系的かつ合理的に可能な範囲で網羅的に分析する。評価対象施設内の放射性物質などを内包する機器ごとに，施設内から直接到達する放射線又は閉じ込め境界を越えて漏えいした放射性物質など及びそれが発する放射線が，施設外の環境又は公衆に影響を与える恐れのある異常事象を網羅性に留意しつつ体系的に抽出し，機器故障，人的過誤又は地震の発生から施設外へ影響を及ぼすまでの状況の進展（粗い事故シナリオ）を同定する。

6.2　分析手法の選定

施設全体を対象に体系的かつ合理的に可能な範囲で網羅的に分析を行う観点から，広い範囲でのハザードの詳細な分析に適している HAZOP，FMEA，又はこれらと同等な詳細度の結果を与える手法から，分析対象施設の特徴，評価事象を考慮に入れて選択する（**附属書 C（参考）**参照）。

6.3　地震に対する考慮

地震に起因する事故として顕在化する可能性を持つハザードの分析に当たり，地震由来の機能喪失モードを考慮する（**附属書 D（参考）**参照）。

6.4　事故のグループ化

核燃料施設では，放射性物質が施設全体に分布して存在するため，発生場所の異なる同種の事故をグループ化し，以降の評価を効率化してもよい（**附属書 E（参考）**参照）。

6.5　ハザード分析の網羅性の継続的向上

リスク評価手法の整備状況を踏まえて，合理的に可能な範囲で網羅性の確認を行う。この方法として，次の手法を一つ又は複数組み合わせて用いてもよい。

— MLD 又はその他の，複数要因の重畳を含めて系統的に分析できる手法

— 当該施設又は類似施設における運転経験と比較する手法

— 類似施設のリスク評価事例と比較する手法

これらの方法によって未評価のハザードが明らかとなった場合は，これらのハザードが，評価手法やデータが未整備の領域にあるために定量的検討が困難な場合を除き考慮対象とする。困難な場合は考慮対象外とし，**4.9 b)**に示す定期的な見直しの中で段階的に未評価のハザードの低減を図るため，その旨を記録に残す。

7　起因事象の選定

7.1　一般事項

箇条 **6** で同定した粗い事故シナリオを基に，事故に至る可能性のある起因事象を分析・同定する。同定した起因事象を発生させる原因を分析し，従属性を有する起因事象を同定する。リスク評価の使用目的に照らして，以後の評価を要しない起因事象を選別し除外す

公表資料用

る。

7.2　起因事象の分析及び同定

既往のリスク評価などによる国内外における起因事象に関する評価事例の分析によって起因事象が同定できる場合，又はその妥当性が説明できる場合には，箇条 6 で同定した粗い事故シナリオに基づかなくてもよい。

7.3　従属性を有する起因事象の同定

従属性の要因として，単一の原因から複数の起因事象又は緩和設備の機能喪失が発生する可能性（例　複数の建屋（プロセス）で共用している設備の故障など）及び単一の起因事象が他の起因事象の発生及び／又は緩和設備の機能喪失の原因となる可能性（例　ある起因事象に伴い発生する物理・化学的事象が新たな起因事象となる場合，起因事象が発生した SSCs の状態が他の SSCs に影響を及ぼす場合など）を考慮する（**F.1** 参照）。

7.4　同定した起因事象の除外

発生の可能性が極めて低いか，又は発生を仮定しても影響が限定される場合，**7.2** 又は **7.3** で同定した起因事象を評価対象から除外してもよい。その際，以下のいずれか一つ以上の項目に該当することを除外の判断基準とする。

a)　起因事象発生頻度が十分に小さい事象。

b)　事象が発生しても事故の進展に十分時間があるような，軽微な故障に関連した事象。

c)　一連の多くの可能性の低い人的過誤によるプロセスの逸脱。

d)　物理法則上あり得ないか又は発生の可能性が低いことの論拠を示すことのできるプロセスの逸脱。

e)　事象が発生しても，影響緩和を期待せずとも敷地境界外における公衆の個人の最大の被ばく線量又は化学的影響が十分小さい事象。

上記 a)～e)の基準を使用する場合は，評価結果に与える影響が十分に小さいことを確認する（**F.2** 参照）。

また，a)～e)以外でリスク評価の使用目的から必要ない場合には，理由を附して **7.2** 又は **7.3** で同定した起因事象を評価対象から除外してもよい。

8　内的事象に起因する事故の概略的な事故シーケンスの同定

8.1　一般事項

発生した内的な起因事象が原因で，施設外に放射性物質などが放出される事故のシナリオを分析し，概略的な事故シーケンスを同定する。

8.2　閉じ込め機能を有する静的な構築物，系統及び機器の機能喪失の判定

閉じ込め機能を有する静的な SSCs のうち，内的事象に起因する事故によってもたらされる副次的外力により機能喪失する可能性があると分析・判定した SSCs については機能喪失を仮定する。この仮定により放射性物質など施設外への放出量が過度に保守的に評価される場合は，**附属書 R（規定）**及び**附属書 U（規定）**に準じて地震動以外の物理的な負

公聚稿用

荷に対する健全性を評価し，機能喪失を判定する。

8.3　事故シーケンスの同定

箇条 6 で同定した粗い事故シナリオを基に，起因事象，緩和対策及び放射性物質などの放出経路を分析し，イベントツリー，フォールトツリーなどによって概略的な事故シーケンスを体系的に同定する。8.2 において機能喪失すると判定された場合にはイベントツリーのヘディングとして考慮しない。

9　内的事象に起因する事故の発生頻度の概略的な評価

9.1　一般事項

箇条 8 で作成した設備単位の機能喪失を想定したフォールトツリー及び放射性物質などの施設外への放出に係る概略的なイベントツリーを基に，関連する系統，機器などの機能喪失及び人的過誤の頻度又は確率を概算し，フォールトツリー及びイベントツリーを定量化する。

9.2　機器の故障確率及び人的過誤率に係るパラメータの概算

系統，機器などの機能喪失及び人的過誤の頻度又は確率を次のいずれかの方法で定量化する。

a)　**概略的な評価**　運転実績に基づく故障などに係る情報を踏まえ最善の値を用いる。そのような情報が利用可能でない場合，故障率などをオーダーで評価する手法により概略的に評価する手法を用いてもよい（**附属書 G（参考）**参照）。

b)　**専門家判断に基づく評価**　専門家判断に基づき評価する。パラメータの推定は，AESJ-SC-RK006:2013 の箇条 5 に準ずる。

9.3　事故シーケンスの定量化

9.2 の結果を基に箇条 8 で作成した設備単位の機能喪失を想定したフォールトツリー及び放射性物質などの施設外への放出に係る概略的なイベントツリーを定量化する。

10　地震動に起因する事故の概略的な発生頻度評価

10.1　一般事項

地震動に起因する事故の概略的な発生頻度評価は，**図 2** に示す手順に従って実施し，概略的に地震動ハザード評価，建屋・機器フラジリティ評価及び事故シーケンスの発生頻度の評価を行う（**附属書 H（参考）**参照）。

なお，上下動及び余震に対する地震動ハザードについては，本震の水平動に対する地震動ハザードと比べて十分小さいと判断できる場合には考慮しなくてもよい。また，液状化などについては，発生の可能性が設計上十分低いと判断できる場合には考慮しなくてもよい（**解説 3.3** 参照）。

評価条件などの設定においては，必要に応じて，AESJ-SC-P006:2015 の箇条 6，箇条 7 及び箇条 8 を参照してもよい。

公表資料

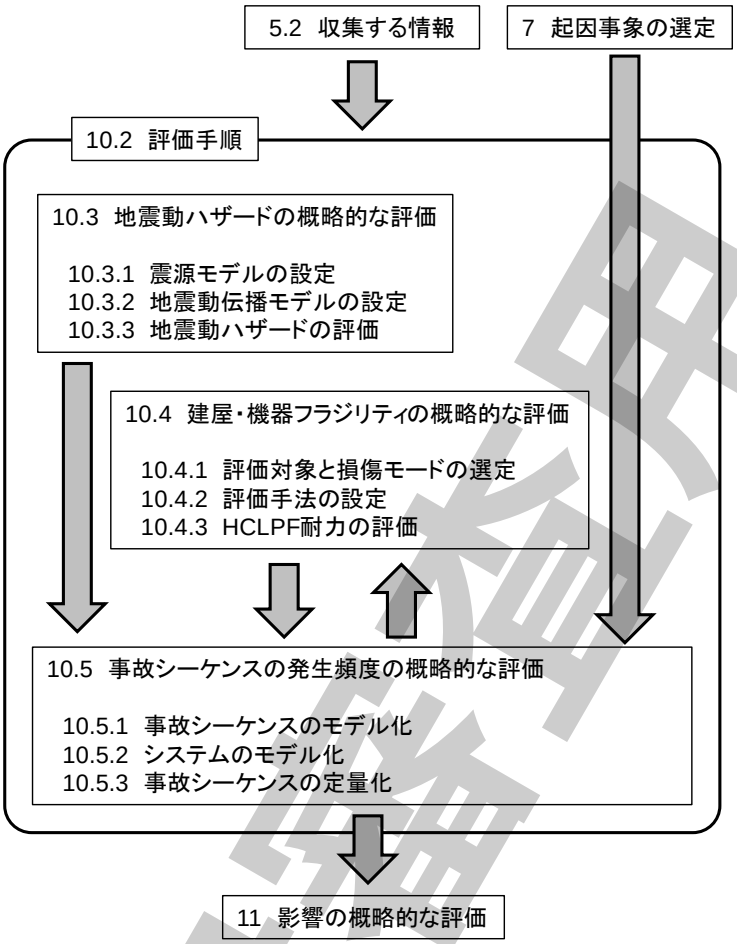


図 2－地震動に起因する事故の概略的な発生頻度評価実施手順

10.2　評価手順

10.2.1　地震動ハザードの概略的な評価

地震動ハザード評価では，震源モデルの設定，地震動伝播モデルの設定を行い，地震動ハザードを評価する。地震動ハザードは，地震動強さをパラメータとして，n 年超過頻度又は確率の形で求める。

10.2.2　建屋・機器フラジリティの概略的な評価

建屋・機器フラジリティ評価では，対象とする建屋・機器と損傷モードの選定，フラジリティ評価手法の設定を実施し，概略的に建屋・機器フラジリティを評価する。

10.2.3　事故シーケンスの発生頻度の概略的な評価

事故シーケンス評価では，事故の発生頻度を評価するために必要な建屋・機器及び事故シーケンスを同定し，起因事象の設定，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。そして，上記 10.2.1 及び 10.2.2 により得られた地震動ハザード及び建屋・機器フラジリティを用いて，概略的に事故シーケンスの発生頻度を評価する。併せて，7.3

公表資料

で分析した起因事象の従属性を踏まえて，同時に発生しうる事故シーケンスを同定する。同時に発生しうる事故シーケンスについては，**10.4** 及び **10.5** に規定する手法による定量化が難しい場合は，個別の起因事象又は事故シーケンスに関する評価を行い，併せて，リスク評価の目的に照らして，同時発生による重畳効果の事故への影響の程度について考察し，記録する。

10.3　地震動ハザードの概略的な評価

10.3.1　震源モデルの設定

対象サイトに将来影響を及ぼす可能性のある地震の発生を確率モデルで表し，評価対象地震の震源モデルを設定する。ここで，震源モデルとして，公的機関で公開している震源モデルを用いてもよい（**Ｉ.1** 参照）。

10.3.2　地震動伝播モデルの設定

地震動強さの確率分布を評価するための地震動伝播モデルを設定する。ここで，地震動伝播モデルとして，使用実績のある距離減衰式及び地盤増幅特性評価式を用いる（**Ｉ.2** 参照）。

10.3.3　地震動ハザードの評価

上記 **10.3.1** 及び **10.3.2** に基づいて，地震動ハザードを求める。地表面での地震動強さである地表面最大加速度と，n 年間にそれを超える地震動が発生する頻度又は確率，すなわち，n 年超過頻度又は確率の関係を評価し，地震動ハザード曲線として表現する。（**附属書Ｉ（参考）**参照）。

10.4　建屋・機器フラジリティの概略的な評価

10.4.1　評価対象と損傷モードの選定

5.2 で収集した情報に基づき，対象とする建屋・機器を選定する。次いで，対象とする建屋・機器ごとに，損傷モード及び部位を同定し，損傷モードに係る損傷の指標を設定する。

なお，概略的な評価においては，選定された評価対象建屋・機器について，その構造，寸法，形状，動作機構などを考慮してグループ化し，グループごとの代表機器にフラジリティを与える方法を用いてもよい。

10.4.2　評価手法の設定

概略的な評価として求められている評価精度，用途，評価対象の特性及び入手できる情報に応じて，フラジリティ評価手法を設定する（**附属書 J（参考）**参照）。ここで，手法の設定に当たっては，複数の評価手法を組み合わせてもよい。

なお，既往知見，（原子力施設に限らない）地震による損傷実例，専門家判断などから評価対象のフラジリティを概略的に評価してもよいが，この場合は設定根拠及びその妥当性を示す。

公表審査用

10.4.3　HCLPF 耐力の評価

上記 **10.4.2** で設定した評価手法に基づいて，選定された評価対象建屋・機器に対する HCLPF 耐力 A_{HCLPF} を式(1)により評価する（**附属書 J（参考）**参照）。

$$A_{HCLPF} = \frac{S}{R} FA \quad \cdots\cdots (1)$$

ここで，

S : 建屋・機器の設計耐力

R : 建屋・機器の設計応答

F: 塑性エネルギー吸収係数（建屋・機器の弾塑性挙動に関する耐力の割り増し係数）

A : 建屋・機器の設計応答に対応する地表面最大加速度

であり，HCLPF 耐力は，平均フラジリティ曲線の損傷確率 1%に対応する地表面最大加速度とする。（**図 3** 参照）

なお，後述の **10.5.3** において，フラジリティ曲線を用いて事故シーケンスの発生頻度を求める場合は，HCLPF 耐力及び不確実さに基づいて建屋・機器のフラジリティを求めてもよい。確率分布としては，対数正規分布を仮定し，その不確実さは，偶然的不確実さ要因（β_R）と認識論的不確実さ要因（β_U）に係るものに分けて設定するか，複合させたもの（β_C）として設定する（**附属書 J（参考）**参照）。偶然的不確実さ要因と認識論的不確実さ要因を考慮した平均フラジリティは式(2)により求める。（**図 3** 参照）

$$Q(a) = \Phi\left(\frac{\ln(a) - \ln(A_m)}{\beta_C}\right),\ \beta_C = \sqrt{\beta_R^2 + \beta_U^2} \quad \cdots\cdots (2)$$

ここで，$\Phi(\bullet)$ は標準正規確率分布関数，a は地表面最大加速度であり，A_m，β_C は建屋・機器のフラジリティに関する地表面最大加速度の中央値及び対数標準偏差である。また，上記で求めた HCLPF 耐力 A_{HCLPF} 及び対数標準偏差を用いて式(3)により中央値を求める。

$$A_{HCLPF} = A_m \exp(-2.33\beta_C) \quad \cdots\cdots (3)$$

公表資料

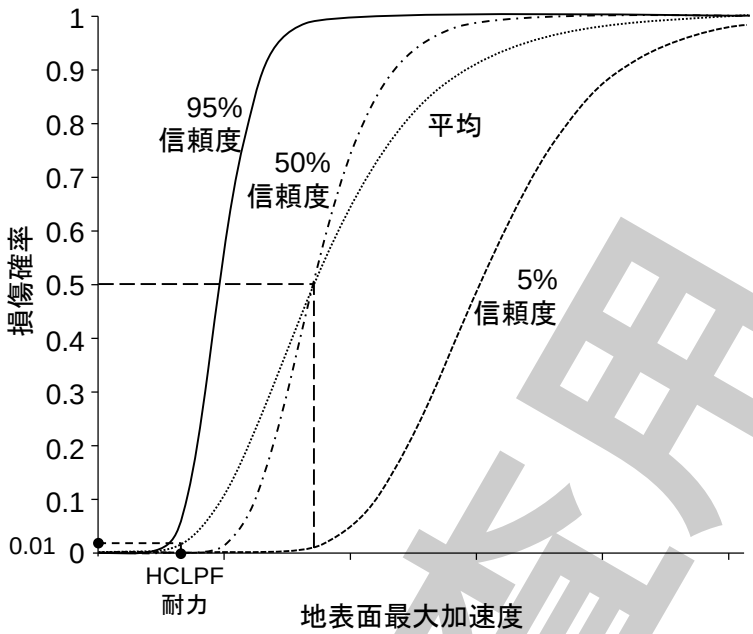


図 3－フラジリティ曲線と HCLPF 耐力の関係

10.5　事故シーケンスの発生頻度の概略的な評価

10.5.1　事故シーケンスのモデル化

箇条 7 で整理した起因事象ごとに，地震発生後の事故を防止するために必要な安全機能の設定を行う。次に，安全機能の確保に必要な設備を対象に，必要な設備の数と組合せ及び運転員操作の条件を決定することにより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，イベントツリーを作成する。

10.5.2　システムのモデル化

まず，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。次いで，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。そして，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作成する。箇条 7 及び既往の内的事象 PRA などのフォールトツリーを参照してもよい。必要に応じて，地震動以外の機能喪失要因として，次を考慮する。

— 機器のランダム故障
— 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

ただし，これらの因子の寄与が事故シーケンスの発生頻度に対して支配的とならないと考えられる場合は，これらの寄与が事象の進展にどのように関わるかの説明，及び発生頻

公表資料

度に支配的影響を与えない理由の説明を文書化したうえで，定量化において無視してもよい。

10.5.3　事故シーケンスの定量化

上記 10.5.1 及び 10.5.2 で作成した設備単位の機能喪失を想定したフォールトツリー及び放射性物質などの施設外への放出に係るイベントツリーを基に，事故シーケンスを定量化する（**附属書 H（参考）**参照）。

フォールトツリー及びイベントツリーを基に，Max／Min 法などを用いて事故シーケンスごとに代表機器の HCLPF 耐力を算定し，事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ とする（**附属書 K（参考）**参照）。事故シーケンスの HCLPF 耐力 $\overline{A}_{HCLPF}$ 及び対数標準偏差 β を用いて式(4)により，事故シーケンスの損傷確率 10%耐力 $A_{10\%}$ を求める。

$$A_{10\%} = \overline{A}_{HCLPF}\ \exp(1.04\beta) \quad \cdots\cdots (4)$$

事故シーケンスの損傷確率 10%耐力に対応する地震動ハザードの年超過頻度 $H_{10\%}$ を評価する。これより，事故シーケンスの発生頻度 F_F を式(5)により求める。

$$F_F = \alpha H_{10\%} \quad \cdots\cdots (5)$$

ここで，α は事故シーケンスの発生頻度をフラジリティの 1 点で求めるための係数であり，最新知見や既往知見などに基づき適切に設定する（**附属書 K（参考）**参照）。

なお，上記の方法に代え，フォールトツリー及びイベントツリーに基づいて建屋・機器フラジリティより事故シーケンスのフラジリティを求め，地震動ハザード曲線及び事故シーケンスのフラジリティ曲線を用いて，事故シーケンスの発生頻度を式(6)により求めてもよい。この場合，積分範囲はその範囲を拡大しても事故シーケンスの発生頻度への影響が無視できる程度になるように設定する。

$$F_{Fi} = \int_{a_{\min}}^{a_{\max}} \left(-\frac{dH(a)}{da} Q_i(a) \right) da \quad \cdots\cdots (6)$$

ここで，

a ：地震動強さ

$a_{\min}$ ：地震動強さの下限

$a_{\max}$ ：地震動強さの上限

$H(a)$ ：地震動ハザード

$Q_i(a)$ ：事故シーケンス i のフラジリティ

11　影響の概略的な評価

11.1　一般事項

9.3 及び 10.5 において発生頻度を求めた事故シーケンスごとに概略的なソースターム評価を実施し，放射性物質などが施設外へ放出された場合の敷地境界外の公衆の個人の最大被ばく線量を評価する。なお，必要に応じて敷地境界外の公衆の個人の最大の化学的影響

公衆審査用

を評価する。

11.2　ソースタームの概略的な評価

9.3 及び 10.5 において発生頻度を求めた事故シーケンスごとに，五因子法を用いてソースタームを評価する。化学的影響に係るソースターム評価に際しては，UF_6 及び水との化学反応に伴う派生物の化学的特性を考慮する。（**附属書 L（参考）**及び**附属書 M（参考）**参照）

a) **リスクをもたらす物質の総量（MAR）の設定**　MAR は事故が発生すると想定する場所に存在し，事故時に生じる物理的な外力によって施設外の環境に影響を及ぼす可能性のある物質（放射性物質）の質量であり，当該箇所での取扱量などを基に設定する。

b) **事故の影響を受ける物質の割合（DR）の設定**　DR は MAR のうち物理的な外力の影響を受ける割合又は物理・化学的な反応割合で，事故の種別及び考え得る規模を参考に設定する。

c) **雰囲気中に放出され浮遊する物質の割合（ARF）の設定**　ARF は事故で発生した外力の影響により気相に放出され浮遊する物質の分率であり，事故の種類に応じて援用可能な実験データなどを基に設定する。

d) **肺に吸入され得る微粒子の物質の割合（RF）の設定**　RF は気相に浮遊した物質のうち，呼吸により肺に吸入され得る粒子として，空気力学的等価直径（AED：Aerodynamic Equivalent Diameter）が 10 μ m以下の微粒子の分率を実験データなどを基に設定する。粒径分布が不明の場合，又は肺への吸入以外の原因による被ばく以外の影響を考える場合は 1.0 とする。

e) **施設外に移行する物質の割合（LPF）の設定**　LPF は放出経路における施設外への放出量の低下率であり，フィルタの個数，放出経路でのエアロゾルなどの除去率などを考慮して設定する。

11.3　影響の評価

11.2 で設定した事故シーケンスごとに放射性物質などが施設外へ放出された場合の敷地境界外の公衆の個人の最大被ばく線量を評価する。評価に当たっては，**“発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”**（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定，一部改訂平成 13 年 3 月 29 日）に基づく方法，又は妥当性が説明できかつ品質が確保された方法，又は国内外で使用実績のある計算コードを使用する方法とする（**附属書 N（参考）**及び**附属書 O（参考）**参照）。

必要に応じて，同様の方法により敷地境界外での公衆の個人の最大の化学的影響を評価する（**附属書 P（参考）**参照）。

12　詳細評価対象事故の選別

リスク評価の目的に照らして適切と判断される選別基準を明示し，その選別基準を基に詳細なリスク評価が必要と判断される事故シーケンスを選別する（**附属書 Q（参考）**参照）。

公衆審査用

なお，選別基準を満たさない事故シーケンスを含めた事故を選別してもよい。

13　内的事象に起因する事故の起因事象の発生頻度の詳細な評価

箇条 7 で選定した起因事象について，次に示す a)の手法を用いて，起因事象発生頻度の平均値及び確率分布を推定する。ただし，b)～d)の手法を用いてもよい。また，その適用性が説明できる場合には他の手法を用いてもよい。

a)　フォールトツリーなど論理モデルによる方法を用いる。起因事象発生頻度をフォールトツリーによって評価する場合は，次の点に従う。

1)　箇条 16 及び箇条 17 の要件に基づいて，起因事象を運転，保守，点検時の人的過誤，事象発生時の回復操作の評価，機器故障などの定量化における評価対象施設の情報などを考慮してフォールトツリーでモデル化し，発生頻度を推定する。

2)　起因事象発生頻度を評価するためのフォールトツリーでは，システム信頼性解析で用いる定量化モデルのように特定のデマンドに対応する安全機能の機能喪失が頂上事象になるのではなく，起因事象発生が頂上事象となるため，頂上事象の計算結果が確率ではなく，頻度となるように必要に応じてフォールトツリーの計算方法を修正する。

3)　起因事象発生頻度を評価するためのフォールトツリーでは，一つの機器の故障の年間発生頻度と組み合わされた他の機器のアンアベイラビリティ又は最初に故障を想定する機器の修理期間中の他の機器の機能喪失を含めた，すべての関連する事象の組合せをモデル化する。

4)　上記で作成されたモデルにおいて回復操作に期待する場合には，手順書又は訓練などによって，その妥当性を示す。

b)　AESJ-SC-RK001:2015 を適用し，評価対象施設の運転経験から起因事象の発生件数及び運転期間を収集し，適切な事象発生の確率モデルを選定し，ベイズ統計による推定手法を用いて起因事象発生頻度の平均値及び確率分布を推定する。ベイズ推定には評価対象施設の特性に適合する一般パラメータを事前知識として用いてもよい。

c)　評価対象施設において実績データが極めて少ない起因事象，又は新設された施設のため起因事象発生頻度の推定に必要なデータが得られないなど，評価対象施設の実績データのみでは起因事象発生頻度が適切に推定できない場合は，一般データソースから評価対象施設の特性に適合する他施設のデータを選定し，a)又は b)の手法を用いて起因事象発生頻度を推定する。また，国内の実績データに加え国外の実績データを算入してもよい。

d)　国内外でも実績データがない起因事象であり，起因事象発生頻度をデータから推定することが困難な場合は，起因事象発生頻度の評価条件を明確にして推定する。定量化の際は，起因事象発生頻度及び回復確率に影響を及ぼす可能性のある評価対象施設の特性を考慮する。一般パラメータを引用する場合は，評価対象施設の特性を考慮して

参考翻訳

適切なパラメータを用いる。

また，起因事象発生頻度の推定において有意な不確実さが想定される場合には，**23.4** で，リスク評価の結果に有意な影響を与える因子を選定するため，起因事象発生頻度の推定に対して影響の大きい不確実さの要因を特定する。

14　内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析

14.1　一般事項

選定した起因事象に対して，放射性物質などの放出に至る事故シーケンスを合理的に可能な範囲で網羅的に展開する。放射性物質などの放出に至る事象進展の分析では，放射性物質などの放出に至る事故の種類ごとに，緩和設備の動作状態及び物理・化学現象の発生状態を分析し，閉じ込め機能を有する SSCs の機能喪失を分析する。これらの SSCs の機能喪失の組合せから放射性物質などの放出に至る事象の流れを分析し，事故の進展を樹形図で分類するイベントツリーを作成する。（**解説 5.1.2** 参照）

14.2　安全機能の同定

起因事象ごとに，評価対象施設の設計，手順書及び運転方法に基づいて，詳細評価対象事故の発生を防止するため及び事故の影響を緩和するために必要な安全機能を同定する。

14.3　放射性物質などの放出に至る事象進展の分析

附属書 R（規定）に従い，放射性物質などの放出に至る事故の種類ごとに，緩和設備の動作状態及び物理・化学現象の発生状態を分析し，閉じ込め機能を有する SSCs の機能喪失を分析する。これらの SSCs の機能喪失の組合せから放射性物質放出シーケンス [1)]を分析する。

注 [1)] 放射性物質放出シーケンスとは，緩和対策の失敗により事故が顕在化する状態に至ってから放射性物質などの施設外への放出に至る事故シーケンスの部分を意味する。（**解説 5.1.2** 参照）

14.4　事故シーケンスの展開

14.4.1　事故シーケンスの分析手法の選択

放射性物質などの放出に至る事故シーケンスを合理的に可能な範囲で網羅的に展開するための体系的な分析及び定量化が可能である手法として，イベントツリー法を用いる（**X.1** 参照）。

ただし，その適用性が説明できる場合にはイベントツリー法以外の手法を用いてもよい。

14.4.2　ヘディングの設定

起因事象ごとに同定した安全機能に基づいてイベントツリーのヘディングを設定する。

放射性物質などの放出に至る事象の進展については，運転員による事故の緩和操作，物理・化学現象の発生の有無など，**14.3** の結果から，放射性物質放出イベントツリー[2)]のヘディングを選定する。

事故シーケンスの論理展開を明確かつ簡潔に提示するため，事象の進展及び機能上の相

公表資料

互関係を考慮して，できる限り事象の進展に従いヘディングの順番を決める。事象の進展に従いヘディングの順番を設定しない場合には，その根拠を示す。（**X.2** 参照）

注 [2] 放射性物質放出イベントツリーとは，放射性物質放出シーケンスをイベントツリー形式で記述したものを指す。

14.4.3　イベントツリーの展開

ヘディングにおける分岐の有無を，関連するすべての緩和設備の状態を考慮して決定し，事故シーケンスを合理的に可能な範囲で網羅的に展開する。事故シーケンスの展開に当たっては，緩和設備及び／又は運転員の操作の成否がその後の事象進展に大きく影響する場合は，事故シーケンスの展開で明示的に取り扱う。時間の経過を考慮したモデル化が必要な場合は，事故シーケンスの展開で考慮する。なお，時間の経過を考慮したモデル化については，**16.2** で考慮することもできる。（**X.3** 参照）

14.4.4　放出カテゴリの分類

各事故シーケンスにおいて，施設外へ放出されるまでの放射性物質などの放出経路，放出挙動の類似性の観点から各事故シーケンスを放出カテゴリに分類する。

14.5　事象進展解析の実施

必要に応じて起因事象及び事故シーケンスの分析結果から**附属書 U（規定）**に準じて事象進展の解析を実施する。その時には，最確推定を原則とする。ただし，リスク評価の目的及び評価結果（事故シーケンスの発生頻度など）への影響を考慮し，その適用性が説明できる場合には，保守的な解析条件を用いてもよい。

閉じ込め機能を有する静的な SSCs については，**14.3** において **R.2** に従い実施した分析結果に照らして機能喪失すると判定された場合にはイベントツリーのヘディングとして考慮しない。

14.6　従属性のモデル化

14.6.1　起因事象の従属性のモデル化

7.3 において同定した起因事象従属性に基づいて，**14.4** 又は **16.3.1** でモデル化を行う。

14.6.2　緩和設備間の従属性のモデル化

16.3.1 において同定する緩和設備間の従属性に基づいて，**14.4** 又は **16.3.1** でモデル化を行う（**X.4** 参照）。

14.6.3　事故時の物理的条件の従属性のモデル化

各々の事故シーケンスの過程において物理・化学的事象に伴う新たな事故の発生・拡大の可能性に留意するとともに，この可能性を含めて，緩和設備の成否に影響を与える物理的条件（温度，圧力，水位，湿度など）を同定する。**14.5** の結果又は実施済みの解析結果，若しくは実験結果を用いた分析を行うことで，物理的条件による緩和設備への影響を同定し，それらの従属性に基づいて，**14.4** 又は **16.2.5** でモデル化を行う。評価対象施設以外のデータを用いる場合には，その適用性を示す。

公衆審査用

14.6.4　複数のイベントツリーにおける従属性のモデル化

複数のイベントツリーで事故シーケンスを表す場合には，各事故シーケンスを構成するヘディング間の従属性を事故シーケンスの定量化段階で取り扱うことができるようにモデル化する（X.5 参照）。

15　内的事象に起因する事故の成功基準の設定

15.1　一般事項

箇条 14 の結果を基に，安全機能ごとの成功基準及びシステムごとの成功基準を設定し，14.4.2 で作成したイベントツリーのヘディングの設定に反映する。

15.2　安全機能ごとの成功基準の設定

14.2 で同定した安全機能を達成するための設備又は操作の組合せを，成功基準として設定する。許認可申請などに係わる解析又は他の核燃料施設に関するリスク評価において，評価対象施設に成功基準として適用することが可能な解析結果がある場合にはこれを用いてもよい。また，安全機能ごとの成功基準の設定に当たっては，建屋間で共有される緩和設備の運用管理条件及び利用の際の制約条件を含む手順などの成功基準を評価する際の前提条件，並びに，当該設備を共有する複数建屋での同時発災時に有意に影響するような従属性などについて整理する。

15.3　システムごとの成功基準の設定

システムごとの成功基準として，安全機能ごとに設定した成功基準の設備及び／又は操作について，その機能の達成に必要なサポート系設備，及び／又は操作までの時間余裕などを整理する。また，システムごとの成功基準の設定に当たっては，建屋間で共有される緩和設備の運用管理条件，利用の際の制約条件を含む手順などの成功基準を評価する際の前提条件，並びに，当該設備を共有する複数建屋での同時発災時に有意に影響するような従属性などについて整理する。

15.4　使命時間の設定

システムごとの成功基準の一つとして，各緩和設備の使命時間を以下の観点から必要な時間を設定する。

a)　事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて，設定した使命時間中に必要な安全機能が達成されることによって放射性物質などの施設外への異常な放出を回避することができる時間

b)　安全機能を確保している設備が故障した場合に備えて，当該設備の復旧，同じ安全機能を達成するための他の設備の稼働又は操作などによる，手段の多様性の確保に必要な時間

15.5　成功基準の不確実さ要因の特定

23.4 で，リスク評価の結果に有意な影響を与える因子を選定するため，成功基準の設定に対して影響の大きい不確実さの要因を特定する。

公表資料用

16　内的事象に起因する事故のシステム信頼性解析

16.1　一般事項

箇条 14 で設定したイベントツリーのヘディングに対応するシステムの信頼性モデルを作成し，そのモデルを用いてシステムのアンアベイラビリティを求める。

16.2　システムのモデル化

16.2.1　システム信頼性解析手法

システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき，システムのアンアベイラビリティの定量化を可能にする手法として，フォールトツリー法を用いる。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（Y.1 参照）。

システムをモデル化するに当たり，箇条 5 の施設情報に基づき以下を明確にする。

— 系統構成機器とバウンダリ
— 通常運転及び事故時の系統構成
— 必要な計測制御
— 他の系統との従属性
— 試験・保守の要件と運用
— 保安規定による運転制限
— 構成機器の運転可能性と設計限界
— 通常運転及び事故時の手順書

16.2.2　システムの評価対象範囲の明確化

フロントライン系とサポート系の境界を明確にした上で，サポート系も含めた評価対象範囲を明確にする。サポート系の故障は，多数のフロントライン系に対して従属故障を引き起こすため，モデル化を省略する場合には，システムのアンアベイラビリティに対する従属故障の影響が十分に小さいことを確認する。また，復旧手順があることだけを理由にサポート系のモデル化を省略することは許容されない。

システムが複数の系列から構成されている場合には，それぞれの系列についてモデル化する。

また，系統の起動及び作動に必要な信号系をモデル化する。自動起動に期待する場合は自動起動条件（水位低など），起動ロジックに必要な許可信号，保護信号などをモデルに含める。

16.2.3　フォールトツリーの作成

14.4.2 で設定したイベントツリーのヘディング及び箇条 15 で設定した成功基準を基に，フォールトツリーの頂上事象を設定する。システムの運転状態，故障に至る要因及び使命時間を分析し，頂上事象の発生要因を展開する（Y.2 参照）。

フォールトツリーを作成するに当たり，次のことを考慮する。

— 使命時間中の機能達成に必要な空気，電源，冷却水などの量。
— 運転切替による機器の運転又は待機状態。

公表専用

— 建屋間で共用している機器の取扱い。

— 必要流量が確保できなくなるような系統外流出の可能性。

なお，次のいずれかを満たす場合はフォールトツリーの詳細な展開を省略してもよい。ただし，省略された機器などが他のシステムと従属性がないこと，又は影響が十分に小さいことを示す。

— 系統レベルの故障実績データが十分に存在し，系統単位の故障確率が算出できる場合

— システム故障に対して運転員による人的過誤の寄与が支配的な場合

16.2.4 フォールトツリーの基事象

動的機器及び静的機器の故障，試験及び保守，人的過誤など，次の事象をフォールトツリーの基事象として用いる。機器の故障については，箇条 18 で作成するパラメータとの整合性に注意しながら，以下の a)～e)の適切な故障モードに分割する。また，同パラメータを用いて基事象の発生確率を算出する（Y.3 参照）。基事象及び故障モードの名称については，複数の系統又は系列で用いることができるよう，一定の規則に従い命名する。

a) 状態変更失敗（動的機器）

1) ポンプの起動失敗

2) 弁の開失敗又は閉失敗（開固着含む）

3) 遮断器の開失敗又は閉失敗

4) リレーの開失敗又は閉失敗

など。

b) 機能維持失敗（動的及び静的機器）

1) ポンプの継続運転失敗

2) 弁，配管などの破損又はリーク

3) 機器の誤動作（制御系，計器などの誤動作，弁の誤開又は誤閉など）

4) 機器閉塞（弁，配管，ストレーナ，熱交換器，タンクなど）

など。

c) 故障した機器の復旧失敗 ただし，箇条 18 において復旧時間が適切に評価できない場合は，ハードウェア故障の復旧を考慮してはならない。

d) 試験及び保守による使用不能状態（Y.4 参照）

e) 人的過誤（起因事象発生前又は起因事象発生後）

次のスクリーニング基準のうち一つが満たされる基事象は，モデルから除外してもよい。ただし，他のシステムと従属性がある場合は除外してはならない。

— 系統内における機器の除外条件 ある機器におけるすべての故障モードの故障確率の合計値が，同じ系統の同じ系列内で最大の故障確率を持つ機器より少なくとも 2 桁低い場合

— 機器内における故障モードの除外条件 ある機器における故障モードの故障確率が，同じ機器内での最大の故障確率を持つ故障モードより少なくとも 2 桁低い場合

公表資料

16.2.5　システム・機器の作動条件の扱い

システム又は機器の機能喪失を引き起こす条件を特定し（例えば，過度の熱負荷，電気負荷，湿度など），これらが設計条件を超える場合には，当該システム又は機器は使用できないものとする。

ただし，以下の適切な組合せで設計条件を超えても使用可能であることの妥当性が示される場合は，当該システム又は機器の作動に期待してもよい。

— 試験又は運転データ

— 解析

— 専門家判断

16.2.6　サブツリーを使用する場合のモデル化

フォールトツリーの簡略化のために複数の基事象を統合したサブツリーを用いる場合は，異なる回復可能性のある事象，他の系統で必要とされる事象，失敗確率がシナリオに依存する可能性のある事象をサブツリー化しないようにする（Y.5 参照）。

16.3　システム信頼性解析における従属性のモデル化

16.3.1　システムの従属性

起因事象との従属性，並びに以下の a)～c)に示す異なるシステム間での従属性及び同一システム内での従属性を同定し，モデル化する（Y.6 参照）。

a) **フロントライン系及びサポート系**　フロントライン系とサポート系，及びサポート系同士の間の従属性を適切にモデル化する。サポート系のモデル化においては，以下に示すようなフロントライン系とサポート系とのインターフェイスを含める。

— 起動ロジック

— 構成機器の制御に必要なサポート系統

— 構成機器の動力源

— 構成機器の冷却

フロントライン系の運転にサポート系の運転が必要か否かは，事故時の環境変化を考慮した施設固有の解析によって確認する。必要と判断された場合には，必要なポンプ台数などの成功基準を合わせて確認する。このとき，現実的な成功基準に基づく。ただし，保守的な解析条件に基づいても，その結果がリスクに大きく寄与しない場合はその限りではない。

b) **システム・機器の作動条件**　16.2.5 において特定された，作動条件が設計条件を超えた際に引き起こされるシステム又は機器の機能喪失が，複数のシステム又は機器に及ぶ場合には，その従属性をモデルに含める。

c) **保全活動及び運転員操作**　計画された保全活動などによって冗長機器が同時に待機除外になる可能性がある場合には，これをモデル化する。また，箇条 17 において，系統又は系列間にわたる運転員操作による従属性が同定された場合には，その従属性をモデルに含める。

公表資料用

16.3.2　共通原因故障の同定

同一又は異なるシステムにおいて,多重性を持たせるために用いられる機器については,型式，機能，環境及び運用方法を考慮して，共通原因故障としてモデル化すべき機器グループ及び故障モードを同定する（Y.7 参照）。

ただし，動的機器の静的故障モード（電動弁の閉塞，外部及び内部リークなど），静的機器の各故障モードについては除外してもよい。

16.3.3　共通原因故障パラメータの推定

同定した共通原因故障と整合するパラメトリックモデルを選定して，一般パラメータ及び推定用データを収集し，共通原因故障パラメータを推定する。共通原因故障パラメータの推定は AESJ-SC-RK001:2015 の箇条 7 を適用して，実施する。（Y.8 参照）

発電用原子炉施設などの一般パラメータは，適用性を検討した上で適用する。

16.4　システム信頼性モデルの定量化

システム信頼性モデルを定量化し，システムのアンアベイラビリティを評価する。

16.5　システム信頼性モデルの妥当性確認

システムのアンアベイラビリティに対して寄与の大きい最小カットセットを確認し，システムを機能喪失に至らせる要因の組合せにおいて施設の特徴を反映した主要かつ適切な要因が抽出されているかなどについて考察し,システム信頼性モデルの妥当性を確認する。

ただし，その適用性が説明できる場合には，別の手法によってシステム信頼性モデルの妥当性を確認してもよい。

17　内的事象に起因する事故の人間信頼性解析

17.1　一般事項

起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として，それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を特定し，その発生確率を求める。このため，人間信頼性解析手法を用いて人的過誤確率を評価する。（Z.1 及び Z.2 参照）

17.2　起因事象発生前作業の同定

17.2.1　起因事象発生前の作業の同定

システム信頼性解析においてモデル化される機器及びシステムに関して，定期検査要領書，運転手順書などを調査・分析することによって，人間信頼性解析においてモデル化すべき保守，試験，及び校正を同定する。（Z.3 及び Z.4 参照）

17.2.2　起因事象発生前の作業における従属性の同定

施設で実施されている作業の中から，多重性又は多様性を有する機器及びシステムに従属的な機能喪失をもたらす可能性のある作業を同定する。

17.2.3　同定した作業の除外

17.2.1 で同定した作業の中で，試験又は保守を実施した後に，機器を待機状態又は運転状態に復旧させる作業について，質の高いチェック（作業者とは別の人間による独立なチ

公表資料

ェックなど）によって人的過誤確率が十分に低いと判断できる作業は，その除外ルールを明確にした上で除外してもよい。なお，**17.2.2** で同定した作業を除外することはできない。（**Z.5** 参照）

17.3　人的過誤事象（起因事象発生前）のモデル化

17.3.1　システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定

人的過誤事象は，その作業失敗が機器及びシステムのアンアベイラビリティに対してどのように影響しているかを表すようにモデル化する。また，対象作業について，人的過誤による動作不能及び作業完了後の回復操作（復旧）失敗をモデル化する。（**Z.6** 参照）

17.3.2　校正エラーのモデル化

待機状態にある緩和設備の起動失敗の要因として，起動信号の校正エラーが考えられる場合には，校正エラーをもたらす人的過誤をモデル化する。

17.4　人的過誤確率（起因事象発生前）の評価

17.4.1　人的過誤確率の評価手法

THERP 手法を用いて，人的過誤の確率を体系的な方法で評価する。ただし，その適用性が説明できる場合には THERP 手法以外の手法を用いてもよい。（**Z.7** 及び**解説 5.2** 参照）

17.4.2　保守的な人的過誤確率の使用

システムのアンアベイラビリティ又は事故シーケンスの発生頻度に対する影響が小さい場合には，人的過誤確率として，過小評価にならないように定めた保守的な値を用いてもよい。

17.4.3　人的過誤確率の評価

施設固有の条件に基づいて，人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては，人的過誤確率の確率分布に対数正規分布を仮定する。データなどによって他の分布が適切であることを示すことができる場合は，その分布を用いてもよい。THERP 手法を用いる場合は，当該手法の中央値及びエラーファクタを用いて人的過誤確率を評価する。

また，事故シーケンスの発生頻度の点推定値の評価に用いることができるよう，人的過誤確率の平均値を算出する。

17.4.4　運転員又は保守員による過誤回復の評価

作業者本人，他の運転員又は保守員による過誤回復を評価する（**Z.2** 参照）。評価に当たっては，試験と確認作業との関係を踏まえ，一貫性のある設定方法を明示したうえで回復確率を使用する（**Z.8** 参照）。

起因事象発生前の過誤回復の評価では，次の情報を使用して試験及び確認作業との関係を評価する。

— 手順書に基づいて実施される保守後試験及び校正後試験
— チェックリストを用いた他の運転員による独立な検証
— チェックリストを用いた時間経過後に別途実施される状態確認

公表資料

— 試験又は保守後に実施される日常の確認

複数の回復機会による回復失敗確率の低減を考慮する場合には，次の方法で，非保守的な評価となることを避ける必要がある。

— 考慮する複数の回復機会に対して従属性を評価する

— 回復効果の上限を設定する

17.4.5 人的過誤確率の評価に当たってのタスク間の従属性の考慮

タスク（作業又は回復操作）間の従属性は，システムのアンアベイラビリティ，又は起因事象の発生頻度に対して大きな影響があることから，**17.2.2** に対応して同定された多重性又は多様性を有する機器及びシステムに対して従属故障の要因となる作業については，人的過誤確率を評価するに当たって従属性を考慮する（**Z.2** 参照）。

17.4.6 人的過誤確率の一貫性の確認

施設履歴（運転，保守などの履歴），手順書，運転実績及び経験に基づく知見と，算出した人的過誤確率との間の一貫性を確認する（**Z.4** 参照）。

17.5 起因事象発生後の緩和操作の同定

17.5.1 事故シナリオで必要とされる緩和操作の同定

箇条 **5** の調査によって，運転員によって行われる事故時の緩和操作を同定する。

また，同定する緩和操作には，成功基準にて設定される機器及びシステムの制御に要求される操作及び故障機器の回復操作を含める。

17.6 人的過誤事象（起因事象発生後）のモデル化

17.6.1 人的過誤事象を特定する条件

機器及びシステムの故障の原因となる起因事象発生後の人的過誤事象を次の情報を検討して，当該人的過誤事象を特定する条件を定義する。

— 事故シーケンス特有の時間的な特徴（作業開始条件及び作業完了条件との関係）

— 事故シーケンス特有の手順書

— 監督者又は上位職者からの指示の可能性

— 緩和操作の内容

17.6.2 認知失敗（診断失敗を含む）及び操作失敗の定義

起因事象発生後の人的過誤確率評価では，認知失敗（施設の状況と実施すべき対応策を認識することの失敗，診断失敗を含む）と操作失敗を分けて定義する（**Z.9** 参照）。

17.7 人的過誤確率（起因事象発生後）の評価

17.7.1 人的過誤確率の評価手法

施設固有，シナリオ固有の影響因子の分析及び同一事故シーケンスにおける人的過誤事象間の依存因子の分析を基に THERP 手法を用いて，人的過誤の確率を体系的な方法で評価する。ただし，その適用性が説明できる場合には THERP 手法以外の手法を用いてもよい。（**Z.2**，**Z.7** 及び**解説 5.2** 参照）

原子力規制委員会

17.7.2　保守的な人的過誤確率の使用

システムのアンアベイラビリティ又は事故シーケンスの発生頻度の評価に対する影響が小さい場合には，人的過誤確率として，過小評価にならないように定めた保守的な値を用いてもよい。

17.7.3　人的過誤確率の評価

施設固有，シナリオ固有の行動形成因子の影響を査定し，人的過誤確率及びその不確実さを評価する（Z.10 参照）。

不確実さについては，人的過誤確率の確率分布に対数正規分布を仮定する。データなどによって他の分布が適切であることを示す場合は，その分布を用いてもよい。THERP 手法を用いる場合は，当該手法の中央値及びエラーファクタを用いて人的過誤確率を評価する。また，事故シーケンスの発生頻度の点推定値の評価に用いることができるよう，人的過誤確率の平均値を算出する。

17.7.4　人的過誤確率の評価に当たってのタスク間の従属性の考慮

タスク（作業，回復操作又は緩和操作）間の従属性は，システムのアンアベイラビリティ又は／及び事故シーケンスの発生頻度に対して大きな影響があることから，同一の事故シーケンスに複数のタスクが含まれる場合は，個々の操作が実行される時点での施設及び運転員の状況を踏まえ，人的過誤確率を評価するに当たっては先行するタスクでの人的過誤との間の因果関係の有無を考慮する（Z.2 参照）。

17.7.5　人的過誤確率の一貫性の確認

シナリオの状況，施設履歴（運転，保守などの履歴），手順書，運転実績及び経験に基づく知見と，算出した人的過誤確率との間の一貫性を確認する（Z.4 参照）。

17.8　回復操作の評価

17.8.1　回復操作の評価における確認事項

施設固有の根拠に基づき，次に示す内容のうち，当該回復操作に関係する内容について確認した上で回復操作を評価する。

なお，幾つかの建屋（プロセス）で複数の起因事象，特に放射性物質などの放出に至る事故シーケンスが短時間に発生する場合については，対応する手順書，活用可能な設備，確保される人員などを適切に考慮する。

— 当該回復操作の手順書があり，訓練されていること，又はそれ以外の方法（単純な範囲の回復活動である設備の取扱説明書による対応も含む）で実行可能であること。
— 当該回復操作を実施する合図又は指示があること。
— 当該回復操作に行動形成因子の影響が検討・確認されていること。
— 当該回復操作を阻害する要因について分析されていること。要因については，作業環境及びアクセスルートへの影響を含める。
— 操作に対して必要な要員を確保できること。

参考資料

17.8.2　回復操作失敗確率の評価における従属性の評価

同一の事故シーケンスに複数の人的過誤が含まれる場合は，含まれる回復操作失敗と他の人的過誤を摘出し，それらの従属性について分析し，この従属性を踏まえて回復操作失敗確率を評価する（Z.11 参照）。

18　内的事象に起因する事故のパラメータの作成

18.1　一般事項

箇条 16，箇条 19 及び箇条 23 のために必要となる機器故障率及び試験又は保守作業によるアンアベイラビリティなどを評価するために必要となるパラメータを作成する。事故シーケンスの定量化のためには，このほかに起因事象発生頻度，共通原因故障パラメータ，人的過誤確率が必要であるが，これらのパラメータについては，それぞれ箇条 13，箇条 16 及び箇条 17 で規定する。

18.2　分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定

箇条 16 で設定された基事象に対応するように機器，機器の故障モード及び機器バウンダリを定義して分析対象を同定し，適用する確率モデルを選定して，その確率モデルに関するパラメータ及び収集するデータを特定する。分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定は AESJ-SC-RK001:2015 の箇条 4 を適用して実施する。

18.3　データ及び一般パラメータの収集

箇条 5 で得られた施設情報から，構成機器の故障確率又は故障率，アンアベイラビリティ，故障の復旧時間の各パラメータの推定に必要となるデータを収集，選定，集計する。また，一般データソース又は一般パラメータも必要に応じて収集する。データの収集は AESJ-SC-RK001:2010 の箇条 5 を適用して実施する。（**附属書 AA（参考）**参照）

18.4　確率モデルの妥当性確認及びパラメータの推定

18.2 で選定した確率モデルを適用することの妥当性を確認し，18.3 に記載した施設の実績データ又は一般データソースから選定したデータを基に，パラメータを推定し，データ，知識などの不確実さをパラメータの確率分布として表現する。確率モデルの確認及びパラメータの推定は AESJ-SC-RK001:2010 の箇条 6 を適用して実施する。

19　内的事象に起因する事故の事故シーケンスの定量化

19.1　一般事項

詳細評価対象事故において放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの発生頻度を算出するとともに，主要結果に関する分析を実施する。また，目的に応じた重要度指標を選定して定量的に評価し，放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの発生頻度に支配的な因子を同定する。

事故シーケンスの発生頻度は，箇条 14 を受け，箇条 13，箇条 16，箇条 17 及び箇条 18 から得られた，起因事象発生頻度，機器故障確率，人的過誤確率，システムのアンアベイ

原子力学会標準

ラビリティなどを用いて定量化し，放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの発生頻度の点推定値を算出する（**解説 5.3** 参照）。

19.2　事故シーケンスの発生頻度の定量化

19.2.1　実証された定量化手法の使用

手法特有の制限及び特性を考慮し，放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの発生頻度への寄与因子を識別できる適切なモデル及び計算コードを使用する。適切な定量化の手法として，フォールトツリー結合法又は条件付分岐確率イベントツリー法があるが，その適用性が説明できる場合には，これら以外の定量化手法を用いてもよい。（**附属書 AB（規定）**及び **AC.1** 参照）

19.2.2　事故シーケンスの定量化における回復操作の取扱い

放射性物質などの放出に至る事故シーケンスを回避するための回復操作は，箇条 **16** 又は箇条 **19** の中で取り扱う。取り扱う回復操作は，手順書が用意されているか，又はこれに準ずるものとする。すべての事故シーケンスに対して回復操作を考える必要はなく，回復操作を導入する効果が大きな事故シーケンス，及び重要な事故シーケンスに対して検討すればよい。

19.2.3　使用する計算コード

計算コードを用いて事故シーケンスの定量化を行う場合には，国内外で使用実績のある計算コードなど，事故シーケンスの定量化を行う機能に対して必要な評価精度を有することが確認された計算コードを使用する。

19.3　評価結果のとりまとめ

事故シーケンスの発生頻度の定量化結果を基に，目的によって必要な評価結果をとりまとめる（**AC.2** 参照）。

19.4　定量化結果の妥当性の検討

事故シーケンスの定量化結果をレビューし，計算結果の妥当性を確認する（**AC.3** 参照）。

20　地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価

20.1　一般事項

箇条 **12** で詳細なリスク評価が必要と判断した地震に起因する事故について，**20.2** から **20.5** に基づいて詳細な発生頻度評価を実施する。

20.2　事故シナリオの概括的分析

事故シナリオの概括的分析は，**AESJ-SC-P006:2015** の箇条 **5** の当該箇所に準じ，核燃料施設の特性を踏まえ実施する（**附属書 AD（規定）**参照）。

地震時には地震が共通の原因となって複数の起因事象又は事故シーケンスが同時に発生しうること並びに **7.3** で分析した起因事象の従属性及び複数の事象の発生により事故対策要員が不足する可能性があることに留意し，考慮すべき事故シーケンスを概括的に検討する。同時に発生する事故シーケンスについては，**20.5** に規定する手法による定量化が難し

公表審査用

い場合は，個別の起因事象又は事故シーケンスに関する評価を行い，併せて，リスク評価の目的に照らして,同時発生による重畳効果の事故の進展への影響の程度について考察し，記録する。

20.3　地震ハザード評価

地震ハザード評価は，AESJ-SC-P006:2015 の箇条 6 に従い実施する。

20.4　建屋・機器フラジリティ評価

建屋・機器フラジリティ評価は，AESJ-SC-P006:2015 の箇条 7 に準じ，核燃料施設の特性を踏まえ実施する（**附属書 AD（規定）**参照）。

20.5　事故シーケンス評価

事故シーケンス評価は，AESJ-SC-P006:2015 の箇条 8 の当該箇所に準じ，核燃料施設の特性を踏まえ実施する（**附属書 AD（規定）**参照）。

AESJ-SC-P006:2015 の 8.3 の実施に際しては，放射性物質などの閉じ込め機能を有する SSCs について，必要に応じて，14.6.3 及び**附属書 R（規定）**に準じて地震以外の物理的な負荷に対する健全性を評価し，放射性物質放出イベントツリーとして事故シーケンスのモデル化に反映する。

21　ソースタームの詳細な評価

21.1　一般事項

ソースターム評価では，内的事象及び地震に起因する事故での放射性物質などの放出を評価対象とし，箇条 14 及び地震に起因して 20.5 でモデル化した放射性物質などの放出に至る事故シーケンスに基づき実施する。

21.2　ソースタームの評価

14.4.4 にて分類した放出カテゴリごとに解析対象事故シーケンスを選定し，ソースターム解析を行い，ソースタームを評価する。

なお，放出カテゴリに分類しない場合は事故シーケンスごとにソースタームを求める。

21.2.1　解析対象事故シーケンスの選定

放射性物質などの放出に至る事故シーケンス又は放出カテゴリごとに発生頻度と影響に着目し，ソースターム解析の対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。

21.2.2　ソースターム解析の条件設定

解析の対象とする事故シーケンスごとに，イベントツリーのヘディングの組合せ及び事故の種類を考慮した解析条件を設定する。

21.2.2.1　解析において考慮すべき項目

解析において，次の a)及び b)の項目を考慮する。

a)　**放射性物質の気相への移行**　事故による物理的な力（火災，爆発，加熱，落下など）による放射性物質の気相への移行量を必要に応じて計算により求め，解析の入力条件として考慮する（**附属書 AE（参考）**参照）。

審査資料

b) **放射性物質などの自然沈着及び除去**　気相に移行した放射性物質などが，施設外へ放出されるまでの放出経路に沿って，放射性物質などの自然沈着，排気設備又は運転員による緩和操作による除去を考慮する（**附属書 AF（参考）**参照）。

21.2.2.2　解析条件の設定

ソースタームを解析するために，次の a)～d)によって，解析条件を設定する。

a) **放射性物質の内蔵量**　燃料に含まれる放射性物質の内蔵量は，箇条 5 の結果に基づいて，実態に即した運転状態（例えば，燃料の燃焼度，濃度，容量など）を考慮して設定する。

　また，放射性物質などを物理・化学的性質に応じてグループ化した場合は，グループごとに内蔵量の質量を積算し，設定する。

b) **放射性物質などの性状**　施設内の雰囲気条件及び放射性物質などの蒸気圧，化学変化に応じた放射性物質などの性状の変化を分析し，性状としてガス又はエアロゾルを設定する。

c) **沈着及び除去の解析条件**　箇条 5 の結果に基づいて，放射性物質などの移行経路，緩和設備による放射性物質などの除去など，解析の対象とする事故シーケンスの解析条件を設定する。緩和設備による放射性物質などの除去の性能は，フィルタ目詰まりなど，事故時の雰囲気条件の影響を考慮する。

d) **解析時間**　解析時間は事故が終息し，かつ施設外への放射性物質などの放出率が無視できるまでとして設定する。

21.2.2.3　実機に適用可能な手法の使用

次の a)及び b)の解析モデル又は計算コードを用いる。適用可能な解析モデル又は計算コードがない場合は，実験などで検証された値などを用いた手計算により解析してもよい。

a) **検証された解析モデル**　核燃料施設で想定される事故条件下での適用性が検証された相関式又は解析モデルを用いて，放射性物質などの気相への移行，構築物表面への沈着，緩和設備による除去を解析する。

b) **実機への適用性**　実機施設規模の解析への適用実績があるか，実規模の解析に必要な検証がなされた計算コードを用いて，ソースタームを解析する（**附属書 W（参考）**参照）。

21.2.2.4　放出カテゴリの分類と整合性

放出カテゴリの分類の条件（**14.4.4** 参照）とソースターム解析結果との間に不整合が生じた場合には，放出カテゴリの分類を見直す。

21.2.2.5　類似施設の情報の使用

核燃料施設の設計，設備構成（事故の発生防止及び緩和設備の系統構成・手段）及び放射性物質などの放出経路が同等で，かつ解析対象施設への適用性を確認した場合には，類似施設の情報を使用できる。また，評価対象施設の許認可等で行った既往の解析結果を，適用性を確認の上使用してもよい。

核燃料機構

21.2.3　ソースタームの解析

解析対象事故シーケンスに沿って，次の a)～c)を解析する。ただし，事故の継続時間が短時間で放射性物質の気相への移行が時間的に変化しない場合，計算コードを用いた放射性物質などの移行経路での除去の詳細評価を必要としない場合，又は適用可能な解析モデル又は計算コードがない場合は，**附属書 L（参考）**に示す方法を用いてもよい。

a)　**放射性物質の気相への移行**　放射性物質を内包する溶液などからの気相への移行量の時間変化を解析する（**附属書 AE（参考）**参照）。

b)　**施設内での移行挙動**　放射性物質を内包する機器内の気相部，セル，工程室・建屋，給排気系内の放射性物質などの浮遊量及び構築物表面への沈着量及び排気設備での除去量の時間変化を解析する（**附属書 AF（参考）**参照）。構築物表面への沈着，重力沈降による床面での停留などが無視し得る場合は，排気設備のフィルタによる除去のみとし，水蒸気，煤煙などの付着によるフィルタの性能劣化を考慮し，フィルタでの除去率を設定する。

c)　**施設外への放出量**　施設外への放射性物質などの放出量及び累積放出量の時間変化を解析する。

21.3　放出カテゴリごとのソースタームの設定

すべての放出カテゴリに対して，ソースタームと発生頻度を設定し，施設外に放出される放射性物質などの特徴を分析する。

21.3.1　影響の詳細な評価のための設定

ソースターム解析の結果から，放出カテゴリに対して，次の a)～c)を設定する。

a)　**ソースタームの設定**　放出カテゴリごとに，放射性物質など又は放射性物質などのグループに対して，性状，化学形，放出量，放出開始時期及び放出継続時間を設定する。

b)　**エアロゾルの粒子径分布**　エアロゾルとして施設外に放出され，そのときの粒子径分布が求められる場合はそれを示す。

c)　**発生頻度の設定**　放出カテゴリに含まれる事故ごとに，事故シーケンスの発生頻度とソースタームとを対応させて結果をまとめる。

21.3.2　施設外への放射性物質などの放出の特徴の分析

ソースターム解析の結果から，放出カテゴリごとの放射性物質など又は放射性物質などのグループを対象にして，放出開始時期，放出継続期間，事故進展に応じた施設外への放出量及び放出率の時間変化を分析し，施設外への放出の特徴を明らかにする。

22　影響の詳細な評価

22.1　一般事項

箇条 21 で設定した事故シーケンスごとのソースタームが施設外へ放出された場合の敷地境界外の公衆の個人の最大被ばく線量を評価する。なお，必要に応じて公衆の個人の最大の化学的影響を評価する。評価に当たっては，活用目的に応じて最適な手法を用いる。

公衆審査用

なお，21.3.1 c)での発生頻度とソースタームの整理結果に基づき，リスクを支配する事故シーケンスを選択の上，影響評価を行ってもよい。

22.2　放射線被ばく評価

放出カテゴリごとに設定したソースタームが施設外へ放出された場合の敷地境界外の公衆の個人の最大被ばく線量を評価する。（**附属書 AG（参考）**参照）

22.3　化学的影響評価

最確推定に基づくパラメータを用いて敷地境界外の公衆の個人の最大の化学的影響を評価する（**附属書 P（参考）**参照）。技術的な観点で 11.3 と同等の評価しかできない場合は，その結果で代用してもよい。

23　重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

23.1　一般事項

リスク評価の活用に有用な定量的情報を提供するために，重要度解析を実施する。放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの発生頻度の不確実さ及び発生頻度の結果に影響する因子を同定しその感度を把握する。発生頻度及びソースタームの大きい放出カテゴリごとにソースタームの不確実さ解析を行い，ソースタームの平均値及び不確実さの幅を評価する。ソースタームの解析結果に大きな影響を及ぼす可能性がある仮定及び解析条件について，ソースタームの感度解析を行い，ソースタームへの影響を把握する。（**解説** 5.1.7 参照）

23.2　内的事象に起因する事故の重要度解析

核燃料施設では事故影響の異なる事故シーケンスが混在するため，重要度を求めるには，発生頻度と影響（被ばく線量）を考慮した指標とする。例えば，発生頻度に影響（被ばく線量又は化学的影響）のウェイトを掛けたリスク指標を用いてもよい。（**解説** 5.4 参照）

23.3　内的事象に起因する詳細評価対象事故の発生頻度の不確実さ解析

箇条 19 を受け，起因事象発生頻度及びフォールトツリーに含まれる機器故障，人的過誤，共通原因故障などの基事象の発生確率を確率変数とみなして，箇条 13，箇条 16，箇条 17 及び箇条 18 で設定した確率分布を入力として，モンテカルロ法又は同等の不確実さ伝播解析手法を用いて，放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの発生頻度及びリスク評価の実施目的によって必要となる解析結果における平均値及び不確実さ幅を評価する（AH.1 参照）。

モンテカルロ法を用いる際に使用する乱数の適用方法及び試行回数は，結果に有意な影響がないように選択する。

23.4　内的事象に起因する事故の影響因子の選定及び感度解析

23.2 の結果及び既往のリスク評価の結果を参考にして，評価結果に有意な影響を与えると考えられるモデル，データに関する不確実さの要因又は解析上の仮定，条件，機器故障，人的過誤などの因子を選定して結果への潜在的な影響を把握するため，感度解析を実施す

公表資料用

る。また，複数の因子による組合せが重要な影響を与えると考えられる場合には，これらの組合せについて感度解析を実施する。（AH.2 参照）

感度解析の対象項目のうち，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放射性物質などの放出に至る事故シーケンスの発生頻度などの結果に合算するなどの簡略評価でもよい。

感度解析は次の a)～c)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分析に基づいて，感度解析項目，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出**　各事故シーケンスのモデルを用いて，a)に対応する事故シーケンスの発生頻度を算出する。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，発生頻度を算出する。

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検討する。

23.5　地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価に係る重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

23.5.1　重要度解析

地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価に係る重要度解析は，AESJ-SC-P006:2015 の 8.5.6 に準じ，核燃料施設の特性を踏まえ実施する（**附属書 AD（規定）**参照）。

23.5.2　不確実さ解析

地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価に係る不確実さ解析は，AESJ-SC-P006:2015 の 8.5.5 に準じ，核燃料施設の特性を踏まえ実施する（**附属書 AD（規定）**参照）。

23.5.3　感度解析

地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価に係る感度解析は，AESJ-SC-P006:2015 の 8.5.4 に準じ，核燃料施設の特性を踏まえ実施する（**附属書 AD（規定）**参照）。

23.5.4　損傷の相関の取扱い

地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価に係る損傷の相関は，AESJ-SC-P006:2015 の 8.5.7 に従い取り扱う。

23.6　ソースタームの不確実さ解析

ソースタームの解析結果から，**図 4** に示す流れで，発生頻度又はソースタームの大きい放出カテゴリごとに，ソースタームにおける平均値及び不確実さの幅を評価する（**附属書 AI（参考）**参照）。ただし，21.2.3 において，全部又は一部について五因子法によるパラメータを用いた場合は，不確実さ解析は不要である。

注記　不確実さ解析手法は，変動パラメータの選定法が確立されていないなど開発段階にある。それ故，既存の解析事例及び感度解析の知見を参考に変動パラメー

公表資料

タを選定するが，国内外の評価手法の進歩に合わせて評価手法を更新すべきである。

a) **不確実さ因子の抽出／選定**　不確実さ解析の対象にする放出カテゴリを決定し，ソースターム解析の結果から，ソースタームの不確実さ幅に寄与する可能性のある因子（以下，“不確実さ因子”という。）を抽出し，結果に重要な影響を及ぼす可能性のある因子を放出カテゴリごとに選定する。

b) **変動パラメータの選定**　放出カテゴリごとに選定した不確実さ因子を表現する代表的なパラメータ（以下，“変動パラメータ”という。）を，計算コードの入力データから選定する。

c) **変動パラメータの不確実さの検討**　それぞれの変動パラメータの確率分布を，詳細評価対象事故のソースターム評価に係る既存の実験及びそれに基づく評価結果から決定する。ただし，変動パラメータの不確実さの情報は，ソースターム解析の結果から物理・化学的な拘束条件を求め，その範囲内で設定する。物理・化学的な拘束条件の範囲を超えると，事故シーケンスの種類が変化する場合があることに留意する。

d) **不確実さ伝播解析の実施**　解析対象とする放出カテゴリごとに決定した変動パラメータの確率分布から，モンテカルロ法によるランダムサンプリング又は同等の不確実さ伝播解析手法を用いてサンプリングし，変動パラメータのデータセットを，サンプルの数だけ作成する。作成した変動パラメータのデータセットの内容を計算コードの入力データに反映し，サンプルの数だけ不確実さ伝播解析用の計算コードの入力データを作成して，サンプルの数だけ計算コードを用いてソースタームを解析する。上記の解析を放出カテゴリごとに行う。サンプリング数は，変動させるパラメータの個数に依存するので，サンプリングした値が入力として与えた不確実さの幅を適切に表現できるような数を選定する。

e) **結果の検討及び分析**　放出カテゴリごとに発生頻度及びソースターム（特に，放出開始時期，放出割合）の平均値及び不確実さ幅を評価する。放射性物質などの放出割合の平均値及び不確実さ幅を求める。また，施設外への放出量及び超過発生頻度に対して，平均値及び不確実さの幅を求める。

公表資料

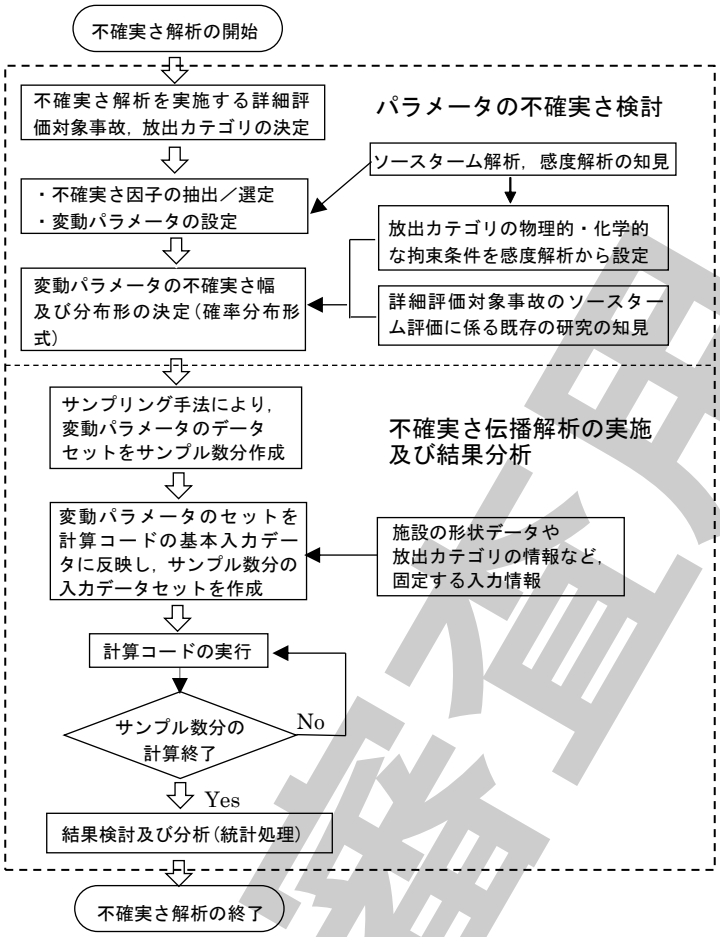


図 4－計算コードを用いた不確実さ解析の流れ例

23.7　ソースタームの感度解析

放射性物質などの放出経路が変化するなど，ソースタームの解析結果に大きな影響を及ぼす可能性がある仮定及び解析条件のうち，次の a)～c)に該当する場合は，感度解析の対象とし，ソースタームへの影響を把握する。

a)　**物理・化学的挙動**　放射性物質などの物理・化学的挙動に影響を及ぼす可能性がある解析の仮定及び条件（例えば，現象に関わるモデルパラメータなど）を有する場合。

b)　**放出経路**　施設外への放射性物質などの放出経路が複数存在する可能性がある場合。

c)　**不確実さへの影響**　ソースタームの不確実さ幅へ影響を及ぼす可能性がある因子を把握する場合。

同定した仮定及び解析条件に対して，ソースタームの解析結果から，感度解析の対象にするパラメータ及びパラメータ値を設定し，感度解析を実施して結果への影響を把握する。感度解析の結果から，ソースタームを支配する物理・化学現象を確認する。また，感度解析は，不確実さ解析で重要となる不確実さ因子や変動パラメータを抽出・選定する際の有用な手段の一つである。

公表資料

24　文書化

24.1　一般事項

リスク評価結果の利用，更新，専門家によるレビューなどを実施する際にリスク評価の内容が容易に理解できるよう，リスク評価の目的，評価範囲，用いた手法，条件，データ，モデル，パラメータ，評価結果などを追跡可能な詳細さで文書化する。また，**4.9** を満足するために実施した専門家判断の活用，ピアレビューの実施，及び品質保証の確保について，文書化を行う。（**附属書 AJ（参考）**参照）

24.2　規定への適合性の文書化

箇条 **5** から箇条 **23** までの内容に関して，実施したリスク評価がこの実施基準の具体的な規定を満足していることを文書化する。

24.3　除外事項などの適用の妥当性の文書化

箇条 **5** から箇条 **23** までの内容に関して，実施したリスク評価において，この実施基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，その妥当性を文書化する。

公表審査用

附属書 A
（参考）
収集すべき情報及びその主な情報源の例

序文

この附属書は，**5.2** において実施する，リスク評価を実施するために必要な情報収集に関して，収集すべき情報及びその主な情報源を例示したものである。

A.1　収集すべき情報及びその主な情報源の例

表 A.1－収集すべき情報及びその主な情報源（その 1）

リスク評価の実施項目	収集すべき情報		主な情報源
5 施設構成，特性及びサイト状況の調査	リスク評価実施に当たり必要とされる基本的な情報	a) 設計情報	1) 事業許可申請書/事業指定申請書 2) 設計及び工事の方法の認可申請書 3) 配管計装線図 4) 電気系統図/単線結線図 5) 計装ブロック図 6) プラント機器配置図 7) 系統設計仕様書 8) 機器設計仕様書
		b) 運転・保守管理情報	1) 保安規定 2) 運転手順書 3) 施設定期検査要領書 4) 試験・保守点検手順書 5) アクシデントマネジメント・重大事故対応などに関する文書
6 ハザード分析	起因事象の発生から影響を及ぼすまでの状況の進展を把握するための情報		1) 実施項目 5 の情報源 2) 先行リスク評価報告書及び関連する報告書
7 起因事象の選定	起因事象を選定するための情報		1) 実施項目 6 の情報源 2) 先行リスク評価報告書及び関連する報告書
8 内的事象に起因する事故の概略的な事故シーケンスの同定	概略的な事故シーケンスを同定するための情報		1) 実施項目 6 の情報源
9 内的事象に起因する事故の発生頻度の概略的な評価	事故シーケンスを定量化するための情報		1) 運転実績 2) **附属書 G（参考）**参照。 3) 専門家判断に基づく評価結果

公表案審査中

表 A.1－収集すべき情報及びその主な情報源（その 2）

リスク評価の実施項目		収集すべき情報	主な情報源
10 地震動に起因する事故の概略的な発生頻度評価	地震動ハザードの概略的な評価	対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮し，震源モデルの設定に係る震源特性や地震動伝搬モデルの設定にかかわる地震動伝搬特性に関する情報	1) 活断層及び歴史地震カタログ 2) 日本の地震パラメータ・ハンドブック 3) 地震地帯構造マップ 4) 評価サイトにおける地震観測記録 5) 地震調査研究推進本部など公的機関が公開しているデータ 6) 中越沖地震，東北地方太平洋沖地震などの知見
	建屋・機器フラジリティの概略的な評価	固有の建屋･機器の耐力及び応答評価に関連する情報	1) 設計・建設規格 2) 日本電気協会編原子力発電所耐震設計技術指針 3) 機械学会，建築学会，土木学会などの関連指針 4) 耐震設計データ，既往の試験結果，震害事例など
	事故シーケンスの発生頻度の概略的な評価	—地震時に想定される施設状態 —安全系などのシステム使用条件 —運転員による緩和操作 —対象施設に即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	1) 実施項目 5 の情報源 2) 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） 3) 運転員などの訓練プログラム 4) 先行リスク評価報告書及び関連する報告書
11 影響の概略的な評価		—放射性物質の内蔵量に係る情報 —放射性物質などの移行に係る情報 —化学的影響を評価するための情報	1) 実施項目 5 の情報源 2) NUREG/CR-6410[1] 3) 気象条件 4) 敷地境界条件 5) 研究論文
12 詳細評価対象事故の選別		—発生頻度の概略的な評価及び影響の概略的な評価の結果 —判断基準	1) **附属書 Q（参考）**を参照。

公表資料

表 A.1－収集すべき情報及びその主な情報源（その 3）

リスク評価の実施項目	収集すべき情報	主な情報源
13 内的事象に起因する事故の起因事象の発生頻度の詳細な評価	—冷却水喪失，外部電源喪失などに関する事例 —評価対象施設の情報 —運転員による回復操作	1) 実施項目 5 の情報源 2) 運転員などの訓練プログラム 3) 先行リスク評価報告書及び関連する報告書 4) AESJ-SC-RK001:2015 を参照。
14 内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析	—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	1) 実施項目 5 の情報源 2) 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） 3) 運転員などの訓練プログラム 4) 先行リスク評価報告書及び関連する報告書
15 内的事象に起因する事故の成功基準の設定		
16 内的事象に起因する事故のシステム信頼性解析	評価対象施設に則した機器故障モード	
17 内的事象に起因する事故の人間信頼性解析	—運転員による緩和操作 —各種操作, 作業などに係る体制	
18 内的事象に起因する事故のパラメータの作成	評価対象施設に則したデータ及びパラメータ	1) AESJ-SC-RK001:2015 を参照。
21 ソースタームの詳細な評価	—熱的，熱水力的な現象 —緩和手段 —放射性物質移行経路 —物理・化学的特性 —放出カテゴリを代表するソースターム	1) 実施項目 5 の情報源 2) 実施項目 11 の情報源
22 影響の詳細な評価	—ソースターム評価結果 —気象条件	1) 実施項目 11 の情報源

注記　これらの情報については，実施するリスク評価の目的に応じて，最新の知見などを含め，適切な情報源を選定する。

参考文献

(1)　U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*, NUREG/CR-6410 (1998).

公表資料

附属書 B
（参考）
収集した情報の補完方法の例

序文

この附属書は，**5.3** において実施する，リスク評価を実施するために必要な情報収集に関して，収集した情報源を補完する方法を例示したものである。

B.1　収集した情報の補完方法及び補完する場合の例

附属書 A（参考）に示した情報源のみでは目的とする作業が困難な場合には，情報を補完するためにプラントウォークダウン及び／又はプラント職員などへの聞き取り調査を行う。

例えば，現場での回復操作を緩和手段として評価モデルに含める場合には，当該回復操作のためのアクセスの成立性を確認するために，プラントウォークダウンを実施することが有効である。また，モデル化する事故時対応操作が解析者のみでは特定が困難な場合及び試験・保守点検手順書などのみでは機器の健全性などを確認可能な範囲（バウンダリ及び故障モードを含む）を把握することが解析者にとって困難な場合にはプラント職員などへ聞き取り調査を行うことが有効である。ただし，いずれの場合においても，必ずしもどちらかの方法で実施するものではなく，必要に応じてこれらを適切に組み合わせながら評価のために必要な情報を収集する。

B.2　プラントウォークダウンなどの実施時の留意事項

プラントウォークダウン又は聞き取り調査を実施する場合の留意事項について次に示す。

a）　**対象範囲の設定**　**附属書 A（参考）**に示した情報源のみでは目的とする作業が困難であると判断した，評価対象とする運転員操作，回復操作などを対象範囲とする。なお，評価上，期待しない操作及び設備，並びに既往のリスク評価結果などで情報が得られているものは，リソースの重点化の観点から対象範囲から除外することも有効である。

b）　**プラントウォークダウンなどの実施における着眼点**　事故時又は重大事故時の対応操作などに係る操作性，アクセス可能性及び操作に必要な時間などを確認することが情報の補完に役立つ。

1）　起動・停止操作を設備の近傍で行うような設計，又は行うことができる設計となっている設備を用いた操作

2）　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の回復が期待できる設備を用いた操作

3）　運搬，設置，接続作業などを伴う可搬式の設備を用いた操作

公表資料

附属書 C
（参考）
ハザード分析手法の選定の考え方と内的事象の分析例

序文

この附属書では，箇条 6 で用いる代表的な手法の選定の考え方，分析例を概説する。

C.1　手法選定の考え方

米国化学工学協会（American Institute of Chemical Engineers: AIChE）が発刊するハザード分析手法ガイドライン(1)には，現状の主なハザード分析手法 12 種類が紹介されている。ガイドラインでは，分析の目的に応じた分析手法の選定フローが用意されており，ハザード分析手法を，

① 広い範囲でのハザードの同定に適しているもの

② 広い範囲でのハザードの詳細な分析に適しているもの

③ 他の手法を用いて確認された特定の事故の徹底的な分析に適しているもの

の 3 レベルに分類している。施設全体を対象に，体系的かつ網羅的に分析を行う場合には，②に分類される手法が適しており，FMEA，HAZOP 及び What-if／チェックリスト分析が適しているとしている。

米国原子力規制委員会は，核燃料施設についてもリスク情報を活用した規制を実施するため，ISA のガイダンス(2) を発刊し，この中でハザード分析の実施が記載され，化学処理工程を持つ施設の分析には HAZOP が適しているとしている。また，HAZOP や FMEA は，単一故障の事故に適しており，多重故障の事故にはフォールトツリーやイベントツリーが推奨されるとしている。

東海再処理工場の使用済燃料受入貯蔵工程及び冷却水や圧縮空気などのユーティリティ供給設備を対象としたハザード分析には FMEA(3)が，また英 THORP と東海再処理工場の溶解工程以降では HAZOP(4) が，さらに六ヶ所工場では HAZOP に相当する方法 (5) が用いられている。FMEA 及び HAZOP 手法の概要を以下に示す。

a） **FMEA**　システムを構成する機器が故障した際に，その故障の形態（故障モード）ごとにシステムに与える影響を分析する手法である。それゆえ，あらゆる可能性を検討できるが，参照する設計情報の詳細さが増すにつれて，分析に要する時間も増大する。

b） **HAZOP**　システム内に生じる擾乱に着目し，その擾乱がシステムに与える影響を評価するとともに擾乱を生じさせる原因についても分析する手法である。HAZOP では，システムに影響を与える擾乱の原因について分析を行うので，効率的な分析が行えるが，システムに生じる擾乱に抜けが生じると分析の網羅性が確保できないことがあり得る。そこで HAZOP では，プロセス中の温度や圧力などの管理パラメータの変動に対して，上昇（more）と低下（less）のような 7 種程度のガイドワードをあらかじめ

原案

定め，パラメータとガイドワードの組合せにより生じるシステムの変動を検討することでハザードを同定する。参考文献(6)には，**表 C.1** に示すウラン燃料加工施設での HAZOP で用いるガイドワードの例が示されている。

C.2　機能レベル FMEA による内的事象の分析例

FMEA は，一般的には設備・機器を構成する部品の故障から分析を開始するが，評価対象施設を頂点とし，それを形成する設備・機器を構成する部品を底辺とする階層構造で捉えたときのどの階層に着目して分析するかで分析の負荷は大きく変化する。ここでの分析では，具体的な設備・機器の設計に囚われずに設備の機能の物理・化学的特性に着目して分析する。これを“機能レベル FMEA[7]”という。この分析により放射性物質の放出に結びつく可能性のある機器故障と事故の組合せを同定する。以下に分析の実施手順を示す。

a)　**対象施設の機能的階層構造の分析**　評価対象施設を構成する設備及びその機能，機器を次のように 4 項目に分けて記述する。

1)　**システム**　特定の作業を行うことを目的とし，様々な機能を持った設備により構成されるもの。ペレット成型工程を例に挙げると，工程内で行われるプレス，焼結，研削といった作業を行うために必要な設備で構成されるものを指す。

2)　**サブシステム**　システムを構成する設備。単数若しくは複数の機能を持つ。例えば，ペレットの焼結を行うための焼結炉や，それに付随するグローブボックスなどが挙げられる。

3)　**サブシステムの機能**　システム及びサブシステムの持つ目的を達成するために必要な機能。例えば，焼結炉における加熱機能，圧力制御機能，閉じ込め機能といった機能を指す。

4)　**構成品**　サブシステムを構成する機器。例えば，焼結炉における電気ヒータ，温度制御回路，断熱材である。

この分析作業を容易にし，以後の分析でも利用できるため，サブシステム及び構成品の配置を把握できるシステムの概略図を作成する。

b)　**故障モードの想定**　a)で分析した構成品の故障モード及びサブシステムの機能を喪失させるような運転員の失敗を想定する。さらに想定した故障を引き起こす原因（故障原因）を推定する。

c)　**影響の推定**　設定した故障モードがシステム及びサブシステムに与える影響を推定する。また，このような影響や構成品の故障を検知できる機器が設置されている場合は，それらをリストアップする。

d)　**事故の推定**　故障によるシステムへの影響を放置した場合，どのような事故に進展する可能性があるかを推定する。

e)　**FMEA テーブルの作成**　a)～d)までの作業を表形式にまとめる。a)の分析結果として，システム，サブシステム，サブシステムの機能，構成品，b)の分析結果として，故障

モード，故障原因，c)の分析結果として，システム及びサブシステムへの影響，故障検知方法，d)の分析結果として，可能性のある事故が得られる。それらを FMEA テーブルとしてまとめた例を表 C.2 に示す。

C.3　内的事象のマスターロジックダイアグラムに基づくトップダウン解析

図 C.1 に示す粉末調整工程を対象とした MLD を例にトップダウン解析を説明する。

a)　**MLD による移行経路・事故候補の同定**　まず，頂上事象となるレベル 1 とそのレベルに該当する事象を設定する。ここでは，レベル 1 を“環境への影響”と定義し，それに該当する頂上事象を“環境への放射性物質の放出”と設定している。次に，環境へ放射性物質が放出するためには，どのような放射性物質の移行経路が考えられるか，また同定した移行経路を形成するためには，どのような事故が，どのような場所で発生しなければならないか，というように頂上事象が起こり得るための条件をツリー状に展開していく。フォールトツリーが，どのような原因の組合せによって頂上事象に至るかを表示したものであるのに対し， MLD では原因からではなく，施設外への放射性物質の放出を頂上事象として，その発生に関与する要因事象を論理的に樹形状に展開する。これにより基本事象として安全機能が同定される。MLD を作成することにより，体系的に頂上事象に至る条件を探ることができると同時に，移行経路，並びに事故とその発生箇所を同定することができる。

b)　**移行経路・事故候補の選別**　MLD は，図 C.1 におけるレベル 1“環境への影響”，レベル 2“移行経路”，といったように，各レベルにテーマを設定し，そのテーマに則して事象を展開していく手法である。物理的に起こり得ない移行経路や事故を分析対象から排除するために，明らかに可能性のない移行経路，事故については考慮せず，工学的判断による選別が難しい場合には，事故の破壊力などを定量的に評価することにより移行経路の可能性の有無を判断する。こうして抽出した事故が FMEA により同定した事故の中に含まれていることを確認する。また，ここでの MLD の考え方に基づく放射性物質の環境への移行経路の分析結果は，後の事故シナリオ分析におけるイベントツリー解析に利用することができる。

参考文献

(1)　Center for Chemical Process Safety (CCPS) of the AIChE, *Guidelines for Hazard Evaluation Procedures second edition with Worked Examples* (1992).

(2)　U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Integrated Safety Analysis Guidance Document*, NUREG-1513 (2001).

(3)　中村博文，槇 彰，藤田 秀人 他，“東海再処理施設の事故の発生防止策の検討”，JNC TN8410 99-004 (1999).

(4)　大森栄一，須藤 俊幸，清水 武彦 他，“東海再処理施設の事故の拡大防止策及び影響

緩和策の検討”，JNC TN8410 99-005 (1999).
(5) 日本原燃株式会社，三菱重工業株式会社，“再処理施設の設計基準事象選定”，J/M-1004，平成 3 年 7 月，平成 26 年 12 月改 5.
(6) (独)原子力安全基盤機構，“ウラン加工施設総合安全解析（ISA）実施手順等の整備に関する報告書”，11 廃輸報-0003 (2011).
(7) 玉置 等史，吉田 一雄，“MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書”，JAEA-Technology 2010-004 (2010).

公表審査用

表 C.1－ガイドワード一覧表と定義 a)

ガイドワード	定　義
NONE （なし）	正常時にあるべき流れがない。 （例えば，原材料の供給停止，取出し停止。排気停止。配管閉塞。隔離なし（扉の閉め忘れ。））
MORE （量的増加）	正常時よりも関連する操作変数の値が増加する。 （例えば，圧力，流量，温度の増大。容器内圧力の上昇。窒素供給圧力過大。フィルタ流量増大。レベルの上昇。回転数増大。油圧作動圧力増大。原材料の供給過多，取出し過多。電動機過負荷。）
LESS （量的減少）	正常時よりも関連する操作変数の値が減少する。 （例えば，圧力，流量，温度の減少。窒素供給圧力過小。排気量の低下。フィルタ流量低下。レベルの低下。回転数低下。油圧作動圧力低下。原材料の供給過小，取出し過小。）
MORE THAN （質的増加）	正常時と比較して関連する操作変数の組成，成分数，相数などが質的に増加する（余分な成分，相が存在するといった他の事象が付随する AS WELL AS の内容を含むものとする）。（例えば，空気，水，酸，腐食生成物，粉塵，塵，異物，可燃物等不純物の混入。水の浸入・浸水。清掃用アルコール等浸入。添加剤の不適切な投入。組成濃度の上昇，組成数の増大）
LESS THAN （質的減少）	正常時と比較して関連する操作変数の組成，成分数，相数などが質的に減少する（組成などの一部が基準値と異なる PART OF の内容を含むものとする）。（例えば，組成濃度の低下，組成数の減少。）
REVERSE （逆転）	逆流する，又は意図したことの逆の状態（結果）となる。 （例えば，コンベア逆転。ペレットの積み戻し。）
SOONER （早すぎ）	正常時と比較して早期の開始，早期の終了，又は早急な変化。 （例えば，誤操作による早期開始。）
LATER （遅すぎ）	正常時と比較して開始の遅延，終了の遅延，又は変化の遅延。 （例えば，操作忘れによる開始遅延。）
SERVICE FAILURE （供給不全）	ユーティリティ供給の故障・停止。 （例えば，電源喪失。冷却水，加熱蒸気，水素ガス，窒素ガス，計装用空気供給停止。）
OTHER THAN （その他）	上記以外で通常の運転状態と異なって起こり得るもの総て。（例えば，起動，停止，運転・保守管理など方式の変更。意図しない場所（配管など）への移動。配管接続部不良，弁・配管腐食による漏えい。配電盤などでの漏電，ケーブル等劣化。工程用モニタ故障・不作動。ロボットの異常動作。装置のオーバーラン。）

注 a)　参考文献(6)の表 3.3.1

公表資料

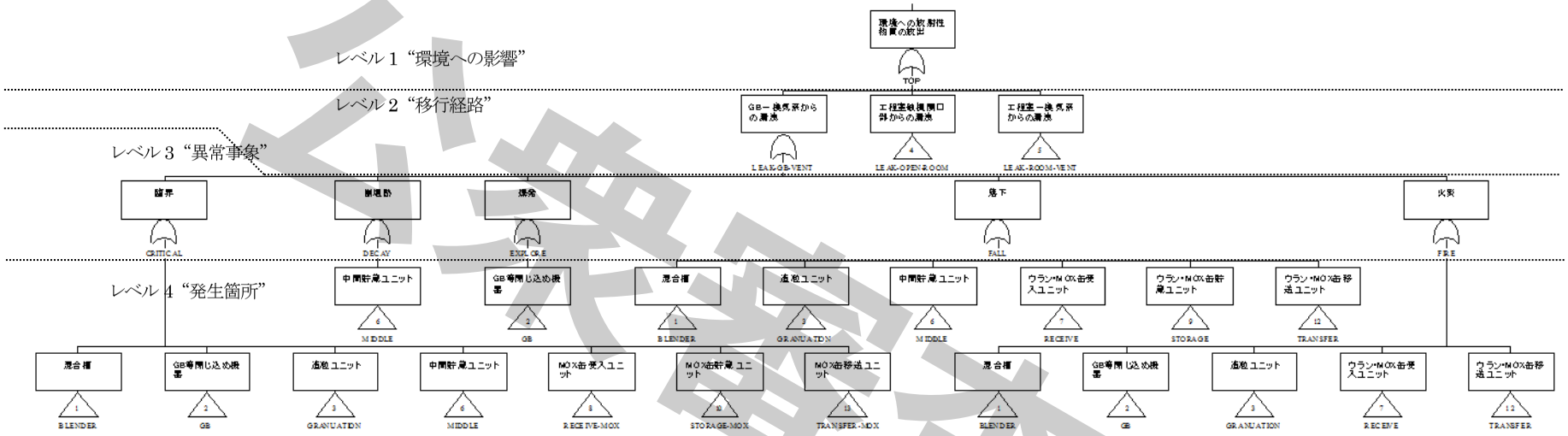
表 C.2－粉末調整工程の FMEA テーブル（例）a)

システム	サブシステム	機能	構成品	故障モード	故障原因	影響		故障検知	可能性のある異常事象	備考
						サブシステム	システム			
MOX受入・貯蔵システム	MOX受入ユニット	MOX受入機能	天井走行クレーン/電動機 受入容器取出し装置 移動台車/電動機 エレベーター/電動機	暴走、衝突	制御回路/駆動部故障、操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Puモニター	放射性物質の漏洩	
				誤装荷、誤移動	操作ミス	過装荷	過装荷	目視	臨界	
				駆動部異常	制御/駆動部故障、操作ミス	駆動部過加熱	温度上昇	温度計	火災	ケーブル火災、軸受潤滑油
	MOX貯蔵ユニット	MOX貯蔵機能	MOX貯蔵ピット(受入容器間隔保持)	暴走、衝突	受入機器制御/駆動部故障、受入機器操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Puモニター	放射性物質の漏洩	
				誤装荷、誤移動	受入機器制御/駆動部故障、受入機器操作ミス	過装荷/異常接近	過装荷/異常接近	目視	臨界	
		遮蔽機能	遮蔽蓋	閉操作の不完全	操作ミス	遮蔽機能低下	放射線漏洩	目視、放射線モニター	放射性物質の漏洩	放射線漏洩を含む
	換気ユニット	閉じ込め機能 (負圧維持、冷却)	送風機/電動機	風量低	制御回路/駆動部故障 操作ミス	負圧維持機能喪失	建家内圧上昇	圧力計	放射性物質の漏洩	
			排風機/電動機			冷却機能喪失	温度上昇			
			ヨイルユニット	冷却水漏れ	高経年化等	冷却水漏れ	減速材増加	湿分計	臨界	
				水量低	制御回路/駆動部故障	冷却能力低下	容器シール性喪失	温度計	放射性物質の漏洩	崩壊熱による温度上昇
UO2受入・貯蔵システム	ウラン受入ユニット	ウラン受入機能	天井走行クレーン/電動機 受入容器取出し装置 移動台車/電動機 スタッカクレーン/電動機	暴走、衝突	制御回路/駆動部故障、操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Uモニター	放射性物質の漏洩	
				駆動部異常	制御/駆動部故障、操作ミス	駆動部過加熱	温度上昇	温度計	火災	ケーブル、軸受潤滑油火災
	ウラン貯蔵ユニット	ウラン貯蔵機能	ウラン貯蔵棚	暴走、衝突	受入機器制御/駆動部故障、受入機器操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Uモニター	放射性物質の漏洩	
	換気ユニット	閉じ込め機能	排風機/電動機	風量低	制御回路/駆動部故障 操作ミス	負圧維持機能喪失	建家内圧上昇	圧力計	放射性物質の漏洩	
MOX秤量・分取システム	MOX缶移送ユニット	容器移送機能	電動移動台車	暴走、衝突	制御回路/駆動部故障、操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Puモニター	放射性物質の漏洩	
				駆動部異常	制御/駆動部故障、操作ミス	駆動部過加熱	温度上昇	温度計	火災	ケーブル、軸受潤滑油火災
	オープンポートボックス	閉じ込め機能	オープンポートボックス壁	破損	重量物の転倒、落下	負圧低下	工程室雰囲気がボックス内雰囲気と	圧力計 目視	放射性物質の漏洩	給排気系故障時
			グローブ		ゴムパッキンの劣化					
		臨界管理機能	システム(臨界管理ユニット)搬入出用シャッター	誤開閉	判断ミス、操作ミス	過装荷	過装荷		臨界	
			システム(臨界管理ユニット)搬入出用秤量器	誤秤量	判断ミス、操作ミス、故障	過装荷	過装荷		臨界	
	エアロック	閉じ込め機能	ハッチ(オープンポートボックスとの仕切り) ハッチ(GBとの仕切り)	誤開閉	操作ミス	負圧低下	工程室雰囲気がエアロック内雰囲気と接触	圧力計 目視	放射性物質の漏洩	給排気系故障時
									火災、爆発	洗浄溶剤蒸気混入時
			エアロック壁	破損	重量物の転倒、落下				臨界	湿分混入時
	MOX秤量・分取ユニット	MOX開缶機能	容器取扱装置 粉末秤量装置	取扱動作異常	制御/駆動部故障/操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Puモニター	放射性物質の漏洩	
						過装荷/異常接近	過装荷/異常接近	目視	臨界	
	試料採取ユニット	試料採取機能	試料採取装置	取扱動作異常	制御/駆動部故障 操作ミス	気送容器破損	粉末飛散	目視	放射性物質の漏洩	
		試料気送機能	試料気送装置			気送管内滞留	気送管内滞留	IDの照合	臨界	
	グローブボックス	粉末回収機能	洗浄溶剤(保守時)	転倒、落下	操作ミス	溶剤のGB内漏洩	可燃性蒸気生成	目視	火災、爆発	工程室雰囲気混入時
			回収ブロワ	風量低	制御回路/駆動部故障	回収率低下	Pu粉末の滞留	気中Puモニター	放射性物質の漏洩	
									臨界	
		閉じ込め機能	グローブボックス室壁	破損	重量物の転倒、落下	負圧低下	工程室雰囲気がGB内雰囲気と接触	圧力計 目視	放射性物質の漏洩	給排気系故障時
			グローブ	破損	ゴムパッキンの劣化				臨界	湿分混入時
			排気管	詰まり	粉末堆積	排気管内滞留	排気管内滞留		臨界	
UO2秤量・分取システム	ウラン缶移送ユニット	容器移送機能	電動移動台車	暴走、衝突	制御回路/駆動部故障、操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Uモニター	放射性物質の漏洩	
				駆動部異常		駆動部過加熱	温度上昇	温度計	火災	ケーブル、軸受潤滑油火災
	オープンポートボックス	閉じ込め機能	オープンポートボックス壁	破損	重量物の転倒、落下	負圧低下	工程室雰囲気がボックス内雰囲気と	圧力計 目視	放射性物質の漏洩	給排気系故障時
			グローブ	破損	ゴムパッキンの劣化					
		臨界管理機能	システム(臨界管理ユニット)搬入出用シャッター	誤開閉	判断ミス、操作ミス	MOX誤装荷	MOX誤装荷		臨界	
			システム(臨界管理ユニット)搬入出用秤量器	誤秤量	判断ミス、操作ミス、故障	MOX誤装荷	MOX誤装荷		臨界	
	エアロック	閉じ込め機能	ハッチ(オープンポートボックスとの仕切り) ハッチ(GBとの仕切り)	誤開閉	操作ミス	負圧低下	工程室雰囲気がエアロック内雰囲気と接触	圧力計 目視	放射性物質の漏洩	給排気系故障時
									火災、爆発	洗浄溶剤蒸気混入時
			エアロック壁	破損	重量物の転倒、落下					

注 a)　参考文献(7)の表 2.1-1

文部科学省

図 C.1－粉末調整工程を対象としたマスターロジックダイアグラム [a)]



注 [a)] 参考文献(7)の図 1.1-1

長澤翻訳用

附属書 D
（参考）
地震に起因するハザード分析の例

序文

この附属書では，ペレット成型工程を対象に機能レベル FMEA 及び MLD を用いた地震に起因するハザード分析の例を示す。C.2 では，機器のランダム故障を起因とするのに対して，地震に起因するハザード分析では，地震動による機器の直接的な破損，転倒又は落下による間接的な破損などの物理的な外力による破損に起因したハザードを分析する。

D.1 機能レベル FMEA によるハザード分析(1)

a) **対象施設の機能的階層構造の分析** 地震発生時に想定される主たるハザードは，機器の地震動による直接的な破損，転倒又は落下による間接的な破損などの物理的な外力での破損による放射性物質の漏えいである。この分析ステップでは，対象施設を構成する設備及びそれを構成する機器に分類する。分析に際しては，設備・機器を収納する空間ごとに設備・機器を仕分けすることで分析の効率化を図ることができる。

1) **システム** 特定の作業を行うことを目的とし，様々な機能を持った設備により構成されるもの。ペレット成型工程を例に挙げると，工程内で行われるプレス，焼結，研削といった作業を行うために必要な設備で構成されるものを指す。

2) **サブシステム** システムを構成する設備。単一若しくは複数の機能を持つ。例えば，ペレットの焼結を行うための焼結炉や，それに付随するグローブボックスなどが挙げられる。

3) **サブシステムの機能** システム及びサブシステムの持つ目的を達成するために必要な機能。例えば，焼結炉における加熱機能，圧力制御機能，閉じ込め機能といった機能を指す。

4) **構成品** サブシステムを構成する機器。例えば，焼結炉における電気ヒータ，温度制御回路，断熱材である。

b) **構成品の地震時における破損モードの想定** a)で分析した構成品の機能を喪失させるような地震時の損傷・故障モードを想定する。想定に際しては重大な被害と軽微な被害に分けて分析する。三つ以上の被害のレベルが考えられる場合は必要に応じてレベル分けする。

c) **影響の推定** 想定した損傷モードが設備，装置などに与える影響を推定する。

d) **事故の推定** 地震時の損傷・故障による設備，装置などへの影響を放置した場合，どのような事故に進展する可能性があるかを推定する。事故の発生に必要なその他の条件を分析する。

e) **事象進展の緩和対策の同定** 地震時の火災，爆発などにより緩和対策が機能喪失しない

公衆審査用

かを分析するため，事故ごとに事象進展の緩和対策を同定する。

f） **FMEAテーブルの作成**　a）～e）までの作業を表形式にまとめる。例を**表D.1**に示す。ただし，**表D.1**は，分析結果を整理する標準的なワークシートとしての位置づけであり，必要に応じて項目を削除して簡略化することができる。

g） **影響評価のための補足情報の追加**　影響評価を効率的に行うために，必要に応じて各サブシステムで取り扱う核燃料物質の形態（粉末，グリーンペレット，焼結ペレット，燃料棒，燃料集合体），取扱量を追記する。

D.2 地震に起因するマスターロジックダイアグラムに基づくトップダウン解析

MLDの考え方に基づくトップダウン型の分析は，**D.1**の分析の結果の適切さを確認することを目的とするため，必須の分析ではない。MLDは，環境への影響の発生を頂点として，それが発生する条件や経路を論理的に分類するために用いており，ボトムアップ型のFMEAでは同定できない多くの組合せからなる発生条件を同定することができる。そのため，**D.1**の分析で用いたFMEAを用いた事故の抽出で抜け落ちがないことの確認及び事故の発生条件の見落としがないことを確認できる。また，MLDの考え方に基づく放射性物質の環境への移行経路の分析結果は，**D.1 e)**の事象進展を分析する際に，物理的に起こり得るシナリオかどうかを判断する上での材料となる。分析は以下の手順で実施する。

a） **MLDの作成**　以下の項目に留意してMLDを作成する。MLDの例を**図D.1**に示す。

— 環境への放射性物質放出をトップ事象とする。
— 換気系の機能喪失の有無を考慮し，放射性物質の移行経路を同定する。
— 通常の換気系を経由した移行については，“漏えい発生場所”を換気系の種類ごとに分類する。
— 換気系以外の経路を経由した漏えいについては，地震の規模に応じて発生が想定される漏えいの原因となる“破損場所”を分類する。
— 通常の換気系を経由した“漏えい発生場所”ごとに，漏えいの原因を火災，爆発，臨界，落下，漏えいの内的事象の原因ごとで分類する。
— 換気系以外の経路を経由した漏えいの原因となる“破損場所”の破損の原因をリストアップする。たとえば，地震動，転倒，落下，暴走，内部火災，内部爆発，外部火災の熱，外部爆発による飛来物，爆風などの項目が考えられる。

b） **MLDの結果に基づく分析**

— 機能レベルFMEAの分析には含まれていない漏えいシナリオを同定する。
— 地震の規模に関係なく漏えいを防止する設備・機器，運転員による対応の有無を分析する。
— 地震の規模に応じて抽出した設備･機器の地震時に想定される損傷･故障モード，

内部資料

機能喪失，運転員による対応の可能性の可否をリストアップする。

参考文献

(1)　吉田 一雄，村松 健，“核燃料施設における地震リスク低減方策の検討へのリスク評価の活用方法に関する検討”，JAEA-Research 2007-064 (2007).

公表審査用

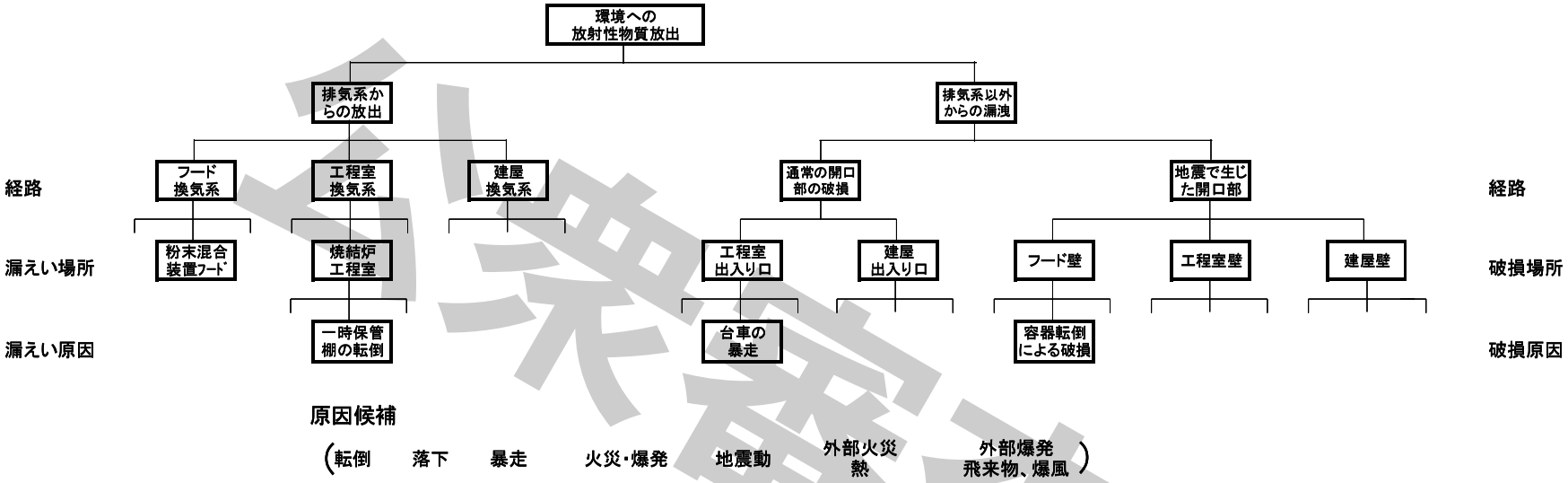
表 D.1－地震時の焼結炉の機能レベル FMEA テーブル（例）[a)]

設備	装置 UO2性状 UO_2取扱量	機能	構成品	地震時 損傷・故障モード	影響 直接影響	影響 二次的影響	可能性のある 派生事象	派生事象発生に必要なその他の条件 ／備考	事象進展防止策 ／影響緩和策
焼結設備	焼結炉 ペレット 200kg	加熱機能	電熱線	断線	炉内温度低下	焼結不能	なし		
			断熱材	亀裂	炉殻が高温にさらされる	炉内雰囲気が外部雰囲気と接触	放射性物質の漏えい		換気系フィルタ
				崩壊			火災、爆発		換気系フィルタ ／消火設備
			温度制御回路 温度センサー	誤作動／不作動	焼結炉構造材が高温にさらされる	炉内雰囲気が外部雰囲気と接触	放射性物質の漏えい		換気系フィルタ
							火災、爆発		換気系フィルタ ／消火設備
					炉内温度低下	焼結条件不成立	なし		
		圧力制御機能	圧力調節バルブ 圧力センサー	開固着	焼結炉内圧上昇	炉内雰囲気漏えい	放射性物質の漏えい		換気系フィルタ
				閉固着	焼結炉内圧低下	外部雰囲気流入	火災、爆発		換気系フィルタ ／消火設備
				誤作動／不作動	焼結炉内圧上昇	炉内雰囲気漏えい	放射性物質の漏えい		換気系フィルタ
					焼結炉内圧低下	外部雰囲気流入	火災、爆発		換気系フィルタ ／消火設備
		閉じ込め機能	焼結炉炉殻	被害なし			なし		
			炉殻フランジ部	亀裂 破断	炉内圧低下	炉内雰囲気が外部雰囲気と接触	放射性物質の漏えい		換気系フィルタ
							火災、爆発		換気系フィルタ ／消火設備
		ガス制御機能	ガス調節バルブ	開固着	焼結炉内圧上昇	炉内雰囲気漏えい	放射性物質の漏えい		換気系フィルタ
				閉固着	焼結炉内圧低下	外部雰囲気流入	火災、爆発		換気系フィルタ ／消火設備
			酸素検出器	不作動	酸素濃度高	焼結炉内に空気混入ガス供給	爆発	混合ガス供給系での空気混入	換気系フィルタ
		冷却機能	ポンプ 熱交換器	固着	冷却水循環停止	焼結炉温度高	放射性物質の漏えい	炉殻フランジ部の破損	換気系フィルタ ／消火設備
							火災、爆発		
			コイル	破損	冷却水漏れ	焼結炉温度高	放射性物質の漏えい	炉殻フランジ部の破損	換気系フィルタ ／消火設備
							火災、爆発		
						冷却水浸入	水蒸気による異常加圧		
			配管	亀裂 破断	冷却水漏れ	工程室内溢水	なし		
						焼結炉温度高	放射性物質の漏えい	炉殻フランジ部の破損	換気系フィルタ ／消火設備
							火災、爆発		

この例では地震時のガス供給停止系等の緊急時に作動する系統は考慮せず

注 a) 参考文献(1)の表 2.1

パブリックコメント



注 a)　参考文献(1)の図 2.1

図 D.1－地震時のウラン燃料加工施設における放射性物質放出に係るマスターロジックダイアグラムの例 a)

公表審査用

附属書 E
（参考）
核燃料施設で想定される事故の種類の例

序文

この附属書では，本実施基準が対象とする再処理施設，MOX 燃料加工施設及びウラン燃料加工施設で想定される事故の種類について述べる。

E.1　再処理施設の事故

再処理施設において想定される事故の候補を以下に示す。

a)　**核燃料物質による臨界**

b)　**有機溶媒の火災**

c)　**放射線分解水素の爆発**

d)　**放射性物質の崩壊熱による溶液の沸騰**

e)　**放射性物質の漏えい**

f)　**急激な化学反応による発熱**

g)　**使用済燃料の著しい損傷**

E.2　MOX 燃料加工施設の事故

MOX 燃料加工施設において想定される事故の候補を以下に示す。

a)　**核燃料物質による臨界**

b)　**焼結用水素の爆発**

c)　**焼結炉内への多量の加湿水侵入による内圧上昇**

d)　**核燃料粉末の漏えい**

E.3　ウラン燃料加工施設（ウラン濃縮施設を含む）の事故

ウラン燃料加工施設において想定される事故の候補を以下に示す。

a)　**核燃料物質による臨界**

b)　**UF_6 の漏えい**

c)　**焼結用水素の爆発**

d)　**焼結炉内への多量の加湿水侵入による内圧上昇**

e)　**核燃料粉末の漏えい**

公表確認用

附属書 F
（参考）
起因事象の選定

序文

この附属書は，箇条 7 において参考となる AESJ-SC-P008:2013 の附属書（参考）を示したものである。

なお，同定した起因事象の除外の例として，AESJ-SC-P008:2013 の附属書（参考）に参考となる例示がないものについては，ウラン加工施設における総合安全解析での起因事象の除外の例を示した。

F.1　起因事象の従属性

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 G（参考）**を参照。

F.2　同定した起因事象の除外

7.4 の a)及び b)については，AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 H（参考）**及び同実施基準の**解説 5** を参照とする。

7.4 の c)及び d)の例としては，**ウラン加工施設総合安全解析(ISA)実施手順等の整備に関する報告書**[1]が参考となる。

上記報告書では c)の例として，運転手順を逸脱した操作の繰り返しが挙げられている。また，d)を基に，内的事象においては建屋・構築物のほか，接続部，シール部などを除く静的機器は，摩耗，腐食，エロージョンなどの経年変化による破損などが極めて起こり難いため，関連する安全機能などが維持されるものとしている。高経年化技術評価において，発生している又は発生しうる経年変化事象として事象進展評価が行われているものは，d)に該当しないと考えられるとしている。

7.4 の e)については，我が国の再処理施設及び加工施設の規制基準の解釈[2][3]において，“敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv”を超えることを過度の放射線被ばくとしているため，敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が 5mSv より小さい事象を除外対象にすることが考えられる。

評価対象施設において，5mSv を超える事象がなかったとしても，リスク情報を活用して施設の安全性を向上する観点では，相対的にリスクの高い事象については除外するべきではないが，その場合は評価対象施設全体での発生事故当たりの被ばく線量総和に対して十分に小さく，リスク評価の目的に照らして無視しうる被ばく線量の発生事故を除外対象にすることが考えられる。

公表審査用

参考文献

(1) (独)原子力安全基盤機構，“ウラン加工施設総合安全解析（ISA）実施手順等の整備に関する報告書”(2011).

(2) 原管研発第 1311275 号，“再処理施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈”(2013).

(3) 原管研発第 1311271 号，“加工施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈”(2013).

公表審査用

附属書 G
（参考）
概略的な発生頻度評価に援用可能なパラメータの例

序文

この附属書では，概略的なリスク評価で用いる系統，設備，機器などの機能喪失の頻度又は確率を概略的に設定する場合の参考として，米国の総合安全解析で提唱される Index 法及び既存の非原子炉施設の機器故障率並びに人的過誤率データベースを基に整理された燃料加工施設のリスク評価に援用可能なパラメータについて述べる。

G.1　米国の総合安全解析の Index 法

NRC は，臨界量以上の核燃料物質を取り扱う核燃料施設を対象とした連邦規制法典 10 CFR Part70[(1)]を改訂するとともに規制のガイドラインとして標準審査計画(SRP：Standard Review Plan)[(2)]を策定した。10 CFR 70.62(c)では，総合安全解析を実施し，すべての潜在的な事故を同定し，その影響と発生頻度を評価するよう求めている。ただし，NRC は発生頻度を厳密に求める完全な PRA の実施は要求しておらず，SRP には，発生頻度の定量的な評価基準の策定の基本的な考え方及び発生頻度をオーダーで表す発生頻度指数を用いた評価法（Index 法）が例示されている。発生頻度，故障確率の評価としては，**表 G.1** 及び**表 G.2** に示すような事故影響を緩和するための装置又は操作などの制御の形態（運転員操作/確認，機械的制御（受動的，能動的）），特性（冗長性）を考慮して確率をオーダーで評価する一種の工学的判断に基づく判断基準を用いている。

表 G.1－故障頻度に係る頻度指数の設定法

頻度指数	証拠基準	制御形態基準
-6	発生頻度が10^{-6}/yr以下の外的事象	
-4	100の同様なシステムが30年間故障なし	例外的に堅牢な受動的制御(PEC), 本質的に安全な過程, 2つの独立した能動的制御(AEC)及び PEC, 又は強化された複数の管理制御
-3	10の同様なシステムが30年間故障なし	PECあるいはAECで，冗長部分のある単一制御
-2	1つの施設で30年間故障なし	単一のPEC
-1	1つの施設の寿命期間で数回故障	単一のAEC，強化管理制御，裕度の大きい管理制御、又は冗長的管理制御
0	1-3年ごとに故障	単一の管理制御
1	年間数回発生	頻発事象
2	毎週又はそれ以上発生	頻発事象，又は不適切な制御

表 G.2－故障確率に係る確率指数の設定法

確率指数	要求時の故障確率	制御形態基準
-6	10^{-6}	
-4 or –5	10^{-4}～10^{-5}	例外的に堅牢な受動的制御(PEC)，本質的に安全な過程，又は単一管理制御よりは優良な2つの冗長な制御
-3 or –4	10^{-3}～10^{-4}	単一のPEC又は 高利用性の能動的制御(AEC)
-2 or –3	10^{-2}～10^{-3}	単一のAEC，強化管理制御，又は予定された通常操作のための管理制御
-1 or -2	10^{-1}～10^{-2}	まれで計画外の要求に対して実施すべき管理制御

G.2　故障率などを指数で評価する場合の留意事項

参考文献(3)では，概略的な発生頻度評価を行う時に用いる機器故障率及び人的過誤率を指数で設定するときに考慮すべき項目として以下が示されている。

a)　**人的過誤への確率指数の適用**　米国 DOE では，サバンナリバーサイトの非原子炉施設において想定できる人的過誤率を過去の経験や THERP 手法により解析した結果を収集した人的過誤率データベース(4)を作成している。このデータベースに収録されているデータを参考にした人的過誤の確率指数などの目安を以下に示す。人的作業を以下の項目に分け，それぞれの項目に対する確率指数などの基準値，補正のための判断基準と補正値を以下に示す。なお，参考文献(4)で検討された人的過誤の例を**表 G.3** に示す。

1)　**人的管理作業の行われる状況**　作業は通常運転時に頻繁に行われるものであるか，又は通常運転時ではあるがまれにしかその作業を行わないと分析される場合は－2 を与える。異常発生時に対応するような作業であると分析される場合には－1 を与える。

2)　**人的管理作業に対する補助手段**　作業を行う時に，チェックリストを伴った手順書に従い作業を行うか，又は作業の習熟者などと供に作業を行う場合，作業の行われる状況により決定される指数に対して－1 を加えることができる。

3)　**人的管理作業環境**　運転員の作業に対する習熟度，対応時間，作業内容の難易度，作業実施環境などが想定される状況に対して，優劣を判定する。作業に対して好ましい状況が二つ以上計上することができるとき，－1 を加えることができる。また，作業に対して好ましくない状況が一つでもある場合，＋1 を加える検討を行う。

　ただし，1 作業当たりの失敗確率指数が－4 以下とならようにする。これは，概略的な評価の目的が事象の選別であるため，信頼性を過大に評価することにより重要な事象がスクリーニングアウトされないようにするためである。

公表資料用

b) **機器故障への頻度指数若しくは確率指数の適用**　機器故障については，故障モードによりその故障率が大きく違い，機器ごとでの頻度指数若しくは確率指数の整備が難しい。そのため，評価に必要な機器が例えば参考文献(5)などの機器故障率データベースに収録されている場合，直接収録されていないが類似した機器がある場合若しくは故障率データは無いが，運転若しくは故障経験がある場合，手がかりとなる機器が無い場合について，考慮する項目を示す。なお，既存の機器故障率データベースの分析に基づきウラン加工施設に援用可能なパラメータとして整理された値が，参考文献(6)に示されており，**表 G.4** に転載する。

1) **既存の故障率データがある場合**　評価に必要とする故障モードに応じ，その機器の運転時間若しくは検査間隔時間を乗じ，指数データを抽出する（故障率 X，時間要因 T としたとき，$1\times10^{a-1}<X\times T\leqq1\times10^{a}$ のとき a を採る）。また，複数の機器で構成されるシステムについての失敗発生頻度は，フォールトツリーを用いた分析又は制御手段の数とその独立性の分析により設定することができる。このとき，システムの冗長性を持たせるため機器を多重に設置したシステムがあるが，このような場合でも 2 重の信頼度までで評価を行う。これは信頼性を過大に評価することにより重要な事象がスクリーニングアウトされないようにするためである。

2) **既存の故障率データが無い機器**　類似した機器の運転経験や故障経験を参考に，Index 法の“施設寿命中に 1 回は故障する”，“施設寿命中に故障は観測されない”といった分類に応じて指数データを与えるか，故障指数を得たい機器が持つ機能に着目し，同等若しくは類似する機能を持つ機器を機器故障率データベースより抽出する。抽出した機器の故障率から指数データを得たのち，これを対象機器の頻度又は確率指数とする。

3) **2)の方法でも指数データを得ることが出来ない場合**　対象とする機器が，状態変化に対して外部より動力を受けて働きかけるか（能動的工学制御），若しくは物理的状態変化が機器を動かす力になるか，又は状態変化に影響を受けない機器であるか（受動的工学制御）の分類を行い，単独の能動的工学制御であれば，**表 G.1** 若しくは**表 G.2** より“単一の能動的工学制御”の値を，単独の受動的工学制御であれば，同表より“単一の受動的工学制御”の値を設定する。確率指標においては幅が与えられているが，特別に考慮すべき状況がない限り，大きい数字を選択することとする。ただし，このような分類でもおおよそ保守的な評価を与えるが，当てはまらないものの存在にも注意する。

参考文献

(1)　Code of Federal Regulations, Title 10, Energy, Part 70, “Domestic Licensing of Special Nuclear Material.”

公表資料

(2) U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Integrated Safety Analysis Standard Review Plan*, NUREG-1520 (2002).

(3) 玉置 等史，吉田 一雄，“MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書”，JAEA-Technology 2010-004 (2010).

(4) H.C. Benhardt, S.A. Eide, J.E. Held *et al.*, *Savannah River Site Human Error Data Base Development for Nonreactor Nuclear Facilities (U)*, WSRC-TR-93-581, Feb. 28, 1994.

(5) C. H. Blanton, S.A. Eide, *Savannah River Site Generic Data Base Development (U)*, WSRC-TR-93-262, Jun. 30, 1993.

(6) (独)原子力安全基盤機構，“ウラン加工施設総合安全解析（ISA）実施手順書等の整備に関する報告書”，11 廃輸報-0003 (2011).

公表審査用

表 G.3－サバンナリバーサイトの非原子炉施設で想定する人的過誤の種類とその確率 a)

No.	事象名	概要	データ	単位	確率指数 頻度指数 *1
1	管理的制御の失敗	手順の遂行に失敗	5.0E-03	/d	-2
2	警報への対応の失敗	複数の警報に対応失敗	1.0E-02	/d	-2
3	制御室内での状況の検証の失敗	正しい計器の選択や正しい選択の失敗	1.0E-02	/d	-2
4	制御室外での状況の検証の失敗	正しい計器の選択や正しい選択の失敗	3.0E-02	/d	-1
5	制御室内での制御方法の選択	間違った制御法の選択や正しくない制御の実施	1.0E-02	/d	-2
6	制御室外での制御方法の選択	間違った制御法の選択や正しくない制御の実施	1.0E-02	/d	-2
7	コミュニケーションの失敗	指示、対応、結果の出し方、受け取り方に関する何らかのエラー	5.0E-02	/d	-1
8	検認の失敗	緊張状態での検査官の検認の失敗	1.0E-01	/d	-1
9	上長による検認の失敗	通常状態ではない時の失敗	3.0E-01	/d	-1
10	ラベルやタブの取付ミス	容器に間違った情報のラベルやタブを取り付ける	5.0E-03	/d	-2
11	データの読み取りや記録ミス	機器からのデータの読み取りミス、記録ミスもしくは記録せず	1.0E-02	/d	-2
12	校正の失敗	機器の校正作業の失敗	5.0E-03	/d	-2
13	テスト後の復帰の失敗	テスト後の復帰の失敗	1.0E-02	/d	-2
14	メインテナンス後の復帰の失敗	メインテナンス後の機器の状態復帰の失敗	5.0E-03	/d	-2
15	ロックアウト（締め出し）の失敗	記述された手順に従った適切な締め出し実施に失敗	5.0E-04	/d	-3
16	化学物質の添加や抽出の失敗	化学物質の過大、過小添加や違う物質の添加	3.0E-03	/d	-2
17	誤送	液体の違うエリアへの機械的エラーも含んだ誤送	3.0E-06	/tank-h *2	-1
18	タンクへの過剰移送	物理的もしくは管理値を超えてタンク内を満たす	5.0E-06	/tank-h *2	-1
19	分析の失敗	行程制御や環境モニタリング分析の失敗	3.0E-04	/d	-3
20	計算によるパラメータ検証の失敗	手順書の指示の元（ワークシート）で行った計算エラーを起こす人的過誤率	3.0E-02	/d	-1
21	システムのランダム起動／終了	スイッチにぶつかってあるシステムを起動／終了させる、もしくは、あるシステムでは不必要のため終了したが、他のシステムではまだ必要であったような失敗	5.0E-06	/h *2	-1
22	車両と静止物との衝突	ビル、木、駐車中の車との衝突	1.0E-06	/mile *2	0
23	車両の単独事故	横転等の単独事故。車両事故の26%と仮定し、その原因の50%がドライバーによると仮定	1.0E-06	/mile *2	0
24	車両と他の移動物との衝突	他の移動中車両との衝突。車両事故の62%と仮定し、その50%がドライバーによると仮定	1.0E-06	/mile *2	0
25	フォークリフトからの積み荷の落下	フォークリフトからの積み荷の落下	5.0E-05	/operation	-3
26	フォークリフトでの積み荷の破損	フォークリフトで積み荷に穴をあけてしまうような失敗	3.0E-05	/operation	-4
27	クレーンからの積み荷の落下	クレーンからの積み荷の落下	1.0E-04	/operation	-3
28	クレーンによる打撃	移動作業中に静止物にぶつけるような失敗	3.0E-04	/operation	-3
29	採掘ミス	重機を用いて深く掘りすぎる、間違えた場所を掘る、許可を経ず掘る、採掘中に予期せぬものにぶつけるといった失敗	1.0E-02	/d	-2
30	診断ミス	事象の防止もしくは緩和策の実行が要求される状況下で間違えた判定をする、もしくは全く判定を行わない	1.0E-02	/d	-2
31	視覚機器による検査の失敗	TVカメラ等の視覚による検査手段を用いて、漏洩や構造の損傷といった異常を発見できない事象	1.0E-01	/d	-1
32	手動火災検知の失敗	運転員が自動火災検知手段を用いずに火災の発見に失敗	1.0E-01	/d	-1
33	運転員による手動鎮火の失敗	運転員による消火器、水栓、その他の手段による手動消化の失敗	3.0E-01	/d	-1
34	消火隊による手動鎮火の失敗	消火隊による消火器、水栓、その他の手段による手動消化の失敗	1.0E-01	/d	-1
35	長時間事故時の復旧の失敗	復旧に数時間から数日かかるときに状況の診断や復旧行動を正しく認識することの失敗	3.0E-03	/d	-2

*1：確率指数は過誤率 X を $1\times10^{a-1}<X\leqq1\times10^{a}$ と表現したときのときの a に相当する。
*2：頻度指数を得るために単位を 1 年当たりに修正した。SRS では，1 年当たり 1,000,000miles のトラックの移動があるとして年当たりの確率を算出しており，本表中においても同仮定を採用している。

注 a) 参考文献(3)の表 1.2-1

表 G.4－ウラン加工施設に援用可能な機器故障率データ一覧 a)（その 1）

機器名	故障モード	故障率	単位(注1)	EF	出典	備考
警報	不吹鳴	3.00E-05	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		7.70E-07	/h	10	CCPS	信号受信器、ホーンを含む
		5.80E-06	/h	22	IEEE	
	誤報	5.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		3.40E-06	/h	23	IEEE	
ブレーカー	不作動	5.00E-04	/d	5	WSRC-TR-93-262	
		1.30E-03	/d	30	IEEE	
AC		1.20E-03	/d	4	CCPS	
DC		8.80E-04		6	CCPS	
	異常作動	3.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	
AC		1.80E-06	/h	6	CCPS	
DC		3.80E-06	/h	20	CCPS	
		1.70E-07	/h	30	IEEE	
排風機	起動失敗	5.00E-03	/d	5	WSRC-TR-93-262	
		2.10E-04	/d	9	CCPS	モーター、ファン、制御部を含む
	故障	3.00E-05	/h	3	WSRC-TR-93-262	
		9.10E-06	/h	3.8	CCPS	モーター、ファン、制御部を含む
		2.50E-06	/h		IEEE	
	オーバースピード	5.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
	停止失敗	5.00E-03	/d	10	WSRC-TR-93-262	
ダクト	漏洩	3.00E-07	/h-ft	10	WSRC-TR-93-262	
	破裂	1.00E-08	/h-ft	30	WSRC-TR-93-262	
	詰まり	1.00E-08	/h-ft	30	WSRC-TR-93-262	
HEPAフィルタ	詰まり	3.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
	リーク	3.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
	破損	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	
配管	漏洩	3.00E-08	/h-ft	10	WSRC-TR-93-262	対象が水、化学溶液の場合1/10を乗じる
	破損	1.00E-09	/h-ft	30	WSRC-TR-93-262	
		5.10E-12	/h-ft	15	CCPS	
	詰まり	1.00E-09	/h-ft	30	WSRC-TR-93-262	
フランジ／ガスケット	漏洩	1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	対象が水の場合1/10を乗じる
	破損	1.00E-09	/h	10	WSRC-TR-93-262	
タンク（大気圧）	漏洩	1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	対象が水、化学溶液の場合1/10を乗じる
		9.90E-07	/h	4.9	CCPS	
（非金属）		1.20E-06	/h	15	CCPS	
		1.70E-05	/h		IEEE	対象は水
	破損	5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	
加圧タンク	漏洩	1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	対象が水の場合1/10を乗じる
		1.10E-08	/h	17	CCPS	
		1.70E-06	/h		IEEE	対象は水
	破損	5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	
ディーゼル発電機	起動失敗	1.00E-02	/d	3	WSRC-TR-93-262	
		0.018	/d	5	CCPS	発電機、ディーゼルエンジン(注2)を含む
		0.018	/d	30	IEEE	
	故障	5.00E-03	/h	3	WSRC-TR-93-262	
		2.30E-03	/h	6.7	CCPS	
		1.70E-04	/h	19	IEEE	
電気ヒーター	故障	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	対象が化学溶液の場合10を乗じる
	過加熱	3.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	
表示器	故障	1.00E-05	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		2.50E-04	/h	15	CCPS	センサー、制御ユニット、表示部を含む
		3.90E-05	/h	30	IEEE	
ロジックモジュール	故障	3.00E-06	/h	5	WSRC-TR-93-262	
		1.90E-05	/h	15	CCPS	
		1.40E-06	/h	2.6	IEEE	

(注1) /hは1時間当たり，/dは1要求(demand)当たり，/h-ftは1フィート時当たりを表す。
(注2) ディーゼルエンジンは，シール用オイル，配管，潤滑油，冷却水，制御ユニット，ベースプレートで構成される。

注 a) 参考文献(6) の表 3.6.1

公表資料

表 G.4－ウラン加工施設に援用可能な機器故障率データ一覧 a)（その 2）

機器名	故障モード	故障率	単位(注1)	EF	出典	備考
交流モーター	起動失敗	3.00E-04	/d	3	WSRC-TR-93-262	
		1.50E-05	/h	30	CCPS	モーター、保護リレー、温度センサー及びリレー、逆位相リレーを含む
		2.50E-05	/h	30	IEEE	
	故障	5.00E-06	/h	3	WSRC-TR-93-262	
		3.30E-05	/h	30	IEEE	
直流モーター	起動失敗	3.00E-04	/d	3	WSRC-TR-93-262	
	故障	1.00E-05	/h	3	WSRC-TR-93-262	
		2.30E-05	/h	2.5	CCPS	
		1.30E-04	/h	30	IEEE	
保護リレー	故障	1.00E-03	/d	10	WSRC-TR-93-262	
		1.90E-06	/h	1.1	CCPS	温度リレー、過電流リレーを含む
		4.20E-06	/d	2.6	IEEE	
	異常作動	1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		6.00E-08	/h	15	CCPS	
		2.60E-07	/h	30	IEEE	
制御リレー	故障	1.00E-04	/d	10	WSRC-TR-93-262	
		7.20E-06	/d	1.4	IEEE	
	異常作動	3.00E-07	/h	30	WSRC-TR-93-262	
		3.40E-07	/h	30	IEEE	
CO2 濃度計	故障	1.00E-04	/h	10	WSRC-TR-93-262	
差圧計	故障	3.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
（重要部分）		6.60E-05	/h	16	CCPS	
（通常）		2.20E-04	/h	15	CCPS	
流量計	故障	3.00E-06	/h	3	WSRC-TR-93-262	
		1.10E-04	/h	15	CCPS	センサー、信号転送制御部を含む
		9.00E-06	/h	15	IEEE	
（差圧式）		1.20E-04	/h	15	CCPS	
ヘリウム濃度計	故障	1.00E-05	/h	3	WSRC-TR-93-262	
湿度計	故障	1.00E-05	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		4.20E-06	/h	3.9	IEEE	
水素濃度計	故障	1.00E-05	/h	3	WSRC-TR-93-262	
水位計	故障	5.00E-07	/h	3	WSRC-TR-93-262	
		2.50E-06	/h	15	CCPS	接触静電容量式
		2.10E-06	/h	2.6	IEEE	
（差圧式）		9.90E-05	/h	14	CCPS	
（フロート式）		1.90E-04	/h	15	CCPS	
（センサー式）		1.40E-04	/h	16	CCPS	
窒素濃度計	故障	1.00E-05	/h	3	WSRC-TR-93-262	
酸素濃度計	故障	1.00E-05	/h	10	WSRC-TR-93-262	
pH計		5.00E-07	/h	5	WSRC-TR-93-262	
		5.80E-07	/h	5	IEEE	
圧力計	故障	1.00E-06	/h	3	WSRC-TR-93-262	
		9.10E-05	/h	30	CCPS	
		2.00E-06	/h	16	IEEE	
放射線測定器	故障	5.00E-06	/h	5	WSRC-TR-93-262	
		6.30E-06	/h	4.7	IEEE	
震度計	故障	1.00E-06	/h	5	WSRC-TR-93-262	
		1.60E-06	/h	4	IEEE	
速度計	故障	1.70E-06	/h	8.1	IEEE	
		1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
温度計	故障	1.00E-06	/h	3	WSRC-TR-93-262	
		9.70E-05	/h	15	CCPS	
		1.60E-06	/h	8.3	IEEE	
手動式押しボタン	不作動	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		1.80E-06	/h	15	IEEE	
	異常作動	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		9.60E-07	/h	13	IEEE	
手動式ロータリースイッチ	不作動	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		3.10E-07	/h	2	IEEE	
	異常作動	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		1.90E-07	/h	2	IEEE	
リミットスイッチ	不作動	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		7.50E-06	/h	1.6	IEEE	
	異常作動	1.00E-06	/h	5	WSRC-TR-93-262	
		6.30E-07	/h	9.4	CCPS	

（注1） /h は1時間当たり，/d は1要求(demand)当たり，/h－ft は1フィート時当たりを表す。

注 a) 参考文献(6) の表 3.6.1

表 G.4－ウラン加工施設に援用可能な機器故障率データ一覧 a)（その 3）

機器名	故障モード	故障率	単位(注1)	EF	出典	備考
空気作動制御弁 モーター駆動制御弁 制御用電磁弁	開／閉失敗	3.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
	不反応	3.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	水の場合は1/10を乗じる
	詰まり	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
空気作動弁	開／閉失敗	1.00E-03	/d	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は3を乗じる
		2.20E-03	/d	4.7	CCPS	化学プロセス用
		2.00E-03	/d		IEEE	水用
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		1.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水用
		1.00E-07	/h		IEEE	水用
	内部漏洩	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	詰まり	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
	内部破損	5.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	疑似作動	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	水の場合のEFは5
		3.60E-06	/h	6.7	CCPS	化学プロセス用
チェック弁	閉失敗	1.00E-03	/d	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は3を乗じる 水の場合のEFは5
		2.20E-03	/d	4.9	CCPS	化学プロセス用
	開失敗	5.00E-05	/d	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は2を乗じる
		1.50E-04	/d	3.2	CCPS	化学プロセス用
		6.00E-05	/d		IEEE	水用
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		1.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水用
	内部漏洩	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
		5.00E-07	/h		IEEE	水用
	詰まり	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
	内部破損	5.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
		5.00E-08	/h		IEEE	水用
爆破弁 （ラプチャーディスク）	開失敗	1.00E-04	/d	10	WSRC-TR-93-262	
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水用
	内部漏洩	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
	内部破損	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水の場合のEFは30
手動弁	開／閉失敗	3.00E-04	/d	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-03	/d	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		3.00E-04	/d	10	WSRC-TR-93-262	水用
		2.90E-04	/d	8.7	CCPS	化学プロセス用
		6.00E-05	/d		IEEE	水用
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		1.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水用
		2.00E-08	/h		IEEE	水用
	内部漏洩	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	詰まり	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
	内部破損	5.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる

(注1) /hは1時間当たり，/dは1要求(demand)当たり，/h-ftは1フィート時当たりを表す。

注 a) 参考文献(6) の表 3.6.1

公開資料

表 G.4－ウラン加工施設に援用可能な機器故障率データ一覧 a)（その 4）

機器名	故障モード	故障率	単位(注1)	EF	出典	備考
電動弁	開／閉失敗	3.00E-03	/d	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-02	/d	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		3.00E-03	/d	5	WSRC-TR-93-262	水用
		5.60E-03	/d	6.1	CCPS	化学プロセス用
		6.00E-03	/d		IEEE	水用
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		1.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水用
		1.00E-07	/h		IEEE	水用
	内部漏洩	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	詰まり	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
		3.00E-08	/h		IEEE	水用
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
	内部破損	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	疑似作動	3.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	水の場合のEFは5
		1.40E-06	/h	4	CCPS	化学プロセス用
安全・開放弁	開／再閉失敗	3.00E-03	/d	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-02	/d	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		3.00E-03	/d	3	WSRC-TR-93-262	水用
	開失敗	4.20E-03	/d	30	CCPS	化学プロセス用
		2.10E-04	/d	10	CCPS	化学プロセス用
		4.00E-03	/d		IEEE	水用
	再閉失敗	5.00E-03	/d	10	CCPS	化学プロセス用
		5.20E-03	/d	13	CCPS	化学プロセス用
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		1.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水用
	内部漏洩	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
	内部破損	5.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
		3.00E-06	/h		IEEE	水用
電磁弁	開／閉失敗	1.00E-03	/d	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は3を乗じる
		2.80E-03	/d	5.5	CCPS	化学プロセス用
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		1.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水用
	内部漏洩	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	詰まり	5.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
	内部破損	5.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	疑似作動	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	
		4.10E-07	/h	3	CCPS	化学プロセス用
真空破壊弁	開／再閉失敗	1.00E-02	/d	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		3.00E-02	/d	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		1.00E-02	/d	10	WSRC-TR-93-262	水用
	外部漏洩	5.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		1.00E-07	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		1.00E-08	/h	10	WSRC-TR-93-262	水用
	内部漏洩	1.00E-06	/h	10	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる
	外部破損	3.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	化学プロセス用
		5.00E-09	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガス用
		5.00E-10	/h	30	WSRC-TR-93-262	水用
	内部破損	5.00E-08	/h	30	WSRC-TR-93-262	圧縮ガスの場合は10を乗じる

（注1） /h は1時間当たり，/d は1要求(demand)当たり，/h－ft は1フィート時当たりを表す。

出典：文献(3-4-3)

詳細を以下に示す。

WSRC-TR-93-262："SAVANNAH RIVER SITE GENERIC DATA BASE DEVELOPMENT(U)," DOE,June 1993

CCPS："Guidelines for Process Equipment Reliability Data," AIChE, New York, 1989

IEEE："IEEE Guide to the Collection and Presentation of Electrical, Electronic, Sensing Component and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear Power Generating Stations," IEEE std-500, 1984

注 a) 参考文献(6)の表 3.6.1

附属書 H
（参考）
概略的な地震リスク評価手法の概要

序文

この附属書では，箇条 10 における地震動に起因する事故の概略的な発生頻度評価を行うために参考とした概略的な地震リスク評価手法の概要を示す。

H.1　各種リスク評価・裕度評価手法

Kennedy (1999) の文献では，**表 H.1** に示すように，原子力発電所の炉心損傷頻度などの評価手法として，Seismic Probabilistic Risk Assessment（地震 PRA），Hybrid Method（ハイブリッド法），Simplified Hybrid Method（簡易ハイブリッド法）の 3 種類が示されており，裕度評価手法として Seismic Margin Method（耐震裕度法）についても示されている[1]。地震 PRA は最も手間がかかるため，概略的な評価手法として，耐震裕度法を部分的に取り入れたハイブリッド法及び簡易ハイブリッド法が提案されている。簡易ハイブリッド法は，迅速なリスク評価を行うこと，地震 PRA やハイブリッド法で評価された結果を簡単に確認することを意図している。

地震 PRA は **AESJ-SC-P006:2015** の手法と同等であるが，ハイブリッド法では，建屋・機器フラジリティ評価に耐震裕度法の考え方を取り入れており，簡易ハイブリッド法では建屋・機器フラジリティ評価及び事故シーケンスのフラジリティ評価に耐震裕度法の考え方を取り入れつつ，地震リスク（発生頻度）評価の単純化が行われている。簡易ハイブリッド法については，事故シーケンスのフラジリティが対数正規分布に近似できることを仮定している。

耐震裕度法では，事故シーケンスやそれを構成する建屋・機器に対する裕度を一貫して説明する一つの方法として，HCLPF（High Confidence of Low Probability of Failure）耐力 C_{HCLPF} により耐震裕度を定義している。HCLPF 耐力は 95%信頼度フラジリティ曲線の 5%損傷確率を与える耐力である。また，平均フラジリティ曲線の損傷確率 1%耐力 $C_{1\%}$ は概ね HCLPF 耐力に対応している（$C_{HCLPF} \approx C_{1\%}$）。この HCLPF 耐力とスクリーニングレベルを比較することによって，建屋・機器のスクリーニングを行う。

公表資料

表 H.1－各種リスク評価・裕度評価手法

	リスク評価			裕度評価
	Seismic Probabilistic Risk Assessment	Hybrid Method	Simplified Hybrid Method	Seismic Margin Method
	地震 PRA	ハイブリッド法	簡易 ハイブリッド法	耐震裕度法
評価手順	地震動ハザード			裕度評価用地震動
	建屋・機器 フラジリティ	**CDFM 法による HCLPF 耐力 に基づく 建屋・機器 フラジリティ**	**CDFM 法による HCLPF 耐力**	CDFM 法による HCLPF 耐力 又は 建屋・機器 フラジリティ
	事故シーケンス 解析			事故シーケンス 解析
	事故シーケンスの フラジリティ	事故シーケンスの フラジリティ	**Max/Min 法による 事故シーケンスの HCLPF 耐力**	Max/Min 法による 事故シーケンスの HCLPF 耐力
	事故シーケンスの 発生頻度	事故シーケンスの 発生頻度	**損傷確率 10%耐力 に対応する地震動ハ ザードの年超過頻度 の 0.5 倍**	－
	詳細	←――――→	概略	－

注記　**太字**はリスク評価に耐震裕度法の考え方を取り込んだ部分及び評価の簡略化を行っている部分である。

公表資料

H.2　CDFM 法による HCLPF 耐力評価

フラジリティ曲線と HCLPF 耐力の関係を**図 H.1** に示す。ハイブリッド法及び簡易ハイブリッド法における建屋・機器フラジリティ評価では，**表 H.1** に示すように，HCLPF 耐力 C_{HCLPF} の評価に Conservative Deterministic Failure Margin Method（CDFM 法）が用いられている。CDFM 法は決定論的な手法であるが，損傷確率 1%耐力 $C_{1\%}$ を求めるための手法としてフラジリティ評価法と幅広く比較・検討されている[2]。

CDFM 法による CDFM 耐力 C_{CDFM} は次式で与えられる。

$$C_{CDFM} = \frac{S_{CDFM}}{D_{CDFM}} F_{CDFM} SME$$

ここで，

SME ：Seismic Margin Earthquake（裕度評価用地震動）

S_{CDFM} ：決定論的耐力（超過確率 98%に対応）

D_{CDFM} ：決定論的応答（SME に対して，非超過確率 84%に対応）

F_{CDFM} ：非線形係数（非超過確率 5%に対応）

上記の決定論的な三つの CDFM 値は中央値に対する保守率として確率論的に決定され，Kennedy（1999）の文献では $C_{1\%} / C_{CDFM} = 0.93 \sim 1.20$ を示しており，$C_{1\%} \approx C_{CDFM}$ とみなしている[1]。

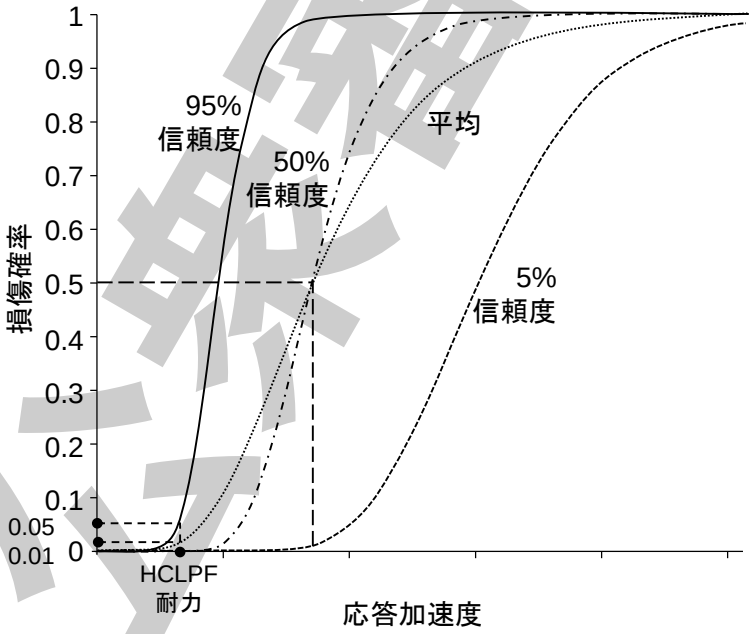


図 H.1－フラジリティ曲線と HCLPF 耐力の関係

公表資料

H.3　簡易ハイブリッド法による事故シーケンス評価

一般的な事故シーケンス評価では，評価対象とする起因事象を設定し，イベントツリーによる事故シーケンスのモデル化やフォールトツリーによるシステムのモデル化を行い，事故シーケンスの定量化を行う。AESJ-SC-P006:2015　箇条 8 で示されている炉心損傷頻度 CDF_{Total}（CDF：Core Damage Frequency）の算定式を以下に示す。

$$CDF_{\mathrm{Total}} = \sum_i CDF_i, \quad CDF_i = \int_{a_{\min}}^{a_{\max}} \left(-\frac{dH(a)}{da} Q_i(a) \right) da$$

又は，

$$CDF_{\mathrm{Total}} = \int_{a_{\min}}^{a_{\max}} \left(-\frac{dH(a)}{da} Q(a) \right) da$$

ここで，

a ：地震動強さ

$a_{\min}$ ：地震動強さの下限

$a_{\max}$ ：地震動強さの上限

$H(a)$ ：地震動ハザード

$Q_i(a)$ ：事故シーケンス i のフラジリティ

$Q(a)$ ：プラントレベルのフラジリティ

これにより，プラントレベルの炉心損傷頻度を求めることができる。

一方，簡易ハイブリッド法では，**表 H.1** 及び**図 H.2** に示すように，単純化した方法で事故シーケンスの発生頻度を求めている。（**附属書 K（参考）**参照）

(1)　Max/Min 法（“Min/Max 法”ともいう。）を用いて，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から事故シーケンスの HCLPF 耐力 C_{HCLPF} を算定する。

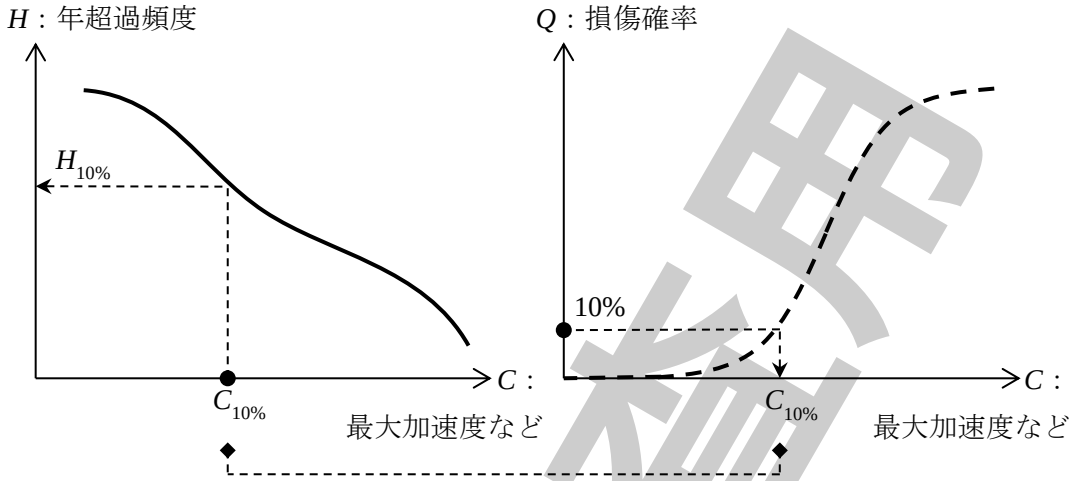
(2)　対数標準偏差 β_c を設定し，$C_{10\%} = C_{HCLPF} e^{1.04\beta_c}$ の関係より損傷確率 10%に対応する耐力 $C_{10\%}$ を求める。

(3)　損傷確率 10%に対応する耐力 $C_{10\%}$ に対応する年超過頻度 $H_{10\%}$ を求める。

(4)　$P_F = 0.5 H_{10\%}$ の関係より，発生頻度を評価する。

Max/Min 法に基づいてシステム解析を行う場合，論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取る。したがって，個々の建屋・機器の HCLPF 耐力から単純な計算で事故シーケンスの HCLPF 耐力を算定でき，事故シーケンスのフラジリティと地震動ハザードの積分を行うことなく発生頻度を評価できる。

公表資料



(a)　地震動ハザード曲線　　(b)　フラジリティ曲線

図 H.2－損傷確率 10%耐力に対応する地震動ハザードの年超過頻度の算出

参考文献

(1)　R. P. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations,” *Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk*, Aug. 10-12 (1999).

(2)　R. P. Kennedy, “Various Types of Reported Seismic Margins and Their Use,” *Proceedings of EPRI/NRC Workshop on Nuclear Power Plant Reevaluation to Quantify Seismic Margins*, EPRI NP-4101-SR, August (1985).

公表資料

附属書Ｉ
（参考）
地震動ハザードの概略的な評価のための参考情報

序文

この附属書では，**10.3** において地震動ハザードの概略的な評価を行うための参考情報を示す。

I.1　震源モデルの例

地震動ハザード評価に用いる震源モデルを公開している公的機関として，次の機関が挙げられる。

— 政府　地震調査研究推進本部[1]（以下，“地震本部”という。）

— 国立研究開発法人防災科学技術研究所[2]（以下，“防災科研”という。）

地震本部では，主な活断層と海溝型地震を対象にした長期評価，特定の地震が発生した場合の強震動評価，及びこれらの評価結果をまとめて地震動予測地図の作成などを行っている。評価結果の一部として，地震動ハザードマップが示されており，地震動強さとして震度を用いて表現している。参照できるパラメータとして，領域震源については，年平均発生頻度，b 値，最小・最大マグニチュードなどが，特定震源については，平均活動間隔，最新活動時期，30 年及び 50 年地震発生確率，マグニチュードなどが挙げられる。

防災科研では，強震観測網（K-net，KiK-net）をはじめとする地震観測網を全国に設けており，地震観測データの収集・公開や，これらのデータに基づく地震防災情報の発信などを行っている。また，地震本部で公開している全国地震動予測地図の各種地図の閲覧，数値データのダウンロードなどが，地震ハザードステーション（J-SHIS）にて可能となっている。

決定論的な評価に用いる震源モデルを公開している公的機関として，例えば内閣府の南海トラフの巨大地震モデル検討会が挙げられるが，決定論的な評価であるため，必要に応じて地震動ハザード評価の参考とする。

I.2　地震動伝播モデルの設定

I.2.1　地震動評価手法の例

地震動評価手法の例として，次の距離減衰式が挙げられる。

— 司・翠川（1999）[3]

— Noda *et al.*.（2002）[4]

司・翠川（1999）の距離減衰式は一般建築物に対する地震動評価によく用いられており，地震動強さを地盤上の最大加速度及び表層地盤を取り除いた硬質地盤上の最大速度で求めることができる。地震動評価のばらつきは，最大加速度については（自然）対数標準偏差

公聚稿用

で 0.55～0.64 程度，最大速度については 0.53～0.62 程度である。

Noda *et al.*. (2002) の距離減衰式（通称“耐専スペクトル”）は原子力発電所の地震動評価や地震動ハザード評価に一般的に用いられており，地震基盤や解放基盤での地震動の応答スペクトルを周期 0.02 秒～5.0 秒で求めることができる。また，水平動だけでなく上下動も評価することができる。地震動評価のばらつきは周期に依存せず一定としており，（自然）対数標準偏差で 0.53 である。

I.2.2　地盤増幅特性の評価手法の例

地盤増幅特性の評価手法の例として，次の評価式が挙げられる。

— 平成 12 年建設省告示第 1457 号第 10 第 1 項[5]（以下，“告示”という。）

— 藤本・翠川（2006）[6]

告示では，建築物の構造計算の一つである限界耐力計算の手順について示されており，地震力に対する評価も含まれている。地震力の算定には，地表面における地震動の加速度応答スペクトルが必要であり，工学的基盤における地震動の加速度応答スペクトルに表層地盤による加速度の増幅率と地震地域係数を乗じることで求められる。この加速度の増幅率は略算的に与えられているが，建屋・機器フラジリティの概略的な評価における応答評価手法でも用いられている。（**附属書 J（参考）**参照）

藤本・翠川（2006）では，地盤の非線形特性の影響を考慮した最大加速度及び最大速度に対する地盤増幅度を推定する関係式が提案されており，地震本部で作成している地震動予測地図の地震動評価に使用されている。評価に必要なパラメータは表層 30m 平均 S 波速度のみで，その適用範囲は 100～1500m/s と広範囲である。地盤増幅度のばらつきは，最大加速度については（自然）対数標準偏差で 0.46，最大速度については 0.38 である。

I.2.3　地盤モデルの例

地震動評価に用いる地盤モデルを公開している公的機関として，震源モデルと同じく，次の機関が挙げられる。

— 地震本部

— 防災科研

地震本部では，長周期地震動予測地図の作成で用いられた全国 1 次地下構造モデル（暫定版）が公開されており，防災科研では，深部地盤データ（地震基盤面深さ，各せん断波速度層（350m/s～2900m/s）の下面深さ），表層地盤データ（地盤増幅率，表層 30m 平均 S 波速度，微地形区分）が公開されている。

I.3　地震発生の確率過程

地震発生の確率過程として，近年よく用いられているものは，更新過程とポアソン過程である。更新過程では最近の地震発生の有無も評価に取り入れており，主として BPT 分布が利用されている。一方，ポアソン過程は長期的な地震発生を模擬するもので，平均的な地震の発生間隔のみを評価に用いている。

公衆審査用

ポアソン過程は，時間的に不規則に起こる独立事象の発生過程のモデル化に用いられており，単位時間当たりの事象の発生回数が時間に依存しない場合，独立事象の時間間隔は指数分布に従い，平均活動間隔は定数になる。よって，地震発生確率は時間によらず常に一定という特徴がある。

BPT 分布は，一定の速度で蓄積する応力（歪み）と不規則に変化する応力（歪み）からなる物理モデルと対応しており，物理的解釈が理解しやすいという特長がある。地震本部では，陸域の活断層については，明らかに固有の活動（地震発生）間隔のばらつきで地震を発生させる断層であることが分かっている場合を除いて，活動間隔のばらつきとして，$\alpha = 0.24$を暫定的に適用している(7)(8)。

I.4　地震動ハザード評価の妥当性

10.3 で示したハザード評価は概略的なものであるが，可能な限り工学的に妥当な評価となるよう留意する必要がある。ハザードが妥当なものであるがどうかの判断としては，以下に示す方法がある。

a)　専門家判断による方法　地震動ハザードの概略的な評価に関わる入力・手順・結果などについて，地震動評価やハザード評価の専門家によるレビューを行うことにより妥当性を確認する。

b)　感度解析による方法　地震動ハザードの概略的な評価に基づいて，代表的なもののパラメータを変更してハザード評価を実施し，結果を比較することで妥当性を確認する。

参考文献

(1)　政府 地震調査研究推進本部 Web サイト
入手先：http://www.jishin.go.jp/，2016/05/16 閲覧.

(2)　国立研究開発法人 防災科学技術研究所 Web サイト
入手先：http://www.bosai.go.jp/，2016/05/16 閲覧.

(3)　司宏俊，翠川三郎，“断層タイプ及び地盤条件を考慮した最大加速度・最大速度の距離減衰式”，日本建築学会構造系論文集，No.523 pp.63-70 (1999).

(4)　S. Noda, K. Yashiro, K. Takahashi *et al.*, “RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES”, OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis. Oct. 16-18 (2002).

(5)　平成 12 年建設省告示第 1457 号，“損傷限界変位，Td，Bdi，層間変位，安全限界変位，Ts，Bsi，Fh 及び Gs を計算する方法並びに屋根ふき材等及び外壁等の構造耐力上の安全を確かめるための構造計算の基準を定める件”，平成 12 年 5 月 31 日.

(6)　藤本一雄，翠川三郎，“近接観測点ペアの強震記録に基づく地盤増幅度と地盤の平均 S 波速度の関係”，日本地震工学会論文集，第 6 巻，第 1 号，2006，pp.11-22.

公表資料

(7)　地震調査研究推進本部 地震調査委員会，“長期的な地震発生確率の評価手法について”，平成 13 年 6 月．
(8)　地震調査研究推進本部 地震調査委員会，“付録 長期的な地震発生確率についての解説”，平成 13 年 6 月．

公表審査用

附属書 J
（参考）
建屋・機器フラジリティの概略的な評価のための参考情報

序文

この附属書では，**10.4** において建屋・機器フラジリティの概略的な評価を行うための参考情報を示す。

J.1　フラジリティ評価手法の概要

フラジリティ評価手法の概要を**表 J.1** に示す。

概略評価法１～３はいずれも，選定された評価対象建屋・機器の HCLPF 耐力と不確実さ（β_C）を用いて建屋・機器フラジリティを概略的に評価するための手法である。概略評価法１は，設計震度を用いて評価対象建屋・機器の HCLPF 耐力を評価する。概略評価法２は，建築物における天井脱落対策に係る技術基準の解説(1)に記載された簡易スペクトル法に基づき評価対象建屋・機器の HCLPF 耐力を評価する。概略評価法３は，建築物における天井脱落対策に係る技術基準の解説(1)に記載された応答スペクトル法に基づき評価対象建屋・機器の HCLPF を評価する。

安全係数法は，**AESJ-SC-P006:2015**　箇条 **7** に記載された“現実的耐力と応答係数による方法”又は“耐力係数と応答係数による方法”のことを指し，概略評価法１～３と比べて，建屋・機器フラジリティを詳細に評価するための評価手法である。地震応答解析結果など，評価に必要な情報が得られれば，概略評価法に代えて安全係数法を用いることも可能である。

表 J.1－フラジリティ評価手法の概要

評価手法		HCLPF 耐力の評価	評価に必要な情報など
概略評価法	1	設計震度を用いる方法	設計情報
	2	簡易スペクトル法(1)	建屋の固有周期，地盤種別
	3	応答スペクトル法(1)	建屋の固有値解析，地盤種別
安全係数法		応答係数などによる	建屋モデル，地盤モデル， 入力地震動

J.2　HCLPF 耐力の評価法

建屋・機器フラジリティの HCLPF 耐力 A_{HCLPF} は，CDFM 法を参考に，裕度（耐力値／応答値）が 1.0 となる地表面最大加速度として，次式により算定する。（**附属書 H（参考）**参照）

公表資料

$$A_{HCLPF} = \frac{S}{R} FA$$

ここで,

S: 建屋・機器の設計耐力

R: 建屋・機器の設計応答

F: 塑性エネルギー吸収係数（建屋・機器の弾塑性挙動に関する耐力の割り増し係数）

A: 建屋・機器の設計応答に対応する地表面最大加速度

塑性エネルギー吸収係数については，**AESJ-SC-P006:2015　附属書 CA（参考）**に基づき評価する。

建屋・機器の設計応答 R 及び対応する地表面最大加速度 A は，次の①～③の方法を用いて算定することができる。

① 設計震度を用いる方法

② 簡易スペクトル法

③ 応答スペクトル法

J.2.1　概略評価法１（設計震度を用いる方法）

建屋・機器の設計情報をもとに，建屋・機器の設計応答 R 及び対応する地表面最大加速度 A を次式により算定する。

$$R = kg$$

$$A = ck_B g$$

ここで,

k: 建屋・機器の設計震度

k_B: 地表レベルの設計震度

c: 地表レベルの設計震度と地表面最大加速度の換算係数

g: 重力加速度

例えば，建築基準法の一次設計においては，設計震度（標準せん断力係数）0.2 に対して，地表面の加速度として 80Gal～100Gal 程度が想定されている（k_B＝0.2，c≒1/2.5）。

J.2.2　概略評価法２（簡易スペクトル法）

建屋・機器の設計情報をもとに，簡易スペクトル法を利用して，建屋・機器の設計応答 R 及び対応する地表面最大加速度 A を次式により算定する。

$$R = (k' / k'_B) A$$

$$A = c' k'_B g = Sa_h(0)$$

ここで,

k': 簡易スペクトル法による建屋・機器の設置位置の水平震度（**表 J.2** 参照）

k'_B: 簡易スペクトル法による下層階の水平震度（＝0.5：**表 J.2** 参照）

c': 地表レベルの水平震度と地表面最大加速度の換算係数

g: 重力加速度

公表資料

$Sa_h(0)$：周期 0 秒における入力地震動の加速度応答スペクトル（m/s²）（**表 J.11** 参照）

また，以下の点に留意して水平震度を算定する。

・水平震度は 0.5 以上とする。

・N=1 のとき，**表 J.2** の 2 次共振については考慮せずに水平震度を求める。

・周期帯が**表 J.3** 以外の場合は，線形補間により水平震度を求める。

なお，数式や用語に関してはできる限り参考文献(1)に従っているが，分かりやすさの点から，記号の変更，数式の書き下し，用語の統一などを行っている。

表 J.2－簡易スペクトル法に用いる水平震度

設置階（**表 J.6** 参照）	T_1 による分類	周期帯（**表 J.3** 参照）		
		1 次共振	2 次共振	剛
上層階	$T_1 \le T_G$	$2.2r_1Z$	$1.1r_2Z$	0.50
	$T_G < T_1$	$2.2(T_G/T_1)Z$		
中間階	$T_1 \le T_G$	$1.3r_1Z$	$0.66Z$	
	$T_G < T_1$	$1.3(T_G/T_1)Z$		
下層階	－	0.50		

Z：地震地域係数（**図 J.1** 参照）

$$r_1 = \min\left(\frac{1+0.125(N-1)}{1.5},\ 1.0\right)$$

$$r_2 = \min(0.2N,\ 1.0)$$

T_1：建屋の 1 次固有周期（秒）（**表 J.4** 参照）

T_G：加速度一定領域と速度一定領域の周期境界（秒）（**表 J.5** 参照）

N：地上部分の階数

表 J.3－周期帯の T_c による分類

1 次共振	2 次共振	剛
$T_1 - 0.1 \le T_c$	$\max(T_2 - 0.1,\ 0.1) \le T_c \le T_2 + 0.1$	$T_c \le 0.1$

T_2：建屋の 2 次固有周期（秒）（**表 J.4** 参照）

T_c：機器の水平方向の固有周期（秒）

表 J.4－建屋の固有周期

	1 次固有周期 T_1（秒）	2 次固有周期 T_2（秒）
方法①	固有値解析による	固有値解析による
方法②	$T_1 = h(0.02 + 0.01\lambda)$	$T_2 = T_1/3$

h：建築物の高さ（m）

λ：建築物の高さに対する木造や鉄骨造である階の高さの合計の比

公表資料

表 J.5－加速度一定領域と速度一定領域の周期境界 T_G

地盤種別	第１種地盤	第２種地盤	第３種地盤
T_G（秒）	0.576	0.864	1.152

地盤種別：**表 J.7** 参照

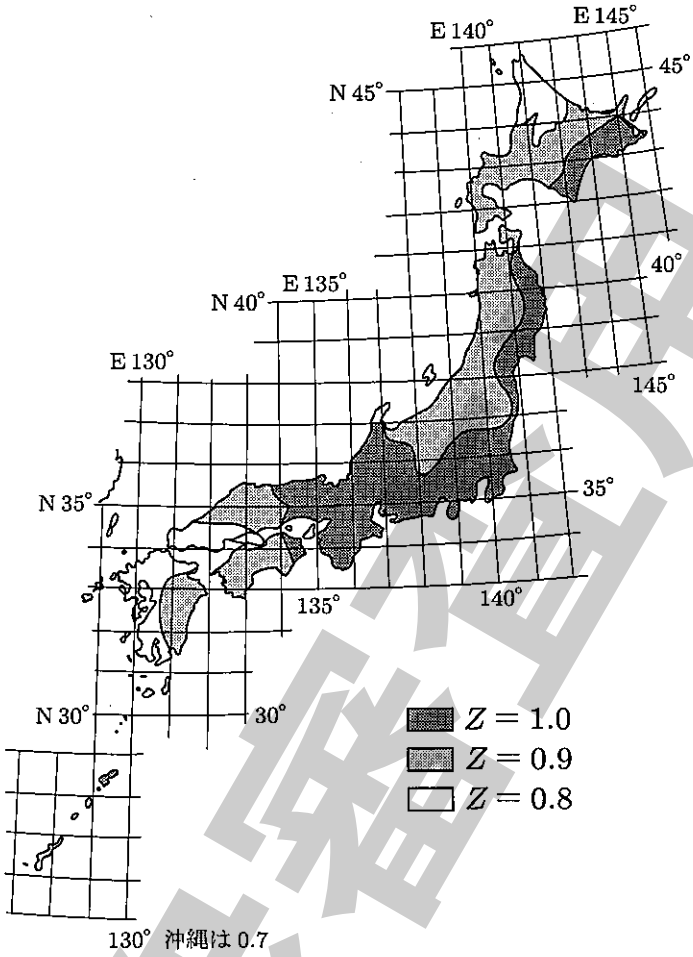
表 J.6－設置階の区分

設置階	下層階	中間階	上層階
i	$i<0.11(2N+1)$	上層階・下層階以外	$0.3(2N+1)<i$

表 J.7－地盤種別の定義

第１種地盤	岩盤，硬質砂れき層その他主として第三紀以前の地層によって構成されているもの又は地盤周期等についての調査若しくは研究の結果に基づき，これと同等の地盤周期を有すると認められるもの
第２種地盤	第１種地盤及び第３種地盤以外のもの
第３種地盤	腐植土，泥炭その他これらに類するもので大部分が構成されている沖積層（盛土がある場合においてはこれを含む。）で，その深さがおおむね 30m 以上のもの，沼沢，泥海等を埋め立てた地盤の深さがおおむね 3m 以上であり，かつ，これらで埋め立てられてからおおむね 30 年経過していないもの又は地盤周期等についての調査若しくは研究の結果に基づき，これらと同程度の地盤周期を有すると認められるもの

公衆縦覧用



注 a)　参考文献(2)の図 10.14

図 J.1ー地震地域係数 a)

J.2.3　概略評価法３（応答スペクトル法）

建屋・機器の設計情報をもとに，固有値解析に基づいた応答スペクトル法を利用して，建屋・機器の設計応答 R 及び対応する地表面最大加速度 A を次式により算定する。

$$R = Saf$$

$$A = Sa_h(0)$$

ここで，

$Saf = \max(Saf_{Ih},\ Saf_L)$: 応答スペクトル法による建屋・機器の応答加速度（m/s²）（**表 J.8** 参照）

$Sa_h(0)$: 周期 0 秒における入力地震動の加速度応答スペクトル（m/s²）（**表 J.11** 参照）

参考文献は，構造躯体における天井の応答を求めるものであるが，天井を機器に読み替えて適用している。また，建屋の応答を求める場合は，機器が剛であるとすればよい。

なお，数式や用語に関してはできる限り参考文献(1)に従っているが，分かりやすさの点から，記号の変更，数式の書き下し，用語の統一などを行っている。

表 J.8－応答スペクトル法による応答加速度

	算定式	建屋・機器の応答加速度の求め方
Saf_{Ih}	**表 J.9** 参照	入力地震動の加速度応答スペクトル Sa_h と建屋の固有周期 T_j 及び機器の固有周期 T_c における応答の増幅率 $R(T_j, T_c)$ から求める応答加速度
Saf_L	**表 J.10** 参照	入力地震動の加速度応答スペクトル Sa_h と建屋の固有周期 T_k 及び T_{k+1}（$T_{k+1} < T_c \le T_k$）における応答の増幅率 $R(T_j, T_k)$ から求まる応答加速度の補間値

表 J.9－ Saf_{Ih} の算定

$$Saf_{Ih}(T_c) = \sqrt{\sum_{j=1}^{n} \left\{ R(T_j, T_c) \beta_{hj} U_{Ihj} Sa_h(T_j) \right\}^2} \quad (1)$$

$$R(T_j, T_c) = \begin{cases} 1 + 5\left(T_c / (T_j - 0.1)\right)^3 & (T_c \le T_j - 0.1) \\ 6 & (T_j - 0.1 < T_c \le T_j + 0.1) \\ 6\left((T_j + 0.1)/T_c\right)^3 & (T_j + 0.1 < T_c) \end{cases} \quad (2)$$

ここで，

T_c：機器の水平方向の固有周期（秒）

T_j：固有値解析により求めた建屋の j 次の固有周期（秒）

$\beta_{hj} U_{Ihj}$：固有値解析により求めた建屋の位置 I における j 次の刺激関数

Sa_h：入力地震動の加速度応答スペクトル（m/s²）（**表 J.11** 参照）

n：採用次数（$n \ge 3$）（$N \le 2$ のときは N a)）

注 a)　参考文献(1)にこれらの記述はなく，ここで条件を追加している。

公表資料

表 J.10－ Saf_L の算定

$$Saf_L(T_c)=\begin{cases}\max\left[0.75\left\{\dfrac{Saf_{Ih}(T_k)-Saf_{Ih}(T_{k+1})}{T_k-T_{k+1}}(T_c-T_{k+1})+Saf_{Ih}(T_{k+1})\right\},\quad 0.5g\right] \\ \qquad\qquad\qquad\qquad\qquad\qquad\qquad\qquad (T_{k+1}<T_c\le T_k) \\ \max\left[0.75Saf_{Ih}(T_1),\quad 0.5g\right]\quad (T_1<T_c)\end{cases} \tag{3}$$

$$Saf_{Ih}(T_k)=\sqrt{\sum_{j=1}^{n}\left\{R(T_j,T_k)\beta_{hj}U_{Ihj}Sa_h(T_j)\right\}^2} \tag{4}$$

$$\begin{aligned}R(T_j,T_k)&=1+5(T_k/T_j)^3 \quad (T_k\le T_j)\\ R(T_j,T_k)&=6(T_j/T_k)^3 \quad (T_j<T_k)\end{aligned} \tag{5}$$

ここで，

T_c：機器の水平方向の固有周期（秒）

T_j：固有値解析により求めた建屋の j 次の固有周期（秒）

$\beta_{hj}U_{Ihj}$：固有値解析により求めた建屋の位置 I における j 次の刺激関数

T_k，T_{k+1}：$T_{k+1}<T_c\le T_k$ を満たす建屋の k 次，k+1 次の固有周期（秒）（※：T_{k+1} が存在しないときは $T_{k+1}=T_c$ とする）

Sa_h：入力地震動の加速度応答スペクトル（m/s²）（**表 J.11** 参照）

n：採用次数（$n\ge 3$）（$N\le 2$ のときは N a)）

g：重力加速度

注 a)　参考文献(1)にこれらの記述はなく，ここで条件を追加している。

公表資料用

表 J.11－入力地震動の加速度応答スペクトル Sa_h

	まれに発生する地震動（m/s²）
入力地震動の加速度応答スペクトル（**図 J.2** 参照）	$Sa_h(T_j) = G_S(T_j) \cdot Z \cdot Sa_0(T_j)$
工学的基盤における加速度応答スペクトル	$Sa_0(T_j) = \begin{cases} 0.64 + 6T_j & (T_j < 0.16) \\ 1.6 & (0.16 \le T_j < 0.64) \\ 1.024/T_j & (0.64 \le T_j) \end{cases}$

G_S ：表層地盤増幅率（**表 J.12** 参照）

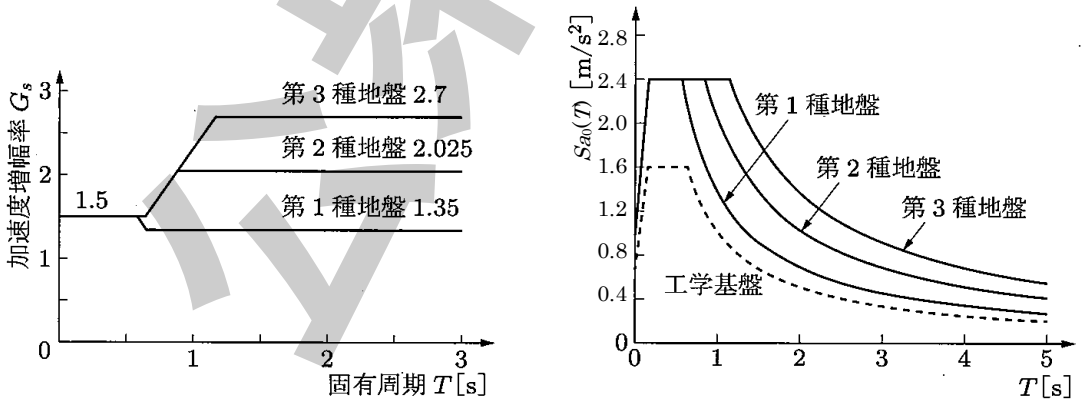
Z ：地震地域係数（**図 J.1** 参照）

Sa_0 ：工学的基盤における加速度応答スペクトル（m/s²）：工学的基盤で設定される地震動の応答スペクトルは限界耐力計算で用いられる“まれに発生する地震動”で，平均再現期間は 50 年程度である。

表 J.12－表層地盤増幅率 G_S

地盤種別	第 1 種地盤	第 2 種地盤	第 3 種地盤
G_S	$\begin{cases} 1.5 & (T_j < 0.576) \\ 0.864/T_j & (0.576 \le T_j < 0.64) \\ 1.35 & (0.64 \le T_j) \end{cases}$	$\begin{cases} 1.5 & (T_j < 0.64) \\ 1.5(T_j/0.64) & (0.64 \le T_j < T_u) \\ g_v & (T_u \le T_j) \end{cases}$	
T_u	－	0.864	1.152
g_v	－	2.025	2.7

地盤種別：**表 J.7** 参照



注 a) 参考文献(2) の図 10.21 及び図 10.22 に加筆

図 J.2－表層地盤増幅率と加速度応答スペクトル（Z ＝1.0）a)

公聚稿用

J.3　概略評価法による HCLPF 耐力評価及びフラジリティ評価の例

J.3.1　建屋フラジリティ評価の例

周期 0.3 秒のせん断 1 質点系モデルを対象とする。建屋諸元を**表 J.13** に示す。

建屋の終局耐力は **AESJ-SC-P006:2015　附属書 BR（規定）**に基づき設定し，概略評価法では設計耐力として，安全係数法（耐力係数と応答係数による方法）では現実的耐力として設定する。終局耐力評価に用いるコンクリートの設計基準強度を**表 J.14** に示す。

建屋の応答は，概略評価法では設計応答として設定する。安全係数法については地震応答解析結果が必要であるが，**図 J.2** の応答スペクトルを使用したと考えて現実的応答を設定する。

塑性エネルギー吸収係数は構造特性係数の逆数として設定する。

フラジリティ評価結果を**表 J.15** 及び**図 J.3** に示す。概略評価法については，影響把握のため，塑性エネルギー吸収係数を考慮する場合としない場合について示している。塑性エネルギー吸収係数を考慮することにより見かけ上建屋の耐力が大きくなるため，フラジリティ曲線が変動することが分かる。また，塑性エネルギー吸収係数を考慮する場合はいずれのフラジリティ曲線も同程度であるが，概略評価法 1 と概略評価法 2 では建屋応答評価の差が表れている。

なお，概略評価法では設計耐力と設計応答から HCLPF 耐力が求まるのに対し，安全係数法では現実的耐力と現実的応答から中央値が求まる。

表 J.13－建屋諸元

設計基準強度	33 N/mm^2
重量	469486 kN
剛性	2.10×10^7 kN/m
周期	0.3 秒

表 J.14－終局耐力評価に用いるコンクリートの設計基準強度

設計値	33 N/mm^2	概略評価法
係数	1.4 倍	
変動係数	0.13	
平均値	46.2 N/mm^2	
中央値	45.8 N/mm^2	安全係数法

公表審査用

表 J.15－フラジリティ評価結果

(a)　概略評価法において塑性エネルギー吸収係数を考慮しない場合

評価手法	概略評価法 1	概略評価法 2	安全係数法
耐力（S）	606.1 Gal a)	606.1 Gal a)	958.8 Gal
震度（k，k'）	0.2	1.467/0.5*0.0979	－
応答（R）	196.1 Gal b)	281.6 Gal	190.1 Gal c)
塑性エネルギー吸収係数（F）	1.0	1.0	1/0.55
裕度（SF/R）	3.09	2.15	－
安全係数（SF/R）	－	－	9.17
地表面最大加速度（A）	80 Gal b)	96 Gal	96 Gal c)
HCLPF 耐力（A_{HCLPF}）	247 Gal	207 Gal	438 Gal
対数標準偏差（βc）	0.3	0.3	0.3
中央値（A_m）	497 Gal	416 Gal	880 Gal

(b)　概略評価法において塑性エネルギー吸収係数を考慮する場合

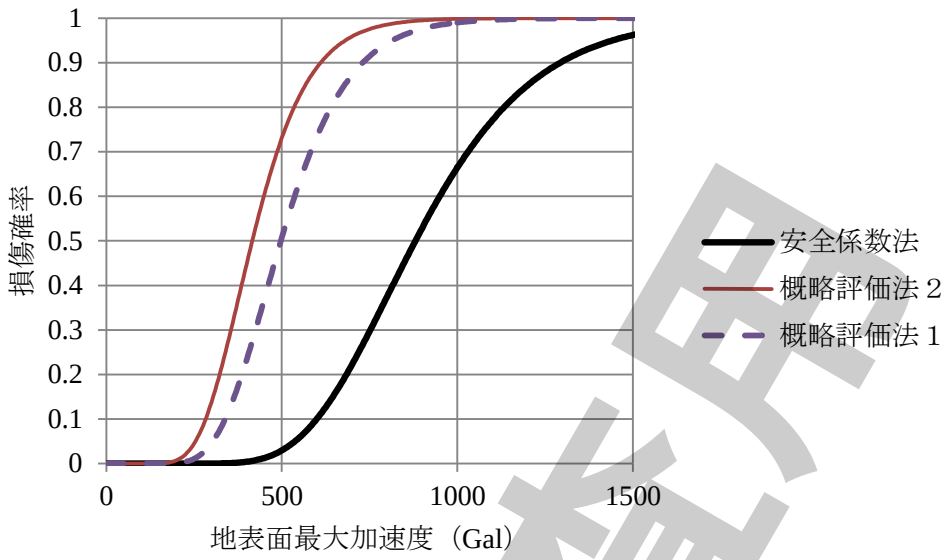
評価手法	概略評価法 1	概略評価法 2	安全係数法
耐力（S）	606.1 Gal a)	606.1 Gal a)	958.8 Gal
震度（k，k'）	0.2	1.467/0.5*0.0979	－
応答（R）	196.1 Gal b)	281.6 Gal	190.1 Gal c)
塑性エネルギー吸収係数（F）	1/0.55	1/0.55	1/0.55
裕度（SF/R）	5.62	3.91	－
安全係数（SF/R）	－	－	9.17
地表面最大加速度（A）	80 Gal b)	96 Gal	96 Gal c)
HCLPF 耐力（A_{HCLPF}）	450 Gal	376 Gal	438 Gal
対数標準偏差（βc）	0.3	0.3	0.3
中央値（A_m）	904 Gal	756 Gal	880 Gal

注 a)　耐力評価式が耐力の中央値を与えるため，設計耐力が対数標準偏差 0.15 を仮定した超過確率 99%の値に対応するとみなして設定している。

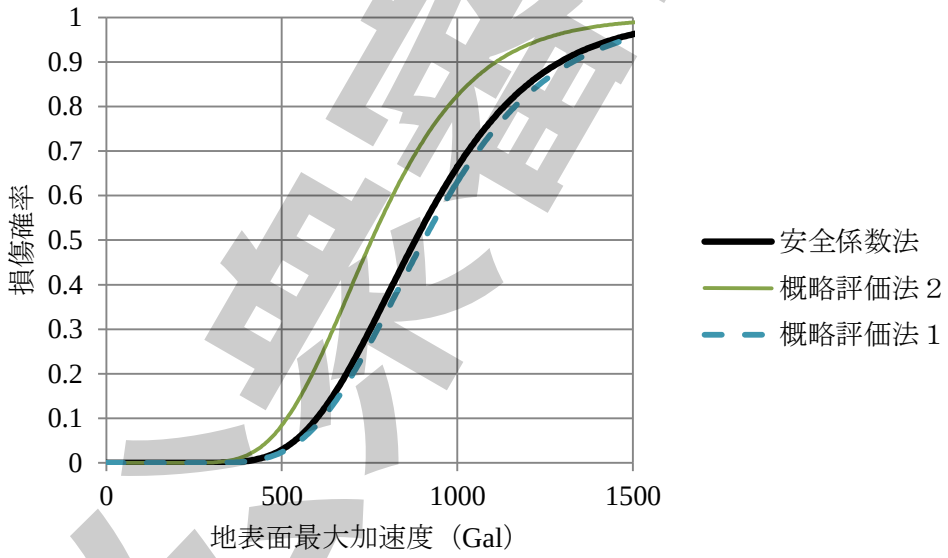
注 b)　建築基準法に基づく一次設計を想定し，設計震度 0.2 時の地表面最大加速度を 80 Gal と設定している。

注 c)　地動加速度 96 Gal における応答加速度 240 Gal が，対数標準偏差 0.1 を仮定した非超過確率 99%に対応するとみなし，現実的応答を設定している。

公表資料



(a)　塑性吸収エネルギーを考慮しない場合



(b)　塑性吸収エネルギーを考慮した場合

図 J.3－フラジリティ評価結果

J.4　不確実さに関する既往知見

建屋フラジリティ曲線の不確実さとして，**AESJ-SC-P006:2015　附属書 CK（参考）**では，BWR 型プラント原子炉建屋の試算例として $\beta_C = 0.28$ が，プレストレストコンクリー

ト製格納容器の試算例として $\beta_C = 0.31$ が示されている。

また，機器フラジリティ曲線の不確実さとして，Porter *et al.*. (2007) によると，該当する機器の不確実さの情報がない場合に $\beta_C = 0.4$ が示されている(3)。宮道ら (2015) によると，地震被災実績に基づく耐震 B，C クラス配管フラジリティ曲線の試算例として，損傷事例が確認されている特定配管では $\beta_C = 0.52$ との評価結果が示されている(4)。

さらに，Kennedy (1999) によると，事故シーケンスの不確実さの試算例として $\beta_C = 0.3$ が示されている(5)。

J.5　フラジリティ評価の妥当性

10.4 で示したフラジリティ評価は概略的なものであるが，可能な限り工学的に妥当な評価となるよう留意する必要がある。フラジリティが妥当なものであるがどうかの判断としては，以下に示す方法がある。

a)　**専門家判断による方法**　建屋・機器フラジリティの概略的な評価に関わる入力・手順・結果などについて，耐震評価やフラジリティ評価の専門家によるレビューを行うことにより妥当性を確認する。

b)　**耐力や応答の比較による方法**　建屋・機器フラジリティの概略的な評価を実施した建屋・機器から，代表的なものを抽出して AESJ-SC-P006:2015 に記載されている評価手法などに基づいて，建屋・機器の現実的耐力及び現実的応答を評価し，その分布と概略的に評価した建屋・機器の耐力及び応答とを比較することで，妥当性を確認する。

参考文献

(1)　国土技術政策総合研究所／建築研究所，“建築物における天井脱落対策に係る技術基準の解説”，国土技術政策総合研究所資料 No.751／建築研究所資料 No.146 (2013).

(2)　柴田明徳，“最新 耐震構造解析（第 3 版）”，森北出版 (2014).

(3)　K. Porter, R. Kennedy, R. Bachman, “Creating Fragility Functions for Performance-based Earthquake Engineering”, *Earthquake Spectra*, Volume 23, No.2, pp. 471-489 (2007).

(4)　宮道 秀樹，田村 伊知郎，飯泉 智 他，“地震被災実績に基づく B，C クラス配管のフラジリティに関する研究　（その 2）最新のデータベースに基づくフラジリティ曲線の更新”，日本原子力学会　2015 年春の年会 K31 (2015).

(5)　R. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, *Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk*, Aug. 10-12 (1999).

公表資料

附属書 K
（参考）
事故シーケンスの概略的な評価のための参考情報

序文

この附属書では，10.5 において事故シーケンスの概略的な評価を行うための参考情報を示す。

K.1　Max/Min 法による事故シーケンス解析の実施手順及び試算例

Kennedy (1999) の文献で示されている簡易ハイブリッド法[1]では，HCLPF 耐力に基づいて事故シーケンス評価を行っている。Max/Min 法に基づいて事故シーケンス評価を行う場合，論理和では HCLPF 耐力の最小値を取り，論理積では HCLPF 耐力の最大値を取ることにより，地震動による SSCs の同時損傷を評価する。その例を**図 K.1** に示す。

なお，機器のランダム故障や人的過誤との組合せがある場合の評価については **K.2** に，従属的影響がある場合の評価については **K.3** に示す。

K.2　機器のランダム故障や人的過誤の取扱いの例

事故シーケンスの概略的な評価における地震動以外の要因による機器のランダム故障や人的過誤の影響を合わせて評価する場合の取扱いの例を以下に示す。

K.2.1　HCLPF 耐力の低減係数を用いる例

Kennedy (1999) の文献で示されている簡易ハイブリッド法[1]では，HCLPF 耐力に基づいてシステム解析を行うため，機器のランダム故障の影響については直接考慮できない。しかし，システム解析に機器のランダム故障を加えた修正を行い，成功パスと機器のランダム故障の論理和では**表 K.1** に示す機器のランダム故障の発生確率に応じた HCLPF 耐力の低減係数を用いることで，機器のランダム故障を考慮した地震リスクが評価できることを示している。その例を**図 K.2** に示す。

公表資料

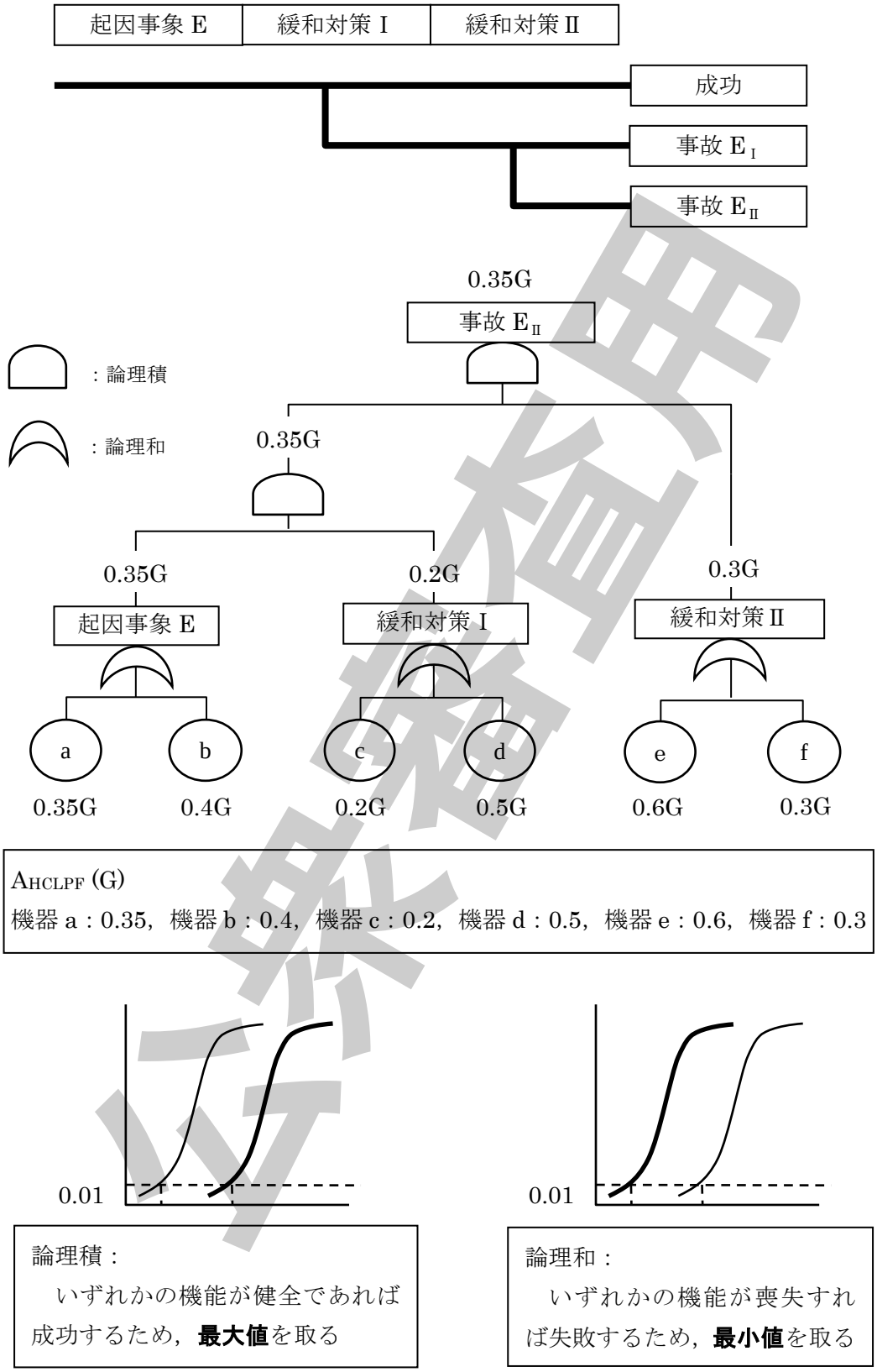
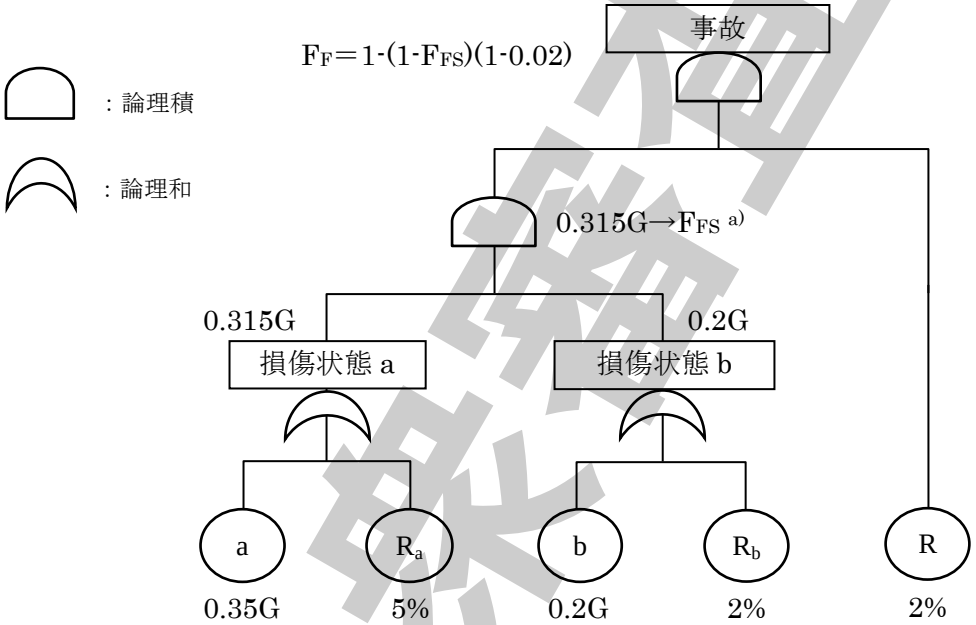


図 K.1－Max/Min 法による事故シーケンス解析例

公表資料用

表 K.1－論理和における機器のランダム故障の発生確率に応じた HCLPF 耐力の低減係数[1]

機器のランダム故障の発生確率	HCLPF 耐力の低減係数
2%以下	1.0
5%	0.9
10%	0.8
30%	0.7



注 a) F_{FS} は簡易ハイブリッド法により HCLPF 耐力 0.315G から算定した地震リスク

図 K.2－機器のランダム故障を考慮した Max／Min 法による事故シーケンス解析例

公表資料

K.2.2　半定量的なスクリーニング評価の例

スクリーニングを目的とした概略的な評価であることを考慮して，機器のランダム故障の考慮の要否を半定量的に評価することが考えられる。

その際には，地震動によるリスク評価の前に内的事象のリスク評価を実施している場合が一般的なことから，機器のランダム故障の定量評価結果として，内的事象のリスク評価結果が利用できる。

取扱いの考え方を補足するために，**図 K.3** に示すような起因事象と緩和対策Ⅰ，緩和対策Ⅱの関係に基づくイベントツリーを想定し，このうち二つの対策の機能がともに喪失する事故 E_{II} を対象とした場合を例として以下に示す。

さらに，起因事象 E，緩和対策Ⅰ及び緩和対策Ⅱに対してそれぞれ 1 個の基事象（地震動による損傷）で構成される単純なフォールトツリーを想定し，これらの組合せで発生する事故 E_{II} に対する結合したフォールトツリーを**図 K.4** のように想定する。

図 K.4 の基事象で，網掛けのものは地震動による損傷を意味している。

この結果，事故 E_{II} を発生させる基事象の組合せ（カットセット）は以下となる。

A1S*B1S*C1S

本カットセットの発生頻度は，概略的な評価方法により求まる。例えば，各基事象に対して，以下のような HCLPF 耐力が評価されたものと想定する。

	HCLPF 耐力（G）
A1S	0.2
B1S	0.3
C1S	0.5

このとき，事故 E_{II} は，Max/Min 法の適用により，以下のように評価できる。

①	②	③
A1S*B1S*C1S	=0.2G*0.3G*0.5G	=0.5G

注記　②，③に示す計算式の数値は，Max/Min 法の適用を分かりやすく示すために便宜上 HCLPF 耐力の評価結果を記載したもので，この計算式をそのまま算術計算するものではない。例えば③は，当該カットセットの発生頻度を HCLPF 耐力が 0.5G と評価されたときの概略的な評価により当該カットセットの発生頻度を求めることができるということを意味している。

フラジリティ評価の概略的な評価を適用すると，HCLPF 耐力 0.2G から概略的に評価される起因事象 E の発生頻度に対して，事故 E_{II} の発生頻度は HCLPF 耐力 0.5G から概略的に評価される。これら二つの発生頻度の比が，起因事象 E が発生したときの緩和対策

公表資料

Ⅰ及び緩和対策Ⅱによるリスク抑制効果と評価できる。

このリスク抑制効果に対して，内的事象のリスク評価から得られる機器のランダム故障の定量評価結果を利用し，機器のランダム故障の影響が，スクリーニングのための概略的な評価という位置付けに照らして有意な影響ではないと判断できる場合には，機器のランダム故障の考慮は不要と考えられる。

なお，HCLPF 耐力の結果が仮に以下のような場合には，リスク抑制効果は，HCLPF 耐力 0.3G から概略的に評価される起因事象 E の発生頻度に対する事故 E_{II}の発生頻度（HCLPF 耐力 0.5G）の比となる（リスク抑制効果は小さくなる）ことから，機器のランダム故障が有意に影響する可能性はより小さくなる。

	HCLPF 耐力（G）
A1S	0.3
B1S	0.2
C1S	0.5

さらに HCLPF 耐力の結果が仮に以下のような場合であれば，概略的な評価では，地震動による起因事象 E の発生により事故 E_{II}が発生するものとして評価されることから，機器のランダム故障は影響しないものと判断できる。

	HCLPF 耐力（G）
A1S	0.5
B1S	0.2
C1S	0.3

このように，概略的な評価におけるフラジリティ評価結果を分析することによって，半定量的なスクリーニング評価が容易になる。

K.2.3　定量評価の例

半定量的なスクリーニング評価で考慮の要否を判断することが難しい場合には，次の対応方法として，定量評価を実施し，その結果を概略的な評価結果として適用する方法，又は，定量評価の結果を基に，機器のランダム故障や人的過誤の考慮の要否を判断する方法が考えられる。

ここで，**図 K.4** のフォールトツリーに対して，機器のランダム故障や人的過誤の基事象を追加したフォールトツリーの想定例を**図 K.5** に示す。

このフォールトツリーをカットセットで表記すると以下のようになり，定量的には，これら 4 つのカットセットそれぞれに対応して評価される頻度の総和が事故 E_{II}の発生頻度となる。

公表資料用

A1S*B1S*C1S
+A1S*B1S*C1H
+A1S*B1R*C1S
+A1S*B1R*C1H

ここで，地震動による損傷の基事象に対して，以下のような HCLPF 耐力が評価されたものと想定する。

	HCLPF 耐力（G）
A1S	0.2
B1S	0.3
C1S	0.5

このとき，事故 E_{II} は，以下のように評価できる。

①	②	③	④
A1S*B1S*C1S	=0.2G*0.3G*0.5G	=0.5G	=0.5G
+A1S*B1S*C1H	+0.2G*0.3G*C1H	+0.3G*C1H	+0.3G*C1H
+A1S*B1R*C1S	+0.2G*B1R*0.5G	+0.5G*B1R	
+A1S*B1R*C1H	+0.2G*B1R*C1H		+0.2G*B1R*C1H
+0.2G*B1R*C1H			

カットセットの総和として表記される①に対して，HCLPF 耐力の結果を適用すると②となる。さらに，各カットセットに対して HCLPF 耐力で評価される部分に Max/Min 法を適用すると③となる。ここで，③の第一項と第三項に着目すると，ブール演算の吸収律の適用により，第三項は第一項に吸収され，最終的には④を評価すればよいことになる。（半定量的なスクリーニング評価では，④の第一項に対して，第二項と第四項の頻度の和の影響が有意かどうかを評価していることになる。）

このように，地震動による損傷に対して概略的な評価を適用するともに，利用可能な内的事象のリスク評価結果を有効に活用することにより，機器のランダム故障や人的過誤を考慮した概略的な評価は合理的に実施可能と考えられる。

K.3　地震動による SSCs の損傷が従属的影響を持つ場合の取扱いの例

地震動による SSCs の損傷が従属的影響を持つ場合には，その影響を考慮したフォールトツリーを構築し，発生頻度を評価する必要がある。

例えば，起因事象 E の発生原因となる機器が複数あり，その一部が緩和対策Ⅰ又は緩和対策Ⅱに対して従属的影響を持つ場合（当該機器が損傷すると緩和対策Ⅰ又は緩和対策Ⅱの効果が期待できない場合）については，起因事象 E の発生原因となる機器の緩和対策Ⅰ

公表資料用

又は緩和対策Ⅱに対する従属的影響の有無によって，**表 K.2** のように分けて評価する必要がある。この場合，**図 K.5** のフォールトツリーは，**図 K.6** のように見直される。

表 K.2－起因事象の緩和対策に対する従属的影響の考慮

分類	緩和対策Ⅰとの従属的影響	緩和対策Ⅱとの従属的影響
A1Sa	なし	なし
A1Sb	あり	なし
A1Sc	なし	あり
A1Sd	あり	あり

K.2.1 の HCLPF 耐力の低減係数を用いる場合は，**図 K.6** において，機器のランダム故障が関連する緩和対策Ⅰ及び緩和対策Ⅱについて，**表 K.1** に示す機器のランダム故障の発生確率に応じた HCLPF 耐力の低減係数を用いた上で, Max/Min 法を適用することにより, 事故 EⅡの発生頻度を評価できる。

K.2.2 の半定量的なスクリーニング評価の場合は，機器のランダム故障はモデル化しないので，各基事象の HCLPF 耐力を用いて，機器のランダム故障の影響についてスクリーニング評価を行う。なお，フォールトツリーの構成が複雑になると，機器のランダム故障の影響程度の判断が難しくなる可能性があるため，半定量的なスクリーニング評価で，従属的な影響について考慮することはあまりなじまないと考えられる。

K.2.3 の定量評価の場合は，**図 K.6** のフォールトツリーを以下のようにカットセットで表記した上で，**K.2.3** と同様に，地震動による損傷の基事象に対して HCLPF 耐力の評価結果を適用し，各カットセットに対して HCLPF 耐力で評価される部分に Max/Min 法を適用することにより，事故 E_{II}の発生頻度を評価できる。

A1Sa*B1S*C1S＋A1Sa*B1S*C1H＋A1Sa*B1R*C1S＋A1Sa*B1R*C1H
　＋A1Sb*C1S＋A1Sb*C1H
　＋A1Sc*B1S＋A1Sc*B1R
　＋A1Sd
＝(A1Sa*B1S*C1S＋A1Sb*C1S＋A1Sc*B1S＋A1Sd)
　＋(A1Sa*C1S＋A1Sc)*B1R
　＋(A1Sa*B1S＋A1Sb)*C1H
　＋(A1Sa)*B1R*C1H

イベントツリーのヘディング間で共用している SSCs の損傷による従属的影響は，これにより考慮できる。なお，機器間の損傷の相関については，損傷の相関が有意と考えられるのは，同じフラジリティの機器間が一般的であり，Max/Min 法を適用する概略的な評価

原子力規制庁

では，完全相関を想定した場合と同じ結果になる。

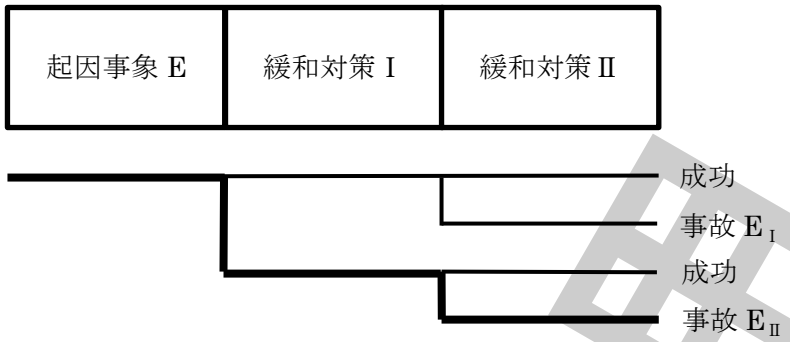
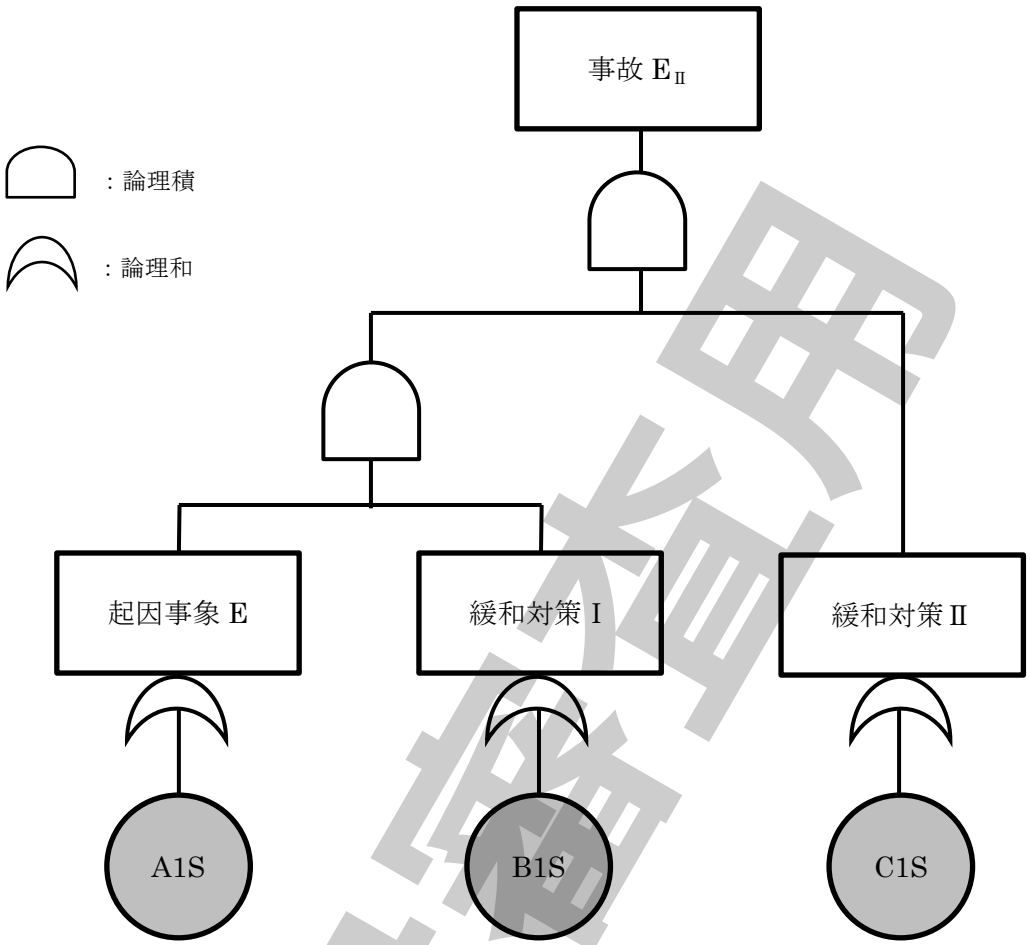


図 K.3－イベントツリーの想定例

公表資料



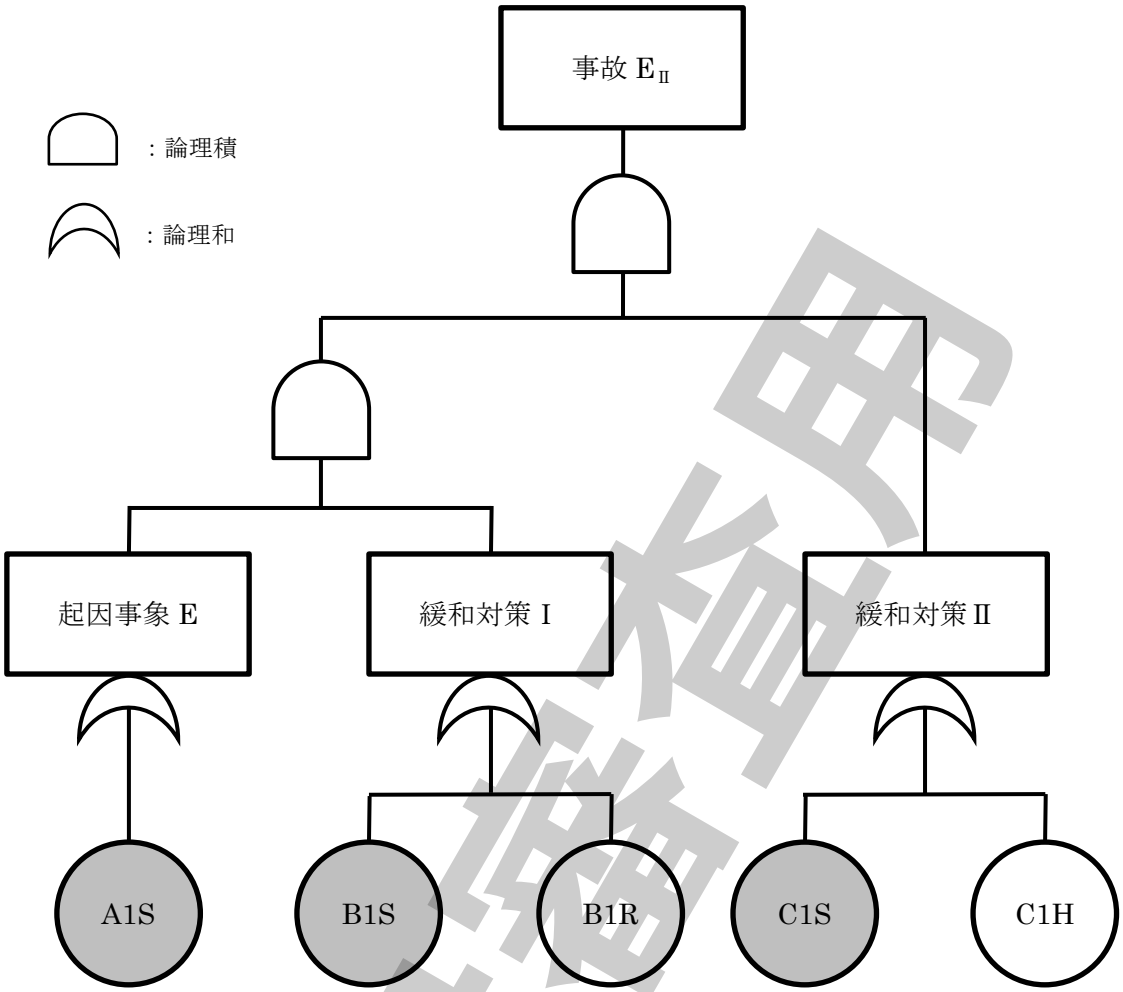
注記　A1S：起因事象 E の発生原因となる機器 A1 が地震動（S）により損傷する基事象

B1S：緩和対策 I の失敗原因となる機器 B1 が地震動（S）により損傷する基事象

C1S：緩和対策 II の失敗原因となる機器 C1 が地震動（S）により損傷する基事象

図 K.4－地震動による損傷のみを考慮したフォールトツリーの想定例

公表資料用



注記　A1S，B1S，C1S：**図 K.4** に同じ

B1R：緩和対策 I の失敗原因となる機器 B1 が機器故障（R）により機能喪失する基事象

C1H：緩和対策 II の失敗原因となる機器 C1 が人的過誤（H）により機能喪失する基事象

図 K.5－機器のランダム故障，人的過誤を考慮したフォールトツリーの想定例

公表審査用

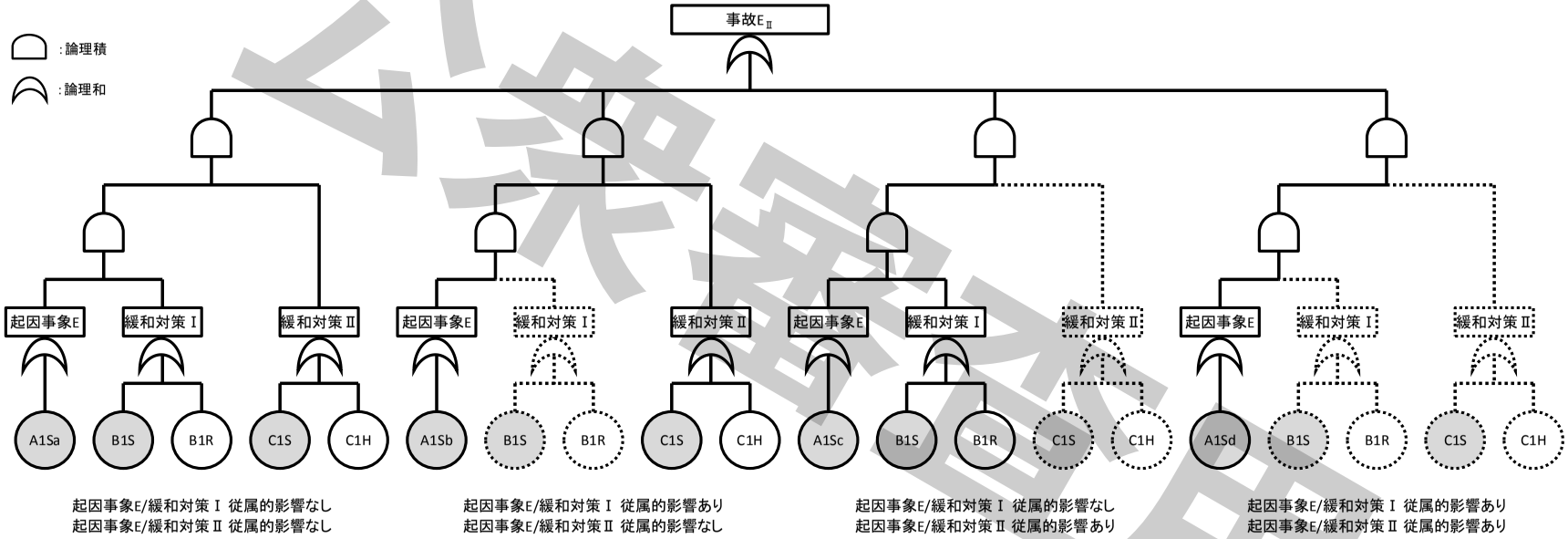


図 K.6－起因事象の緩和対策Ⅰ及び緩和対策Ⅱに対する従属的影響を考慮した フォールトツリーの想定例

公表審査用

K.4　簡易ハイブリッド法による事故シーケンスの発生頻度の評価

K.4.1　簡易ハイブリッド評価法について

簡易ハイブリッド法はフラジリティとハザードを用いた積分を行わずにハザードとHCLPF 耐力等から SSCs の年損傷確率や事故シーケンスの発生頻度を評価する方法である。簡易ハイブリッド法による SSCs のリスクの年損傷確率の評価法は以下のステップからなる(1)。

Step1：CDFM 法により SSCs の HCLPF 耐力 $C_{1\%}$を求める。HCLPF 耐力は地震動強度（最大加速度，スペクトル加速度等）で表されるが，以下では便宜上，加速度とする。

Step2：HCLPF 耐力 $C_{1\%}$から次式により耐力（加速度で表される）の 10%非超過値 $C_{10\%}$ を求める（耐力の中央値 $C_{50\%}$から直接 $C_{10\%}$を求めてもよい）。

$$C_{10\%} = C_{50\%}\, e^{-1.28\beta c} = (C_{1\%}\, e^{2.33\beta c})\, e^{-1.28\beta c} = C_{1\%}\, e^{1.04\beta c}$$

Step3:ハザード曲線で $C_{10\%}$の加速度に対する年超過頻度 $H_{10\%}$ (= $H(C_{10\%})$)を求める。

Step4：地震リスク（参考文献(1)では年損傷確率）P_Fを次式により求める。

$$P_F = 0.5 H_{10\%} \tag{K.1}$$

簡易ハイブリッド法では SSCs の年損傷確率 P_Fは以下のように導出される(1)。一般に P_Fはハザード $H(a)$とフラジリティ $F(a)$を用いて次式により算出される。a は地震動強度（以下は便宜的に a を加速度とする）。

$$P_F = \int_0^\infty -\frac{dH(a)}{da} F(a) da \tag{K.2}$$

地震動ハザードがべき関数, フラジリティが対数正規分布で与えられる場合には P_Fは，陽な形で与えられることが知られている(1)。地震動ハザードを $H(a) = K_I \cdot a^{-K_H}$ （$-K_H$ はハザードを両対数で表したときの直線の傾きでハザードの超過頻度が 1/10 になったときの加速度の低減の割合 A_Rを用いると $K_H = 1/\log A_R$，K_Iは任意定数）とすると，

$$P_F = K_I \cdot (C_{50\%})^{-K_H} \cdot e^{\gamma} \tag{K.3}$$

ここで，$C_{50\%}$は耐力（acceleration capacity（加速度耐力）で損傷発生時の加速度）の中央値，$\gamma = 0.5(K_H\beta_c)^2$ で，β_cはフラジリティ（composite fragility）の対数標準偏差である。

地表面最大加速度 $a = C_H$に対して，P_Fとハザードの比は，

公表資料

$$P_F / H(C_H) = (C_{50\%} / C_H)^{-K_H} \cdot e^{\gamma} \qquad \text{(K.4)}$$

C_Hを耐力の非超過確率に対する値として Kennedy は式(K.1)に示されるように 10%非超過値を採用している。C_Hとして耐力の n%非超過値 $C_{n\%}$を用いる場合，$C_{50\%} / C_H = C_{50\%} / C_{n\%} = e^{q\beta c}$となる。$q$は例えば，非超過確率 1%，5%，10%，15%に対して 2.33，1.65，1.28，1.04 となる。耐力 $C_{n\%}$に対応する地震動ハザードを $H(C_{n\%})$とすると，式(K.3)，(K.4)より，

$$P_F / H(C_{n\%}) = (F_{50\%})^{-K_H} \cdot e^{\gamma} = e^{-q(K_H \beta_c) + 0.5(K_H / \beta_c)} \qquad \text{(K.5)}$$

$$P_F = e^{-h_{\beta_c}} \cdot H(C_{n\%}) \qquad \text{(K.6)}$$

ただし，$h_{\beta_c} = q(K_H \beta_c) - 0.5(K_H \beta_c)^2$

Kennedy[(1)]は $C_{n\%} = C_{10\%}$として式(K.5)の K_Hとフラジリティの対数標準偏差 β_cの値に対して $P_F / H(C_{10\%})$の値を求めて，式(K.1)が適用可能とされるハザード曲線の傾き K_Hとフラジリティの対数標準偏差 β_cの範囲を評価している（**表 K.3**）。式(K.1)の適用範囲として**表 K.3** 中で $P_F / H(C_{10\%})$の値が 0.6 以下の場合としている。

K.4.2　簡易ハイブリッド法で用いるパラメータについて

簡易ハイブリッド法による年損傷確率を一般に $P_F = \alpha H(C_{n\%})$で与えられるものとし，参考文献(2)では K_Hと β_c（参考文献(2)では β）についてのパラメトリックスタディを行って α及び n%の値の設定について検討を行っている。さらに，べき関数ではない実際のハザード曲線を用いた検討も行っている。

参照する耐力の非超過確率（$C_{n\%}$の n%）の増加に伴い $P_F / H(C_{n\%})$は増加する。また，A_Rが小さくなる（ハザード曲線の傾き K_Hが大きくなる）に従い，$P_F / H(C_{n\%})$は減少する傾向にあるが $A_R = 1.5$でハザード曲線の傾きが大きい場合では β_cに対して著しく増加する等の傾向が認められる（**図 K.7**，図中の $A_{Fn\%}$は $C_{n\%}$と同義）。これらの結果をもとに $C_{10\%}$又は $C_{5\%}$値に対応するハザードと係数 αを用いた下式を提案している。

$$P_F = \alpha H(C_{10\%}) \quad \text{又は} \quad P_F = \alpha H(C_{5\%}) \qquad \text{(K.7)}$$

原子力施設では β_cは 0.3 以上の値をとると考えられ，両対数軸上で上に凸となる実際のハザード関数を直線近似することによる保守性を考慮すると，**図 K.7** に示される結果からハザードがべき関数で与えられる場合には，

$$P_F = H(C_{10\%}) \qquad \text{(K.8)}$$

又は

$$P_F = 0.5H(C_{5\%}) \qquad \text{(K.9)}$$

とすることが考えられる。

実際のハザード曲線を用いて $P_F / H(C_{10\%})$，$P_F / H(C_{5\%})$を算出した結果，式(K.8)，(K.9)による評価は概ね保守的な結果となっている（**図 K.8**）。ただし，これらは二つの地点における地震動ハザード曲線を用いた結果であり，必ずしも一般性を有するものではない。式(K.8)，(K.9)による評価が所与のハザード曲線に対して保守性を有しているか確認が必要とされる場合には以下の手順で確認することができる（**図 K.9**）。

（例えば，式(K.9)を用いた場合）

① 当該 SSCs の $C_{5\%}$をフラジリティ曲線から求める。

② $C_{5\%}$におけるハザード曲線の接線を地震動ハザードの近似曲線（両対数軸上で傾き -K_Hの直線）とみなす（この $C_{5\%}$の値に対して）。この接線で表されるハザード曲線を用いた場合，実際のハザード曲線を用いた場合にくらべて年損傷確率 P_F は保守的に評価される。

③ この接線をハザード曲線とした場合，$C_{5\%}$におけるハザードの値は $H(C_{5\%})$

④ このときの K_H, β_cから**図 K.7** 又は式(K.6)により得られる α が 0.5 以下であれば式(K.9)は保守性を持った評価結果といえる。

表 K.3－地震リスク P_F と $H(C_{10\%})$の比
（式(K.6)による）

AR	KH	β			
		0.30	0.40	0.50	0.60
5.00	1.43	0.63	0.57	0.52	0.48
4.50	1.53	0.62	0.55	0.50	0.47
4.00	1.66	0.60	0.53	0.49	0.46
3.50	1.84	0.57	0.51	0.47	0.45
3.00	2.10	0.54	0.49	0.45	0.44
2.75	2.28	0.53	0.47	0.44	0.44
2.50	2.51	0.51	0.46	0.44	0.45
2.25	2.84	0.48	0.44	0.44	0.48
2.00	3.32	0.46	0.44	0.47	0.57
1.75	4.11	0.44	0.47	0.59	0.89
1.60	4.90	0.45	0.55	0.87	1.74
1.50	5.68	0.48	0.72	1.48	4.21

原子力規制庁

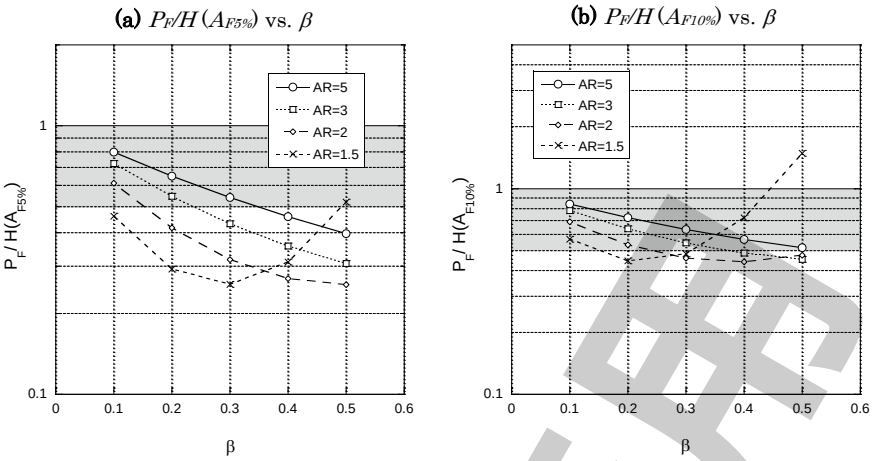


図 K.7－年損傷確率 P_F と対数標準偏差 β の関係

（地震動ハザード曲線をべき関数とした場合）

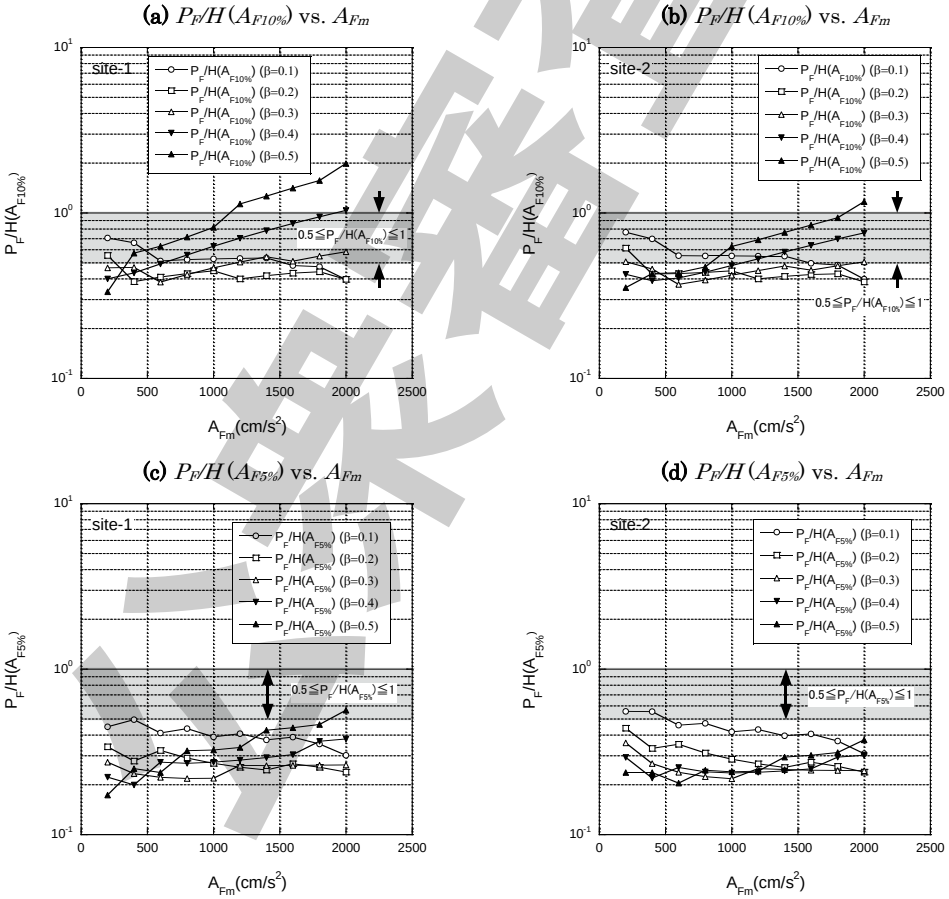


図 K.8－年損傷確率 P_F と対数標準偏差 β の関係

（実際の地震動ハザード曲線を用いた場合）

原案作成中

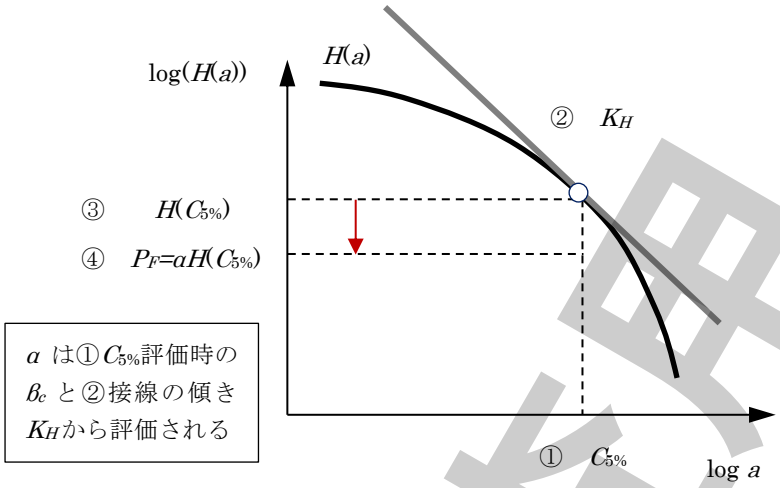


図 K.9－簡易ハイブリッド評価法の保守性確認の考え方

参考文献

(1) R. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”, *Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk*, Aug. 10-12 (1999).

(2) K. Hirata, M. Nakajima, Y. Ootori, “Proposal of a simplified method for estimating seismic risk of structures”, 15WCEE, Lisbon, Portuga (2012).

公表資料

附属書 L
（参考）
五因子法によるソースターム評価

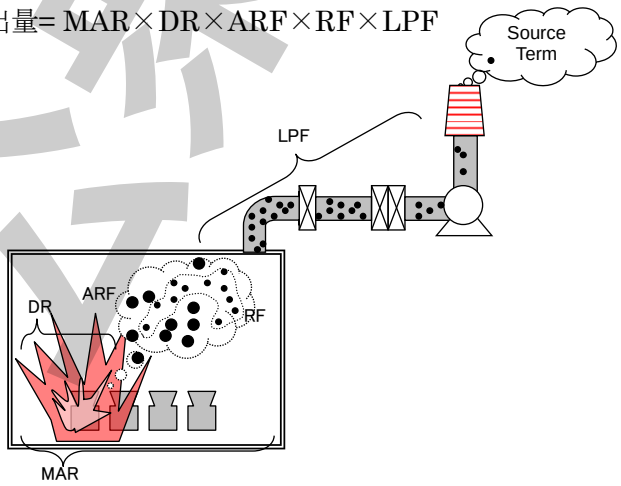
序文

この附属書では，五因子法について概説する。核燃料施設での放射性物質の施設外への放出は，火災，爆発などの事故が起こって発生する外力により放射性物質が気相部に移行し，さらにこの外力による閉じ込め機能の喪失で発生する。このような事故シナリオとしては，a）放射性物質を含む物質の物理的形状（液体，気体，粉末，ペレットなど）の違いによる気相部への移行のし易さ，b）施設外への移行の原因となる火災，爆発などの事故発生によって生じる外力の種類と大きさ，c）事故発生によって変化するエアロゾルの移行経路を考慮し，これら三つの要素の組合せで多様なケースが想定し得る。ここでは，これら三つの要素を考慮して五因子法を用いてソースタームを求める方法を示す。

L.1　五因子法の概要

米国原子力規制委員会は，1998 年に核燃料サイクル施設の事故解析ハンドブック(1)（以下，ハンドブックと呼ぶ）を刊行した。そこでは，核燃料物質のエアロゾル化割合に関する数多くの実験データを基にして簡易的に放射性物質の放出量を評価する手法として五因子法（Five Factor Formula）が提案されている。五因子法では，**図 L.1** に示すように放射性物質の環境への移行過程を段階的に区分し，放射性物質の放出量を次の五つの因子の積として定義している。各段階の通過割合は，試験データなどを基にある程度保守性を持つ係数として定めている。

放射性物質放出量= MAR×DR×ARF×RF×LPF



注 a)　参考文献(7)の図 5.1-1

図 L.1－五因子法で想定する放射性物質の環境中への移行過程 a)

原子力規制庁

各パラメータの定義は以下のとおりである。ハンドブックに記載の ARF 及び RF の具体的な数値を**表 L.1** に示す。

— **MAR（Material at Risk：リスクをもたらす物質の総量）**　MAR は事故時に生じる物理的な外力によって環境に影響を及ぼす可能性のある物質の質量を表す。MAR の値は外力の規模に依存しており，施設内に存在する全インベントリ量から個々の工程内の局所的インベントリまでの幅がある。

— **DR（Damage Ratio：事故の影響を受ける物質の割合）**　DR は特定の事象から与えられる外力によって現実に影響を受ける割合を表し，MAR の分率である。DR の数値は，事故で生じる外力の上限，外力による構築物の応答解析，MAR で表される物質の物理・化学的な形態を考慮して決める。DR は，MAR の想定に依存して変わるため外力の影響を受ける放射性物質の量を，MAR×DR で表すことができる。

— **ARF（Airborne Release Fraction：雰囲気中に放出され浮遊する物質の割合）**　ARF は事故で発生した外力の影響により気相に移行する物質の割合を表す。ARF は影響を及ぼす外力の種類や影響を受ける物質本来の物理･化学的性状に依存する因子である。例えばガスはほとんどの場合全量が放出し，液体や固体はエアロゾル化して浮遊する。

— **RF（Respirable Fraction：肺に吸入され得る微粒子の物質の割合）**　RF は気相に浮遊した物質のうち，呼吸により肺に吸入される粒子の割合を表す。具体的には，空力学的等価直径（AED：Aerodynamic Equivalent Diameter）が 10μm以下の微粒子が対象になる。AED とは，密度が 1.0g/cm^3 の球形粒子における終末沈降速度を想定し，その球形粒子と同じ沈降速度をもつ粒子の直径として定義される。

— **LPF（Leak Pass Factor：施設外へ移行する物質の割合）**　LPF は放出経路における放射性物質の施設外への放出量の通過率であり，フィルタの個数，移行経路でのエアロゾルなどの除去率などを考慮し決定する。除去作用とは，**附属書 AF（参考）**に示す粒子の重力による沈降，粒子間の凝集効果，フィルタによる捕集効果などである。

上記の五つの因子を次の手順で評価する。

a)　想定する事故事象から，放射性物質が気相へ移行するメカニズムを検討する。

b)　a)の検討結果より，MAR 及び DR を決定し事故で影響を受ける放射性物質量を評価する。

c)　a)の検討結果より，ハンドブックに示された実験値などを基に，気相中に移行する割合：ARF，移行形態がエアロゾルの場合は肺へ吸入され得る微粒子の割合：RF を評価する。

d)　健全なフィルタの個数，移行経路での放射性物質の除去率を考慮して環境中へ漏れ出る割合：LPF を評価する。

21.2.3 では，a)～b)については箇条 **11** において放射性物質放出量の概略評価において既

に実施しているので，計算コードなどを用いた手順 c)～d)の詳細な評価が中心となる。

表 L.1－ARF 及び RF の例

異常の種類	影響を受ける物質	ARF	RF	適用条件
爆轟	反応性金属	1	0.2	
	その他の金属	0.2	NA	
	固体／液体	火薬との質量比のテーブル		高性能火薬を巻きつけた実験
	粉体	0.8	0.25	粉体に高性能火薬を乗せた実験
	HEPAフィルタ	2×10^{-6}	1	
爆燃	粉体	1	NA	
	HEPAフィルタ	2×10^{-6}	1	
加圧破損	液体	2×10^{-5}	0.8	容器内圧＜0.35MPa$_g$（ゲージ圧）
	過加熱液体	2×10^{-2}	0.6	過熱度＜50℃
	粉体	2×10^{-3}	0.4	容器内圧＜0.25MPa$_g$（ゲージ圧）
蒸発	水溶液	3×10^{-5}	NA	
沸騰	水溶液	2×10^{-3}	NA	
火災	揮発性物質が溶けた可燃性有機溶媒	1	NA	
	不揮発性物質が溶けた可燃性有機溶媒	1×10^{-2}	NA	自然鎮火、液面乱れなし
	可燃性溶液	5×10^{-3}	0.4	多孔性非伝熱表面上の溶液
	金属Pu	5×10^{-4}	0.5	発火温度以下
	金属U	1×10^{-3}	NA	発火温度以下
	粉体	6×10^{-3}	0.01	火災温度＜1000℃
	汚染したHEPAフィルタ	1×10^{-4}	NA	
風	液体	4×10^{-7}/hr	NA	
	粉体	4×10^{-5}/hr	NA	
落下	液体	落下高さの関数	NA	
	粉体	落下高さの関数	NA	
衝撃	HEPAフィルタ	5×10^{-4}	NA	
	ガラス、焼結体	5×10^{-3}	0.6	

参考文献

(1) Science Applications International Corporation, *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*, NUREG/CR-6410 (1998).

(2) 玉置 等史，吉田 一雄，“MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書”，JAEA-Technology 2010-004 (2010).

公表資料

附属書 M
（参考）
ウラン燃料加工施設での地震時のソースターム評価の例

序文

この附属書では，地震時に想定される事故のシナリオごとに環境中への放射性物質の放出量の評価する方法[1]を示す。ここで対象とするシナリオでは，主として放射性物質を収納する容器の落下，閉じ込め設備の損傷によって建屋内に漏えいした放射性エアロゾルが通常の移行経路，又は地震によって生じた経路を経て施設外に移行する場合を想定する。具体的には，建屋構築物，室内換気系排風機（以下，換気系排風機という。），換気系 HEPA フィルタのそれぞれの健全性に応じて以下のシナリオを想定し，シナリオごとのエアロゾル化量，施設外への移行率の評価手法の例について述べる。

M.1　地震時に想定される放射性物質の放出シナリオ

地震時に施設外への放射性物質の放出を評価する上で，建屋構築物，換気系排風機及び換気系 HEPA フィルタのそれぞれの健全性が重要な因子となる。以下に，地震時のソースタームを評価する上で考慮すべき各因子の特性を示す。

a）**建屋構築物**　換気系が機能する場合，建屋構築物は閉じ込め機能の一部を担う。地震時における損傷が軽微な場合，換気系が機能維持すれば，若干の負圧低下は避けられないが，閉じ込め機能は維持される。地震時のシナリオを検討する上で，換気系が正常なら負圧が維持できるか否かでシナリオを場合分けする必要がある。換気系が健全であれば閉じ込め機能が維持可能な程度の損傷を“軽微な損傷”，換気系が健全でも閉じ込め機能が維持不能なほどの損傷を“重大な損傷”とする。

　軽微な損傷では，換気系が機能喪失した場合短時間での施設内全体の換気がなされないので，落下・漏えいにより飛散した放射性エアロゾルのほとんどが凝集，重力沈降などにより床面などに沈着すると考えられる。施設内のエアロゾル濃度は短時間に一定値以下に低下すると想定できる。

　重大な損傷では，建屋による閉じ込め機能を期待できないため，落下・漏えいにより飛散した放射性エアロゾルの全量が施設外へ移行すると仮定する。

b）**換気系排風機**　地震時に外部商用電源が喪失する可能性は大きいが，非常用電源設備が損傷を受けなければ排風機の機能は維持される。建屋の損傷が軽微であれば，仮に排気系ダクトなどが損傷を受けても，排風機よりも後流のダクトが破損していない場合，排気系 HEPA フィルタを経由した通常の移行経路が確保される。

c）**換気系 HEPA フィルタ**　換気系 HEPA フィルタが損傷し機能喪失した場合，換気系排風機が作動していれば，施設内に移行したエアロゾルの大半が施設外に排気されることになる。

a)～c)の特性を考慮して，以下のシナリオを想定し，それぞれのシナリオでのソースタームの評価手法について M.2～M.5 で示す。また，M.6 には，落下・漏えい後に，火災又は爆発事象が重畳する場合のシナリオでのソースタームの評価の考え方を示す。

— 建屋構築物が健全又は軽微な損傷（換気系が健全であれば閉じ込め機能が維持可能）の場合でかつ

排風機及び換気系 HEPA フィルタが健全な場合（M.2 参照）

換気系が健全で換気系 HEPA フィルタが機能喪失した場合（M.3 参照）

換気系が機能喪失した場合（M.4 参照）

— 建屋が重大な損傷の場合（M.5 参照）

M.2 建屋構築物，排風機及び換気系 HEPA フィルタが機能を維持するシナリオでの評価

建屋構築物が健全又は軽微な損傷の場合でかつ，排風機及び換気系 HEPA フィルタが健全な場合の評価について以下に示す。

a) **工程室内エアロゾル量の評価** 換気系が機能している場合，落下直後の落下箇所周辺では，エアロゾル濃度は高く，この高濃度のエアロゾルの換気系への移行を無視できないと考えられる。この場合は，米国原子力規制委員会の核燃料サイクル施設の事故解析ハンドブック(2)（以下，“ハンドブック”という。）に記載の五因子法を用いて落下などでのエアロゾル化量を求め，その全量が換気系に移行すると仮定し，工程室内のエアロゾル量を求める。ペレット及び燃料棒の落下での ARF（五因子法で用いる一つの因子で，事故などで受けた外力によって，粉末，ペレットなどが気相へ移行し浮遊する割合を表す。）については参考文献(3)に米国の MFFF の安全評価で使用された NRC が認めた値が示されている。

ハンドブックに基づく ARF×RF の値は以下のとおりである。

— 粉末の落下　3m 以下の落下　6.0×10^{-3}

5m からの落下　1.4×10^{-2}

— ペレットの落下　1m からの落下　3.2×10^{-5}

b) **施設外への移行量の評価** 換気系が機能していれば，工程室が換気されるので工程室内エアロゾル全量が換気系に移行し，換気系 HEPA フィルタの除染係数で除した値が放射性物質の施設外への移行量となる。

M.3 建屋構築物及び排風機が機能維持し，換気系 HEPA フィルタが機能喪失するシナリオでの評価

建屋構築物が健全又は軽微な損傷の場合でかつ，換気系が健全で換気系 HEPA フィルタが機能喪失した場合の評価について以下に示す。

a) **工程室内エアロゾル量の評価** M.2 で示した考えに基づき五因子法で評価する。

b) **施設外への移行量の評価** このシナリオでは，換気系 HEPA フィルタによる除去が期

公表資料

待できないので，工程室内エアロゾル全量が換気系を経由して施設外へ移行する。

M.4　建屋構築物が機能維持し，排風機が機能喪失するシナリオでの評価

建屋構築物が健全又は軽微な損傷の場合でかつ，換気系が機能喪失した場合の評価について以下に示す。

a)　**工程室内エアロゾル量の評価**　核燃料施設の事故影響評価の参考データ集として参考文献(4)（以下，“Walker 報告書”という。）がある。Walker 報告書は，米国での再処理施設の安全評価の基礎データである N46.5，“Criteria for Safety-Related Features on Nuclear Fuel Cycle Facilities”の基となったデータ集である。爆発に関する収録データのうち，“(e) Airborne Material(time > 100 sec) : 100mg/m^3”のデータがある。このデータの基となった実験は次の二つである。

— 実験 1[5] : UO_2 粉末入りの容器を数回回転させて容器の空気スペースの UO_2 粉末濃度を静止後時間を追ってフィルタに採って測定。測定結果は以下のとおり。

7-1,000 mg/m^3	ts = 100 sec
1.0-70 mg/m^3	100 < ts < 3600sec
2.5-6 mg/m^3	3600sec < ts

— 実験 2[6] : PuO_2，UO_2 をヒータで加熱して飛散した粒子を測定。測定結果は以下のとおり。

71 mg/m^3	PuO_2
51 mg/m^3	UO_2

特に実験 1 は，地震時の容器落下などで，一度飛散したエアロゾルが凝集，重力沈降などにより床面に沈着してエアロゾル濃度が一定値に収れんする状況を説明できる実験と判断される。特に，地震によって換気系が機能喪失して，地震によって生じた隙間から一定濃度のエアロゾルがゆっくり環境へ移行するようなケースの評価に適していると考えられる。この場合，工程室内のエアロゾルの量は，地震によって影響を受ける放射性物質の量に関係なく，工程室の容積に 100mg/m^3 を乗じた値として求まる。ただし，この方法による評価では，工程室の容積が大きい場合，容器の落下などによって飛散したエアロゾル以上のエアロゾルが浮遊することになり過大評価となる。この場合は，五因子法を用いて落下などでのエアロゾル化量を求め，その値を基に工程室内の濃度を決定する。

b)　**施設外への移行率の評価**

1)　**簡易評価**　換気系排風機が停止した建屋からの漏えい率を簡易的に評価する場合，参考文献(10)の IAEA のレポートに示された“損傷していないか軽微な損傷の建屋など”からの漏えい率“0.1”が利用される。ただし，参考文献(10)で示されている漏えい率に関する数値は実験データに基づくものはわずかであるとしているため，

公表資料

過度に保守的な評価にならないようにこの数値の援用には注意を要する。

2) **最適評価法**　ルイジアナ濃縮施設安全評価報告書[7]では，地震時に生じた小さな亀裂や開口部から施設外への放射性エアロゾルの漏えい量を，ポアズイユの法則に基づく体積漏えい速度を表す式(M.1)を用いて評価したとしている。

$$Q_L = -\left(\frac{12\eta d L_S}{C\rho W}\right) + \sqrt{\left(\frac{12\eta d L_S}{C\rho W}\right)^2 + \frac{C_{p,a} v^2 W^2 L_S^2}{C}} \qquad \text{(M.1)}$$

ここで，　Q_L　＝　体積漏えい速度(m³/sec)

L_s　＝　すべての屋外ドアの周縁の長さ

W　＝　ドアと枠の隙間の幅(m)

η　＝　空気の粘性係数，1.81×10^{-5} (N/m²sec) (T＝20℃)

d　＝　ドアの厚さ(m)

C　＝　1.5

ρ　＝　空気密度，1.183 (kg/m³) (T＝20℃)

v　＝　風速(m/sec)

$C_{p,a}$　＝　$(P_2-P_1)/(\rho v^2/2)$

P_1　＝　室内の空気圧

P_2　＝　建屋外壁にかかる空気圧

式(M.1)は，参考文献(8)記載の式(M.2)の解として求めることができる。μ は動粘性係数である。

$$\Delta P = \frac{12\mu z}{Ld^3}Q + \frac{\rho C}{2d^2L^2}Q^2 \qquad \text{(M.2)}$$

正の解の平方根内の第 2 項に含まれる（$2\Delta P/\rho$）に（$C_{p,a}v^2$）を代入し，L，d 及び z をそれぞれ L_S，W 及び d に置き換えれば式(M.1)が得られる。さらに，参考文献(7)では，$C_{p,a}$ として，風の向きに対する相対的な位置関係に応じて以下の値が示されている。これは，参考文献(9)に記載された低層正方建屋での外部圧力係数値に基づいていると考えられる。ただし参考文献(9)では，$C_{p,a}$ を建屋外壁にかかる空気圧と大気圧との差の関数と定義しており，式(M.1)では，室内の空気圧が大気圧に等しいと仮定していることに注意を要する。

$C_{p,a}$　＝　0.9　風上の建屋壁面

$C_{p,a}$　＝　−0.3　風下の建屋壁面

$C_{p,a}$　＝　−0.4　風向きに平行な建屋壁面

式(M.2)は，実験によって検証されており，それから導出された式(M.1)をもとにドアなどの開口部の隙間からの空気の漏えい量を評価することは適切と判断される。ここで求めた漏えい空気量にエアロゾル濃度（100mg/m³）を乗じた値が単位時間当たりの放射性物質の施設外への移行量となる。

参考資料

上記の評価モデルによれば，風向きに面した開口部では室内に向かって空気が流入するのに対して，その他の壁面の開口部では，外に向かって空気が流出する。建屋構築物に複数の開口部が存在するとき，室内への流入量の総和と流出量の総和が等しくなるような定常状態を達成する工程室内圧を求め，流出量を評価する必要がある。この値は解析的に求めることができないので，工程室内圧の初期値を大気圧として，流入量と流出量を求め，その差が小さくなるような次の内圧値を仮定して両者が一致するような内圧を逐次的に求めることになる。

M.5　建屋が重大な損傷を受けるシナリオでの評価

M.1 で記したように重大な損傷では，建屋による閉じ込め機能を期待できないため，落下・漏えいにより飛散したエアロゾルの全量が施設外へ移行すると仮定するのが適切と判断される。工程室内エアロゾル量の評価は，**M.2** に示す方法で評価する。

M.6　内的事象としての爆発が重畳するシナリオでの評価

地震発生直後の容器などの落下によって放射性物質の飛散・漏えいが発生した後に爆発などのエネルギーの発生を伴う事象が発生した場合のソースターム評価の方法を検討する。ここでも，建屋構築物の損傷の程度に応じて，“健全又は軽微な損傷”及び“重大な損傷”の場合に分けて検討する。公衆の被ばく評価では，ここで評価した放射性物質の施設外への移行量を **M.2**～**M.5** で評価した一次的な漏えいに加算した値を基にする。

a)　**建屋構築物が健全又は軽微な損傷で換気系排風機が作動している場合**　ウラン燃料加工施設の焼結炉で利用される水素ガスが，ガス供給配管などの破損で漏えいし，工程室内の一部に停留したものが引火し爆燃を起こすと想定される。水素は通常天井などの床面から離れた部分に停留するため，爆燃による爆風の影響で再浮遊すると考えられ，DR（影響を受ける割合）×ARF×RF は，4.0×10^{-6} とする。火災と同様，爆燃の影響は局所的であると考えられるが，ここでは全量が換気系に移行すると仮定し評価する。

b)　**建屋構築物が健全又は軽微な損傷で換気系排風機が停止している場合**　このシナリオでは，爆発による発熱で体積膨張した空気が施設外に漏えいすることで放射性物質の施設外への移行が生じると考えられる。体積膨張した空気の漏えい経路は，施設開口部の隙間などに比べ流動抵抗の少ない換気系ダクトへ流入しやすいと考えられる。この場合，体積膨張分の空気（エアロゾル濃度 100mg/m^3）がダクトに流入するとし，換気系 HEPA フィルタの健全性に依存した除去効率を加味して，施設外への移行量を評価する。

c)　**建屋構築物が重大な損傷を受けた場合**　このシナリオでは，爆発によって再浮遊した放射性エアロゾルが全量施設外に移行するとして評価する。再浮遊量は，**a)**と同様に評価する。**a)**のシナリオでは，換気系 HEPA フィルタが健全であればそれによる除去

が期待できるが，このシナリオは，それが期待できない点で過酷なシナリオである。

参考文献

(1) 吉田 一雄，村松 健，“核燃料施設における地震リスク低減方策の検討へのリスク評価の活用方法に関する検討”，JAEA-Research 2007-064 (2007).

(2) Science Applications International Corporation, *Nuclear Fuel Cycle Accident Analysis Handbook*, NUREG/CR-6410 (1998).

(3) U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Final Safety Evaluation Report on the Construction Authorization Request for the Mixed Oxide Fuel Fabrication Facility at Savannah River Site, South Carolina*, NUREG-1821 (2005).

(4) E. Walker, *A Summary of Parameters Affecting the Release and Transport of Radioactive Material form an Unplanned Incident*, BNFO-81-2, 1978 (Reissued Aug., 1981).

(5) L. C. Schwendiman, *Supporting Information for the Estimation of Plutonium Oxide Leak Rates Through Very Small Apertures*, BNWL-2198 (1977).

(6) A.W. Castleman Jr., F. L. Horn, G. C. Lindauer, *On the Behavior of Aerosols Under Fast Reactor Accident Conditions*, BNL-14070 (1969)

(7) U. S. Nuclear Regulatory Commission, S*afety Evaluation Report for the National Enrichment Facility in Lea County, New Mexico, Docket No. 70-3103, Louisiana Energy Services*, NUREG-1827 (2005).

(8) P. H. Baker, S. Sharples, I. C. Ward, “Air Flow Through Cracks,” *Building and Environment*. Vol. 22, No. 4., pp293-304, Pergamon (1987).

(9) R. D. Blevins, *Applied Fluid Dynamics Handbook* (2003).

(10) E. M. Flew, B. A. J. Lister, *Assessment of the Potential Release of Radioactivity form Installation at AERE Haewell Implications for Emergency Planning*, IAEA-SM-119/7 (1969).

公開資料

附属書 N
（参考）
地上放出時の建屋効果の考慮

序文

この附属書では，敷地境界での放射性エアロゾルの相対濃度を評価する方法として“発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”に基づく評価及び低風速時の保守性を改善した影響評価手法について示す。前者での評価が保守的と判断される場合には，後者での評価を試みる手順が適切と考えられる。地震時に建屋の重大な損傷又は換気系排風機の停止によって放射性物質が施設外に放出される場合，地上放出となる。地上放出では，排気筒からの放出とは異なり，放射性物質の拡散における建屋の影響を考える必要がある。

N.1 “発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針[(1)]”に基づく評価

“発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”では，想定事故時の線量計算に用いる放射性物質の地表空気中濃度は，単位放出率当たりの風下濃度(相対濃度と定義する)に事故期間中の放射性物質の放出率を乗じて算出する。建物の影響を考慮する場合は式(N.1)で計算するとしている。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right) \tag{N.1}$$

$$\Sigma_{yi} = \left(\sigma_{yi}^2 + cA/\pi\right)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} = \left(\sigma_{zi}^2 + cA/\pi\right)^{1/2}$$

ここで，　A：建屋などの風向方向の投影面積（m²）

c：形状係数

σ_{yi}，σ_{zi}：時刻 i における濃度分布の y 及び z 方向の拡がりのパラメータ

H：放出源の有効高さ（m）

U_i：時刻 i における風速（m/s）

気象指針による評価手法は，原子炉施設及び核燃料施設の安全評価において一般的に用いられる評価法である。

N.2 低風速時の建屋の効果の保守性を改善した影響評価手法

米国 NRC の Regulatory Guide 1.111 においても **N.1** で示したものと同様の評価式が示されている。この評価式について，米国原子力規制委員会の核燃料施設の事故解析ハンドブック[(1)] では，上記の式は，建屋近傍での放射性物質濃度を過大評価する傾向があり，特

に風が穏やかな場合この傾向が顕著になるとしている。ハンドブックでは，この点を改善するモデルとして，参考文献(3)(4)を挙げている。新たに提案された Ramsdell の改良モデルでは，ガウス拡散モデルを基本とし標準拡散係数に対して低風速時及び高風速時の補正を加味した拡散係数を用いており，過大評価が改善されているとしている。提案されたモデルの概要は以下のとおりである。

$$\Sigma_y = \left(\sigma_{y0}^2 + \Delta\sigma_{y1}^2 + \Delta\sigma_{y2}^2\right)^{1/2} \tag{N.2}$$

ここで，　$\Delta\sigma_{y1}$：低風速時の補正項

$\Delta\sigma_{y2}$：高風速時の補正項

Σ_y は，建屋の影響を考慮した y 方向での濃度分布の広がりを表すパラメータであり，建屋の影響がない y 方向での濃度分布の広がりを表すパラメータ σ_{y0}，低風速時及び高風速時の補正項を含んでいる。z 方向の濃度分布の広がりを表すパラメータ Σ_z についても同様の式を定義している。補正項 $\Delta\sigma$ の理論式に含まれる係数を実測値を基に決定し，各 $\Delta\sigma$ を以下のように求めている。

$$\begin{aligned}\Delta\sigma_{y1}^2 &= 2\times 0.655\times(0.835)^2\times(1000)^2\left[1-\left(1+\frac{t}{1000}\right)\exp\left(-\frac{t}{1000}\right)\right]\\ &= 9.13\times 10^5\left[1-\left(1+\frac{x}{1000U}\right)\exp\left(-\frac{x}{1000U}\right)\right]\end{aligned} \tag{N.3}$$

$$\begin{aligned}\Delta\sigma_{y2}^2 &= 2\times 0.655\times\left(0.02U^2\right)^2\times\frac{100A}{U^2}\left[1-\left(1+\frac{Ut}{10\sqrt{A}}\right)\exp\left(-\frac{Ut}{10\sqrt{A}}\right)\right]\\ &= 5.24\times 10^{-2}U^2A\left[1-\left(1+\frac{x}{10\sqrt{A}}\right)\exp\left(-\frac{x}{10\sqrt{A}}\right)\right]\end{aligned} \tag{N.4}$$

$$\begin{aligned}\Delta\sigma_{z1}^2 &= 2\times 0.584\times(0.239)^2\times(100)^2\left[1-\left(1+\frac{t}{100}\right)\exp\left(-\frac{t}{100}\right)\right]\\ &= 6.67\times 10^2\left[1-\left(1+\frac{x}{100U}\right)\exp\left(-\frac{x}{100U}\right)\right]\end{aligned} \tag{N.5}$$

$$\begin{aligned}\Delta\sigma_{z2}^2 &= 2\times 0.584\times\left(0.01U^2\right)^2\times\frac{100A}{U^2}\left[1-\left(1+\frac{Ut}{10\sqrt{A}}\right)\exp\left(-\frac{Ut}{10\sqrt{A}}\right)\right]\\ &= 1.17\times 10^{-2}U^2A\left[1-\left(1+\frac{x}{10\sqrt{A}}\right)\exp\left(-\frac{x}{10\sqrt{A}}\right)\right]\end{aligned} \tag{N.6}$$

ここで，　U：風速（m/s）

A：建屋などの風向方向の投影面積（m²）

x：放出点から評価点までの距離（m）

参考文献(3)には，実測データを基に改良モデルを検証した結果が示されている。**図 N.1** に実測値と改良モデルの計算値を比較した図を転載する。計算値は，50%強が実測値のフ

ファクタ 4.0 以内に，85%が実測値のファクタ 10.0 以内にあるとしている。また，改良モデルと Regulatory Guide 1.145 に示されている評価モデルによる計算値と実測値の比の風速に対する変化（**図 N.2** 及び**図 N.3**）を示す。

低風速時の過大評価が改善されていることが示されている。Regulatory Guide 1.145 の評価モデルでは，下記の式(N.7)及び式(N.8)で求めた値の大きい方と式(N.9)の値を比較し，小さいほうを評価値とする。

$$\chi/Q = \frac{1}{\overline{U_{10}}\left(\pi\sigma_y\sigma_z + A/2\right)} \tag{N.7}$$

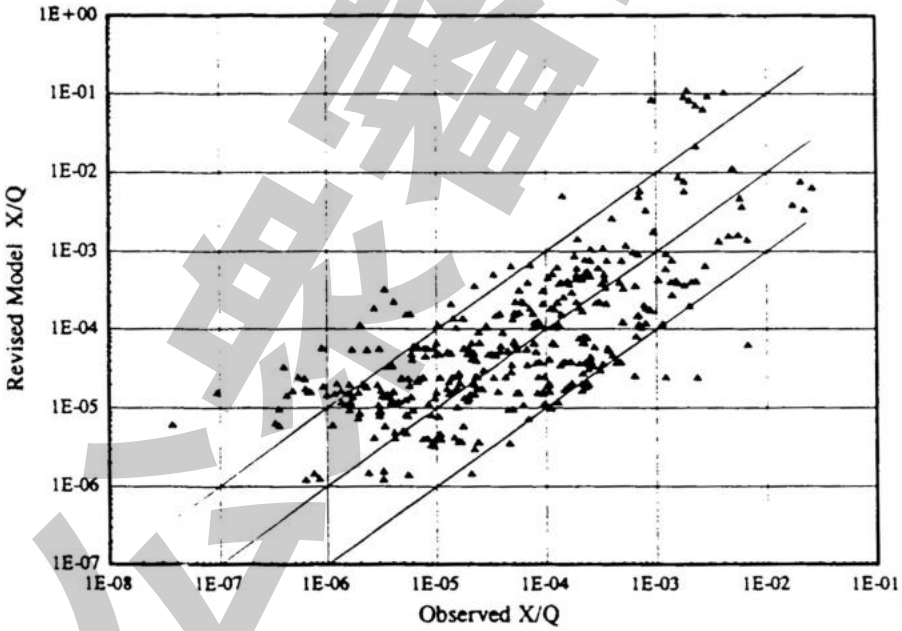
$$\chi/Q = \frac{1}{\overline{U_{10}}\left(3\pi\sigma_y\sigma_z\right)} \tag{N.8}$$

$$\chi/Q = \frac{1}{\overline{U_{10}}\pi\Sigma_y\sigma_z} \tag{N.9}$$

ここで，　U_{10}：地上 10m 高さでの風速（m/s）

Σ_y：建屋影響を考慮した横方向への拡がりを表すパラメータ（m）

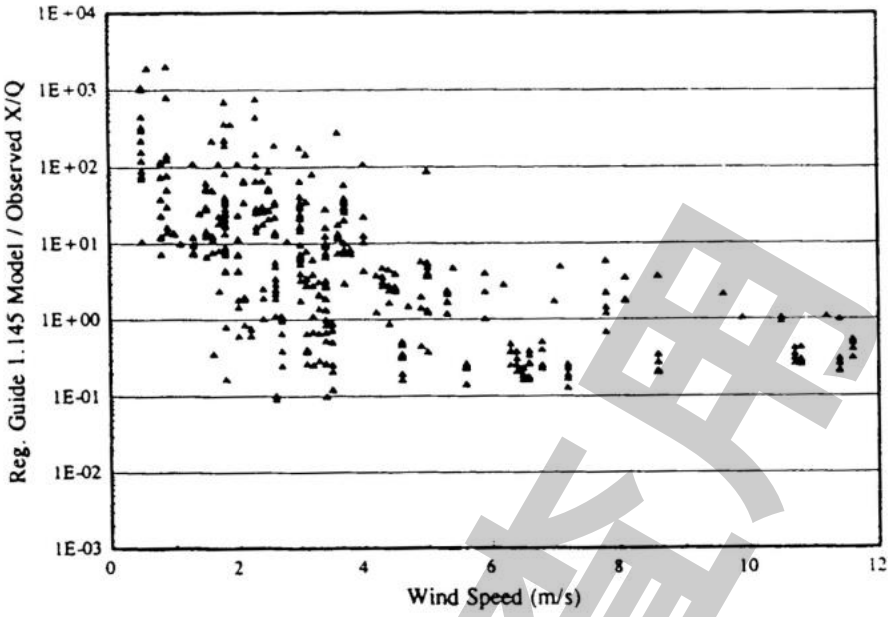
A　：建屋などの風向方向の投影面積（m²）



注 a)　参考文献(3)の Figure 7

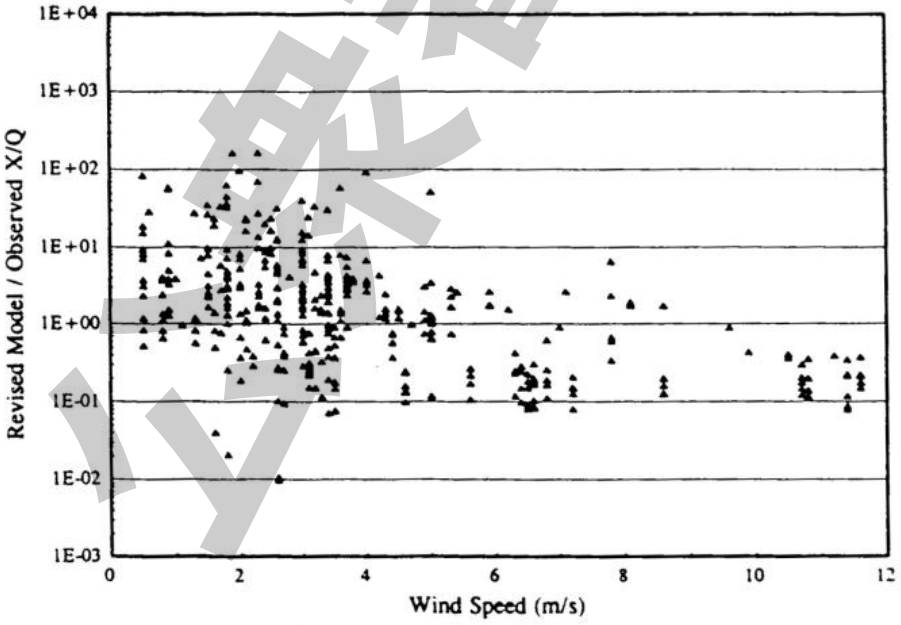
図 N.1－実測値と計算値の比較 a)

公表資料



注 a)　参考文献(3)の Figure 9

図 N.2－風速に対する計算値(Regulatory Guide 1.145 Model)と実測値の比の傾向 a)



注 a)　参考文献(3)の Figure 10

図 N.3－風速に対する計算値(改良モデル)と実測値の比の傾向 a)

公表資料

参考文献

(1) 原子力安全委員会，“発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”，昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定”，一部改訂平成元年 3 月 27 日，平成 6 年 4 月 21 日，平成 13 年 3 月 29 日．
http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si014.pdf（平成 29 年 1 月 17 日閲覧）．

(2) Science Applications International Corporation, *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*, NUREG/CR-6410, (1998).

(3) J. V. Ramsdell, Jr, C. J. Fosmire, *Atmospheric Dispersion Estimates in Vicinity of Buildings*, PNL-10286 (1995).

(4) J. V. Ramsdell, Jr, C. A. Simonen, S.B. Smyth *et al.*, *Atmospheric Relative Concentrations in Building Wakes*, NUREG/CR-6331 (1995).

公表審査用

附属書 O
(参考)
被ばく線量の評価

序文

この附属書は，箇条 11 における放射性物質の漏えい事故時に核燃料施設外の環境へ放出される放射性物質による公衆の被ばく線量の評価に係る主要な被ばく経路の手法を例示する。

O.1　放射性雲中の放射性物質の吸入による内部被ばく

当該被ばく経路の公衆の被ばく線量を求めるに当たって，まず排気筒から放出される放射性物質の相対濃度（χ/Q）を，“発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針[1]”にある短時間放出の場合の評価式（式(O.1)）を用い，以下に示す条件で求める。

$$(\chi/Q) = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma_y \cdot \Sigma_z \cdot U} \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma_z^2}\right) \tag{O.1}$$

$$\Sigma_y = \left(\sigma_y^2 + cA/\pi\right)^{1/2}$$

$$\Sigma_z = \left(\sigma_z^2 + cA/\pi\right)^{1/2}$$

ここで，　χ/Q　：評価点における相対濃度（s/m^3）

H　：放出源の有効高さ(m)

U　：風速(m/s)

σ_y　：濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ(m)

σ_z　：濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ(m)

c　：形状係数

A　：建屋などの風向方向の投影面積(m^2)

なお，核燃料施設における気象観測データが無い場合には，以下のように保守的に設定することも考えられる。

— 大気安定度　：F

— 風向　：相対濃度が最大となる 1 方位の着目評価点に向かって一定と仮定(放出源から公衆被ばくに関する評価点までの距離が最短となる風向)

— 風速(U)　：1m/s

— 放出源の有効高さ(H)：　0m（地上放出）

公聚稿中

次に，（χ/Q）及び五因子法によって求めたソースターム評価結果を用い，放射性物質の核種組成を考慮し核種毎に空気中濃度 C を式(O.2)により求め，さらに公衆の内部被ばく線量 E を式(O.3)により算出する。

$$C_i = \frac{RQ_i \cdot (\chi/Q)}{Tr \cdot 3600} \tag{O.2}$$

ここで，　C_i　：核種 i の空気中濃度（Bq/m³）
　　RQ_i　：核種 i のソースターム評価結果（Bq）
　　Tr　：放出継続時間（h）
　　3600　：1 時間の秒数

$$E = \sum C_i \cdot T \cdot M \cdot K_i \tag{O.3}$$

ここで，　E　：公衆の内部被ばく線量(mSv)
　　T　：公衆の被ばく時間(h)
　　M　：呼吸率(1.2m³/h)
　　K_i　：核種 i の吸入摂取した場合の実効線量係数(mSv/Bq)

O.2　放射性雲中の放射性物質からの外部被ばく

放射性雲中の放射性物質からの外部被ばくは，核燃料施設に特徴的な臨界事故において，主要な被ばく経路の一つと考えられる。当該被ばく経路の実効線量は，評価式（式（O.4））[(2)]により求める。

$$D_\gamma = K \cdot (D/Q) \cdot Q_k \tag{O.4}$$

ここで，　D_γ　：放射性雲による外部実効線量(Sv)
　　K　：空気カーマから実効線量への換算係数（Sv/Gy）（K＝１）
　　D/Q　：相対線量（Gy/Bq）
　　Q_k　：事象発生期間中の希ガス，よう素の大気放出量（Bq）
　　（ガンマ線実効エネルギー0.5MeV 換算値）

なお，（D/Q）は，空間濃度分布[(1)]とガンマ線による空気カーマ計算モデル[(3)]を組合せ，発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針における（χ/Q）と同様な方法で求める。

公衆閲覧用

参考文献

(1) 原子力安全委員会，“発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”，昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定，一部改訂平成元年 3 月 27 日，平成 6 年 4 月 21 日，平成 13 年 3 月 29 日，
http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si014.pdf（平成 29 年 1 月 17 日閲覧）

(2) (独)原子力安全基盤機構，“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝臨界事象の解析手順（その２）＝に関する報告書”，JNES-RE-2012-0015，平成 24 年 8 月

(3) 原子力安全委員会，“発電用軽水型原子炉周辺の線量目標値に対する評価指針”，昭和 51 年 9 月 28 日原子力安全委員会決定，平成 13 年 3 月 29 日改訂

公表審査用

附属書 P
(参考)
化学的影響評価手法

序文

この附属書は，本実施基準で対象とする六フッ化ウラン（UF_6）及びその反応生成物（フッ化ウラニル（UO_2F_2），フッ化水素（HF））の挙動，人体への影響及び影響評価手法を例示する

P.1　化学的影響評価対象物質の挙動

UF_6，UO_2F_2 及び HF の挙動を以下に示す。

a) **UF_6**　UF_6 は，大気圧・常温では固体であるため，拡散性は小さい。ウラン濃縮施設又は再転換施設の通常の運転状態における UF_6 は，その物理的形態に拘わらず機器又は容器に密閉した状態で取り扱われている。一部の工程では UF_6 を加熱し，拡散性のある気体として取り扱う場合がある。気体状 UF_6 の漏えいが発生した場合，気体状の UF_6 は空気の約 12 倍の比重のため拡散性は小さく，また，冷えると固化する。

b) **UO_2F_2 及び HF**　気体状 UF_6 の漏えいが発生した場合，UF_6 が空気中に飛散すると，空気中の水分との反応で UO_2F_2 及び HF が生成する。UO_2F_2 は結晶化し，重いため沈降しやすい。また，HF は HF 同士の重合体を形成したり，又は UO_2F_2 と結合したりするため，空気より重く沈降しやすい。

なお，各化学物質の放出事故時における拡散性の小さいことは，過去発生した漏えい事故の調査又は UF_6 を用いた挙動試験結果として報告(1)~(3)されている。

P.2　人体における化学的影響

UF_6 による化学的影響として人体に重篤な影響をもたらしうるものは，吸入に伴い腎臓に蓄積されるウランの重金属としての毒性である(4)。UF_6 は水溶性であるので，吸入時に体液と接すると容易に溶解し，UO_2F_2 と HF になる。UO_2F_2 による化学的影響として人体に重篤な影響をもたらしうるものは，UF_6 と同様に吸入に伴い腎臓に蓄積されるウランの重金属としての毒性である。一方，HF は吸入による人体への影響が深刻であり，鼻腔粘膜，気管支及び肺胞の刺激・損傷を引き起こす。

UF_6 などの化学的影響は急性的な影響が大きく，欧米諸国では，一般に目安となる症状・生物学的事象を指標として，①軽度で可逆的（暴露の停止により正常に回復する）症状，②重度で不可逆的（長期にわたり回復不能な）症状，③重篤で致命的（死亡も含まれる）な症状の 3 クラスに分類され，それぞれの指標に対して，しきい値が設定されている。

欧米諸国では，多くの有害化学物質に対して，上記 3 クラスに対するしきい値のデータベースが整備され，これらの物質を大量に扱う施設に対する事故時の影響評価に利用され

公表資料

ている。米国では，環境保護庁の急性暴露ガイドライン（Acute Exposure Guideline Level），産業衛生協会の緊急時対応計画ガイドライン（Emergency Response Planning Guidelines）などがある。一方，国内では化学的影響の判断基準として事故時を対象としたものは存在しない。化学的影響の判断基準として海外の判断基準を採用する場合，その妥当性の説明が必要である。

P.3 化学的影響評価手法

UF_6 などの大気拡散・移行に関する化学的影響の評価方法として，簡易的な計算方法又は計算コードによる方法がある。その適用性に関して以下の調査報告(5)がある。

— 簡易計算法として米国気象指針及び日本の気象指針に基づく評価法，計算コードによる方法として，RASCAL コード[1]，HGSYSTEM/UF6 コード[2]による方法を検証した。気象指針による簡易計算法（建物による巻き込み影響なしの場合）が最も大きな値となった。これは，UF_6 の化学的・熱力学的な挙動を考慮をせず，全量未反応な UF_6 と仮定しているためと考えられる。また，計算コードを使用した評価方法では，HGSYSTEM/UF6 コードによる方法は，建物の巻込み影響の評価ができること及び破損部の揮散現象を取り入れた解析が可能なことから，より適切と考えられる。

— 米国 NRC により，気象指針による方法，計算コードによる方法（HGSYSTEM/UF6 又は RASCAL と ARCON[3]（建物の巻き込み影響を補完するため使用）の組合せによるもの）が承認されているが，他の方法の使用であっても妥当性の根拠を示すことで認められている。

注 1) RASCAL コード：米国 NRC によって開発されたコード。米国 NRC の緊急活動センターが放射性物質の大気放出事故時の被ばく線量を評価するために活用している。

注 2) HGSYSTEM/UF6 コード：UF_6 の大気放出後の拡散を評価するコード。Shell Research Ltd.が開発した HGSYSTEM コード Ver.3.0 をベースに UF_6 の化学的・熱力学的モデルを組み込んでいる。

注 3) ARCON コード：米国 Pacific Northwest 国立研究所によって開発されたコード。発電用原子炉施設からのプルーム中の相対濃度を計算する。

参考文献

(1) H. Bouzigues, M. Mezin, “Fundamentals of UF_6 accidental release”, *Proceedings of the specialists’ meeting on the safety problems Associated with the handlings and storage of UF_6*, Boekelo,Netherlands, June 27-29, 331-366 (1978).

(2) A. Raggenbass, M. Berlin, J. C. Malet, “Experimental Approach of Main Parameters for Safety Evaluation of Uranium Hexafluoride Industrial Utilizations”,

公表資料

Proceedings of the specialists' meeting on the safety problems Associated with the handlings and storage of UF_6, Boekelo,Netherlands, June 27-29, 367-382 (1978).

(3) U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Assessment of the Public Health Impact From the Accidental Release of UF_6 at the Sequoyah Fuels Corporation Facility at Gore, Oklahoma*, NUREG-1189, (1986).

(4) 日本保健物理学会, "ウランの健康影響検討専門研究会報告書", 日本保健物理学会専門研究会報告書シリーズ, Vol.6 No.1 2008 年 4 月.

(5) (独)原子力安全基盤機構, "六フッ化ウラン漏洩事故時の化学的影響とその評価方法", JNES-RE-2013-2021（2013).

公衆縦覧用

附属書 Q
（参考）
詳細評価対象事故の選別の考え方

序文

この附属書では，箇条 13 から箇条 23 において規定する“詳細なリスク評価”の対象とする事故の選別における考え方及び選別の基準の例について述べる。

Q.1　選別の考え方

箇条 8 から箇条 11 において規定される“概略的なリスク評価”の結果を基に，“リスクの大きい事故”又は発生頻度に因らず“影響の大きい事故”を“詳細なリスク評価”の対象とする。影響とは敷地境界外における公衆の個人の最大被ばく線量又は化学的影響である。

Q.2　リスクを指標とする選別基準の例

“リスクの大きい事故”を選別する基準としては以下が考えられる。

a）**設計基準事故の発生頻度と影響を目安とする基準**　本実施基準の“詳細なリスク評価”と同等な詳細さで実施される発電用原子炉施設の PRA では，炉心損傷とそれに続く格納容器破損による放射性物質の施設外への放出に至る事故の発生頻度とソースタームを評価対象とする。また，設計基準事故による安全評価では，炉心の健全性（損傷に至らない）を示すことにより設計の妥当性が判断される。このことから，詳細なリスク評価の対象としては，設計基準事故のリスクを超えるような事故が評価対象と考えることができる。

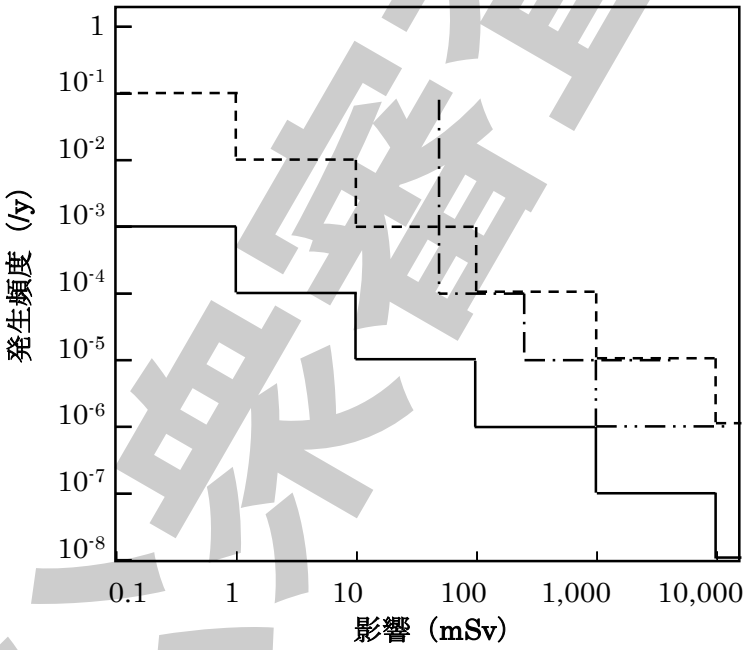
　我が国の再処理施設の規制基準(1)における設計基準事故は，“発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって，当該状態が発生した場合には再処理施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの”と規定されている。また，“運転時の異常な過渡変化”は“運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態”と規定されることから，その発生頻度は，概ね 10^{-2}/y～10^{-4}/y と想定される。一方，安全設計の妥当性は，“敷地周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ“リスク”は小さい”とする基準により判断される。これより，リスクを指標とする選別基準の目安としては，概ね 5.0×10^{-4} mSv/y 程度が考えられる。

b）**定量的な安全に係る目標との相対関係を目安とする基準**　原子力事業者には，自らが運営管理する施設のリスクの低減を図るよう努力することが求められる。リスク情報を活用して施設の安全性を向上する観点では，許容されるリスクの範囲内での上限値

公聴稿

に対する相対的な位置関係が重要となる。上限値に近い事故がより精度の高い評価である“詳細なリスク評価”の対象になると考えられる。許容されるリスクの目安としては，英国の安全目標，米国の ISA での性能要求が参考となる。

図 Q.1 に，英国及び米国での安全規制に係る判断指標を示す。英国では，原子力施設の安全規制における許認可において，安全評価原則（SAP: Safety Assessment Principles）[2]への適合性が審査される。SAP では，“リスクの受忍可能性（TOR: Tolerability Of Risk from nuclear power station）”の枠組み（“容認不可（Unacceptable）”,“受忍可能（Tolerable）”及び“広く容認可能（Broadly acceptable）”の三つのレベル）に基づき，基本安全レベル（BSL: Basic Safety Level）及び基本安全目標（BSO: Basic Safety Objective）が用いられ，数値は線量レベル，頻度又はリスクで表される。事業者は，ALARP（As Low As Reasonably Practicable）の原則に則ってリスクの低減を図ることが求められる。



英：SAPs(BSL：細破線，BSO：細実線　for single class event)
米：10 CFR 70.61／Performance Requirements，NUREG-1520に例示(一点鎖線)，再処理施設に対するスタッフ提案(二点鎖線、1 Sv以下はNUREG-1520と同じ)

図 Q.1－英国の安全目標及び米国の核燃料サイクル施設の性能目標

米国の原子力規制委員会（NRC：Nuclear Regulatory Commission）は，サイクル施設を対象とした連邦規則法典 10 CFR Part70（以下，“10 CFR 70”という。）[3]において，事業者に対し総合安全解析（ISA：Integrated Safety Analysis）の実施を要求

（10 CFR 70.62）し，すべての潜在的な事故を同定し，その影響と発生の可能性を評価し，すべての事故が 10 CFR 70.61 に示すリスクを 3 領域に分けた性能要求を満たすことを示すように求めている。ただし，10 CFR 70 には，影響に対する判断基準は示されているが，発生頻度の定量的な基準は明示されていない。NUREG-1520[4]には，頻度区分の目安が例示されている。また，再処理施設に対する規制を行う場合には，規則の改正が必要とされ，NRC のスタッフ提案である SECY-11-0163[5]が示されている。

c) **評価対象施設の全リスクに占める割合を目安とする基準**　概略的なリスク評価で求めた各種事故のリスクを大きい方から順に加算し，すべての事故のリスクの総和に対する寄与割合が 90%或いは 99%以上となるような範囲に含まれる事故を詳細なリスク評価の対象とすることで，リスク評価の精度の向上を図る考え方である。

Q.3　影響の大きさを指標とする選別基準の例

NRC のスタッフ提案である SECY-11-0163[5]では，公衆の被ばく線量が 1Sv 以上の事故を発生頻度に拘わらず PRA のような詳細なリスク評価の対象とする考え方が示されている。また，我が国の規制基準では，重大事故の影響を緩和するための重大事故対処策の有効性を放射性物質の放出量で判断が規定されている。この値も影響の大きさを指標とする選別の基準の参考となる。

Q.4 化学的影響に関する選別基準の例

旧原子力安全基盤機構が策定したウラン加工施設に対する総合安全解析の実施手順書[6]には，UF_6 及び水との化学反応の派生物である HF の化学的影響に対する判断基準及びその設定根拠が示されており参考となる。当該基準は，NUREG-1520 において推奨されている急性化学被ばくに関する基準である AEGL（Acute Exposure Guideline Levels）又は ERPG（Emergency Response Planning Guidelines）に準拠している。

また，NUREG-1520 では，ISA の影響苛酷度区分ごとに，放射線影響（被ばく線量）と化学的影響（AEGL，ERPG）の両者の基準が示されており，対比が可能である。

参考文献

(1) 原子力規制委員会規則第二十七号，“再処理施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則” (2013).

(2) Health and Safety Executive, *Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities*, 6 Edition, Rev. 1 (2006).

(3) U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, Part 70, “Domestic Licensing of Special Nuclear Material”.

(4) U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Standard Review Plan for the Review of a*

公表資料

License Application for a Fuel Cycle Facility, NUREG-1520 (2002).

(5) U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Reprocessing Rulemaking: Draft Regulatory Basis and Path Forward*, SECY-11-0163 (2011).

(6) (独)原子力安全基盤機構，“ウラン加工施設総合安全解析（ISA）実施手順等の整備に関する報告書”，11 廃輸報-0003 (2011).

公表審査用

附属書 R
（規定）
放射性物質などの放出シーケンスの分析

序文

この附属書は，放射性物質などの放出に至る事故の種類ごとに，緩和設備の動作状態及び物理・化学現象の発生状態の分析，閉じ込め機能を有する SSCs の機能喪失の分析について規定したものである。これらの SSCs の機能喪失の組合せから放射性物質放出シーケンスを分析する。

R.1　閉じ込め機能喪失に至る負荷の分析

事故の進展に伴って生じる閉じ込め機能を有する SSCs の健全性に影響する負荷を次の例を参考に抽出して，その負荷が掛かる閉じ込め機能を有する SSCs の部位を同定する。（**附属書 S（参考）**及び**附属書 T（参考）**参照）

— 静的圧力荷重

— 熱荷重，局所的な熱荷重

— 動的圧力荷重，局所的動的圧力荷重，ミサイルによる衝撃荷重

注記　ミサイルとは，施設内に存在する構築物が何らかの理由によって破損して高速で飛散する物体のこと。例えば，貯槽類，焼結炉又はグローブボックス内で発生した爆発によってこれらを構成する構築物が破損して高速で飛散し，他の構築物に衝突することなどがある。

R.2　閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の耐性評価と判断基準の設定

R.1 で選定した負荷に対して，SSCs の耐性を評価する。地震動以外の負荷に対する耐性評価では，損傷すると評価される場合は，完全な機能喪失とする。ただし，完全には機能喪失とみなせない場合には，定量的に示した機能維持の程度を **11.2** 及び箇条 **21** で考慮する。

R.2.1　判断基準の設定

R.1 で同定した負荷に対する閉じ込め機能を有する SSCs の耐性を評価し，判断基準を設定する。

a）**耐性評価**　国内外の試験結果の分析又は解析によって，**R.1** に記載した負荷に対する閉じ込め機能を有する SSCs の耐性を評価する（**附属書 T（参考）**参照）。

b）**判断基準**　耐性評価の結果から，閉じ込め機能を有する SSCs の機能の健全性の判断基準を設定する。

R.2.2　類似施設の結果の使用

閉じ込め機能を有する SSCs の設計条件が解析の対象とする施設と同等で，かつ解析対象

公聴会用

の施設への適用性を確認した場合には，類似施設の情報を使用できる。

R.3　放射性物質などの放出シーケンスの特徴分析

事故の種類ごとに，事故の影響の緩和設備の動作状態，事故進展の途上で発生する物理・化学現象の種類及び影響の緩和手段を分析する。

R.3.1　事故時の物理・化学現象の分析

事故の発生から閉じ込め機能の喪失による放射性物質の施設外への放出に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理・化学現象に対して，次の a)及び b)のとおり，発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析する。

a)　**施設の状態に則した分析**　事故進展の施設内の状態変化に対応させて，施設内で発生する重要な物理・化学現象に対して，発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析する。

b)　**重要な物理・化学現象**　事故の種類，放射性物質の閉じ込め機能を有する SSCs の機能喪失モードに対応する物理・化学的現象を，分析の対象にする。

R.3.2　事故の緩和手段の分析

事故の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を有する SSCs の機能喪失の防止に係る実施可能な手段及び運転員操作を分析する。また，系統・機器の修復を含む復旧を，閉じ込め機能喪失の防止に係る手段又は操作に含めてもよい。これらの緩和手段は次の a)～c)によって分析する。

a)　**運転手順書**　運転員による事故の緩和手段は，運転員（当直用）及び事故時の支援組織用の手順書類と整合させる。

b)　**熱水力雰囲気条件**　事故時の施設内の温度，圧力，雰囲気組成などの熱水力的な雰囲気条件から，系統・機器の継続運転及び運転員による事故の緩和操作が可能な条件を分析する。

c)　**放射線及び化学的雰囲気条件**　事故時の施設内の放射線及び化学的影響を検討して，運転員操作が可能な条件を分析する。

公表資料

附属書 S
（参考）
閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の例

序文

この附属書では，事故時での放射性物質の施設外への移行量を評価する上で考慮すべき閉じ込め機能を有する SSCs の機能喪失について述べる。

S.1　閉じ込め機能の喪失

核燃料施設において放射性物質の施設外への移行を伴う事故のリスクを評価するには，放射性物質の放出に至る事故シナリオを構成する閉じ込め機能を有する SSCs を同定し，それらの機能喪失モード，喪失の可能性と機能低下の程度を評価する必要がある。

S.2　閉じ込め機能を有する機器などの例

閉じ込め機能は，静的な閉じ込め機能と動的な閉じ込め機能に分類できる。

a)　静的な閉じ込め機能を有する機器など

1)　再処理施設において放射性物質を含む溶液を内包する塔槽類
2)　1)の機器を接続する配管類
3)　再処理施設及び MOX 燃料加工施設で粉末を取り扱う機器を内包するグローブボックス
4)　再処理施設の製品粉末及び，MOX 及びウラン燃料加工施設の原料粉末を貯蔵する容器
5)　照射前及び使用済燃料棒被覆管
6)　ガラス固化体収納容器
7)　1)～6)を内包するセル，工程室，貯蔵施設及びこれらで構成される建屋

b)　動的な閉じ込め機能を有する機器など

1)　塔槽類及びグローブボックスの給排気設備
2)　セル，工程室及び貯蔵施設の給排気設備
3)　建屋の換気設備　換気設備には，給気及び排気経路を構成する配管，ダクト，ダンパ，排風機，フィルタを含む。

審査資料

附属書 T
（参考）
閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の健全性に影響する負荷

序文

この附属書では，解析において検討すべき閉じ込め機能を有する SSCs の健全性に影響する負荷を解説する。核燃料施設で想定される事故での事故の進展に影響する現象及び閉じ込め機能喪失につながる可能性のある現象は，事故シーケンス解析において重要である。

T.1　火災による温度負荷，煤煙

有機溶媒の燃焼に伴い熱エネルギーが発生する。このエネルギーは，火災発生雰囲気の温度上昇と未燃焼溶媒の気化に寄与する。これらは，火災で発生する煤煙，水蒸気とともに HEPA フィルタの負荷となり，換気系の閉じ込め性能に影響する可能性がある。

T.2　水蒸気発生に起因する負荷

a）**焼結炉内への多量の加湿水侵入による内圧上昇**　ペレットの品質保持のため焼結炉内を加湿するが，加湿に用いる水が気化されないまま焼結炉内に侵入し，高温の焼結炉内で気化するため内圧が上昇するような事故である。水素爆発による圧力上昇と同等な影響を与える水の侵入は想像しがたく，そのため本事故の焼結炉に対する負荷は水素爆発に内包される。

b）**放射性物質の崩壊熱による溶液の沸騰**　放射性物質を含む溶液の冷却機能喪失に伴う沸騰，核分裂生成物を含む溶液の誤移送臨界事故での沸騰では，硝酸蒸気及び水蒸気が発生し，換気系内を移行し HEPA フィルタの負荷となる可能性がある。

T.3　急激な化学反応に伴う圧力，温度上昇

プルトニウム濃縮缶内では，安全対策を講じているにも関わらず，何らかの理由により，濃縮缶へリン酸三ブチル（以下，“TBP”という。）が混入した場合，TBP 又はその分解生成物が硝酸，硝酸ウラニル又は硝酸プルトニウムの錯体を形成する。溶液の温度が何らかの理由により上昇すると，発熱を伴う錯体の急激な分解反応が生じ，濃縮缶内の温度，圧力が急激に上昇する。これが，濃縮缶及びこれに接続する塔槽類廃ガス処理系の閉じ込め性能の健全性に影響する可能性がある。

T.4　水素の急激な燃焼による負荷

a）**放射線分解水素の爆発**　核燃料物質を含む放射性物質を含む水溶液を内包する貯槽などで，臨界に伴う放射線又は放射性物質からの放射線による分解で発生する水素が，

公表資料用

掃気機能喪失により貯槽内に停留し爆発した場合，又はこれらの水素が漏えいしセル内などで爆発した場合，貯槽若しくはセルなどの閉じ込め機能の健全性に影響する可能性がある。

b） **焼結炉内の水素爆発**　水素還元雰囲気でペレットを焼結する炉内に空気が流入し水素爆発が起こると，炉殻などの構造体が損傷する可能性がある。

c） **漏えい焼結用水素の爆発**　焼結炉又は水素供給設備から水素が漏えいし，工程室などの天井部に停留し爆発した場合，工程室などの建屋構築物が損傷する可能性がある。

T.5　地震動に起因する負荷，外力

地震動により閉じ込め機能を有する SSCs が損傷する可能性がある。

公表審査中

附属書 U
（規定）
閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の健全性評価

序文

この附属書は，核燃料施設の事故時の放射性物質などを内包する機器及び移行経路の熱的，熱水力的挙動を解析し，安全機能の喪失に伴う事故の発生時期，事故発生後の放射性物質などの閉じ込め機能を有する SSCs の負荷及び機能喪失の発生時期, 事象の緩和手段に係る運転員操作の時間余裕並びに放射性物質放出イベントツリーのヘディングの選定に必要なデータの求め方について規定したものである。

U.1　解析対象事故シーケンスの選定

事故進展解析の対象とする事故シーケンスは，事故の種類ごとに，放射性物質放出イベントツリーで分類されている事故シーケンスの中から事故発生後の放射性物質などの閉じ込め機能を有する SSCs の機能喪失を含むものを選定する。

選定に際しては，核燃料施設の設計，設備構成並びに事故の緩和対策に係る系統構成及び手段が同等で，かつ解析対象の施設への適用性を確認した場合には，類似施設の情報を使用できる。また，評価対象施設の許認可などで行った既往の解析結果を，適用性を確認の上使用してもよい。

U.2　事故シーケンス解析の条件設定

解析の対象とする事故シーケンスごとに，放射性物質放出イベントツリーのヘディングの組合せを踏まえ解析条件を設定する。

U.2.1　解析において考慮すべき項目

放射性物質放出イベントツリーで分類された事故シーケンスに含まれる物理・化学現象，系統・機器の動作，運転員による事故の緩和操作などのヘディングの項目の内容を，すべて解析対象に含める。

U.2.2　解析条件の設定

解析の対象とする事故シーケンスごとに，放射性物質放出イベントツリーのヘディングの組合せを模擬し，次の a)及び b)の解析条件を設定する。

a)　**施設の設備条件**　施設構成・特性の調査（箇条 5 参照）の結果に基づいて，塔槽類，セル，工程室・建屋の形状，緩和設備の構成，設備容量，作動論理などから，施設の設備の解析条件を設定する。

b)　**事故シーケンスの解析条件**　事故時の運転手順書及び現場での緩和操作の成否に応じ

公表資料用

て，解析の対象とする事故シーケンスの解析条件を設定する。

U.2.3　実機に適用可能な手法の使用

解析では，核燃料施設で想定される事故の条件下に適用可能であることが検証されている相関式又は解析モデルを用いる。

計算コードは，実施設相当の施設の解析に適用実績があるか，検証がなされた計算コードを用いる（**附属書 W（参考）**参照）。

U.3　事故進展の解析

事故シーケンスごとに，施設内の熱的，熱水力学的挙動などを解析することによって，事故シーケンスに特有な事故の進展を明らかにする。事故シーケンスごとに，次の a)及び b)の内容を解析に含める。

a)　**放射性物質を内包する機器内の物理・化学的挙動**　事故の種類に応じて，事故時の放射性物質を内包する機器内の温度，圧力，液位などの熱的，熱水力的挙動，放射性物質の崩壊熱による発熱挙動，可燃性ガスの発生・燃焼挙動及び非凝縮性ガスなどの発生挙動を解析する（**附属書 V（参考）**参照）。

b)　**セル，工程室・建屋，給排気系内の熱水力挙動**　事故の種類に応じて，事故時にセル，工程室・建屋，給排気系内へ流出した放射性物質及びそれらを含むエアロゾル並びに気体の移行に影響する熱水力挙動，化学反応などを評価・解析する（**附属書 V（参考）**参照）。

U.4　閉じ込め機能喪失に至る負荷の解析

放射性物質などの閉じ込め機能に影響する負荷の発生の有無及び発生に伴う負荷を解析するとともに，閉じ込め機能喪失の有無及びその後の事故進展への影響を解析する。

U.4.1　閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の機能喪失に至る負荷の解析

放射性物質などの閉じ込め機能に影響する火災，爆発及び水蒸気異常加圧現象の発生の有無及び発生に伴う閉じ込め機能を有する SSCs への負荷を解析する。

U.4.2　閉じ込め機能を有する構築物，系統及び機器の機能喪失の判定

閉じ込め機能を有する SSCs の健全性の判断基準（**R.2.1** 参照）と **U.4.1** の結果とを比較し，閉じ込め機能喪失の有無及びその後の事故進展への影響を解析する。

U.5　事故の緩和操作の時間余裕の解析

運転員による事故の緩和操作の失敗確率の算出に必要な，操作開始までの時間余裕を解析する。

U.5.1　事故の緩和手段の同定

事故時の運転手順書などを参考に，閉じ込め機能喪失防止のために実施する事故の緩和

審査資料

手段に対して，操作手順及び系統・機器を同定する。

U.5.2　時間余裕の算出

U.3 で得られた事象の発生時期及び事象発生時期の雰囲気条件から，事故の緩和操作に係る系統・機器の機能喪失確率及び事故の緩和操作の失敗確率の導出に必要な，操作開始までの時間余裕を解析する。

公表審査用

附属書 V
（参考）
事故時の現象

序文

この附属書では，核燃料施設の事故シーケンス解析において，想定される事故の進展に影響する現象及び閉じ込め機能を有する SSCs の機能喪失につながる可能性のある現象として，検討すべき熱的，化学的挙動に関する現象について述べる。

V.1 高レベル廃液蒸発乾固事故

再処理施設の機器には，放射性物質の崩壊熱により内包する溶液の温度が沸点まで上昇するものがある。冷却機能が全喪失した状態が継続すれば，溶液が沸騰しいずれ乾固する。乾固時には，含有硝酸塩の脱硝反応が進行し NOx ガスが発生し始めると考えられる。溶液の沸騰及び脱硝反応に伴い発生する気体（蒸気又はガス）とともに貯槽から放出される放射性物質は，貯槽の圧力上昇を防止する目的で設置される廃ガスシールポットから廃ガス処理セル内に流出することとなる(1)。セルに流出した放射性物質を含む気体は，セル排気系から排気筒放出されるか又はセルから建屋内へ逆流し建屋排気系から排気筒放出される。

沸騰が始まると水分が蒸発し廃液が徐々に濃縮され，それにつれて溶液温度は上昇し約 120℃程度に至る。ここでは，沸騰開始から溶液温度約 120℃に達する共沸状態（共沸とは，液体の混合物が沸騰する際に，気液各相が同じ組成になる現象をいう）に到達までの期間を沸騰初期という。この期間では，廃液の沸騰で発生した気泡の破裂で生じる飛沫が上向蒸気流に同伴される。主としてこのメカニズムにより放射性物質が気相部へ移行しエアロゾル化する。また，沸騰時には放射線分解による水素の気相への移行が増大すること(2)が想定される。建屋給排気機能が停止している場合，硝酸及び水蒸気の凝縮にともないセル又は建屋内に停留した水素の濃度が上昇し，爆発することが考えられる。

沸騰晩期（共沸状態到達以降の約 120～約 150℃）では，廃液中の溶液成分の蒸発が進み溶解物の一部が析出するとともに溶液の粘性の高い状態を経て水，硝酸の溶液成分が徐々に消失し，約 160℃でほとんど消失し乾固に至る。この期間の放射性物質の気相部への移行は，ルテニウムの揮発性のガス状物質が主になると想定される(3)。この期間での貯槽からの流出気体には，蒸気，硝酸，NOx ガス，揮発性のガス状物質が含まれる。これらの気体に加え，廃ガス処理セルより下流に位置する建屋区画内での温度低下による凝縮水を含めた物質間での化学反応により揮発性のガス状物質は不揮発性の物質に変化しエアロゾル化し，気相から液相へ移行，又はコンクリート壁面へ沈着することが想定される。

乾固後（150℃以上）は約 400℃までに多くの化学種の硝酸塩の脱硝反応が進む。この期間での貯槽からの流出気体は，揮発性のガス状物質を含む NOx ガスが主である。廃ガス処理セル又は直近の建屋区画内では，高温の NOx ガスの流入でコンクリート壁面の温度が上

公表編集中

昇し，沈着した物質が再浮遊又はガス化する可能性がある。一方，下流側の建屋内区画では，NOx ガスの温度も低下して流入してくるため，セル内気相部の温度上昇は起こらず，沸騰晩期と同様に，凝縮水を含めた物質間での化学反応による揮発性ガスの不揮発性の物質への変化によるガスからエアロゾル化し，液相への移行，又はコンクリート壁面への沈着が継続すると考えられる。

V.2 セル内有機溶媒火災

有機溶媒が燃焼すると，大量の煤煙が放出され移行経路中を移行する。また，燃焼に伴い有機溶媒中に含有した放射性物質も気相中へ放出される。

経路内での煤煙の移行については，拡散沈着や熱泳動・拡散泳動沈着などで一部除去される。燃焼に伴い放出される放射性物質は，この煤煙に付着しともに移行する。一方で，放射性物質のうち，ルテニウムは燃焼による酸化により揮発性の化学形（四酸化ルテニウムがよく知られている）を取る可能性があり，他の揮発性が低い元素よりも高い割合で気相へ放出されることが報告されている(4)。四酸化ルテニウムは，気相中において 120℃以上で速やかに熱分解しエアロゾル状となると報告されているが(5)，一方で，硝酸蒸気が共存した場合には，ガス状のまま気相中を移行する可能性を示唆する報告もある(5)(6)。この場合，HEPA フィルタによる捕集効率が低下する可能性があるため，パルスカラムなどの機器から有機溶媒に加えて硝酸水溶液も漏えいし，火災によって加熱されるような事故シナリオを検討する際には，影響の大きさを考慮した上で，場合によってはこの点についても念頭に置く必要がある。

可燃性物質の燃焼に伴って放出される煤煙などは，配管などの移行経路での沈着を経て，HEPA フィルタに捕集される。HEPA フィルタに大量の煤煙が負荷すると目詰まりにより差圧が上昇し，場合によっては HEPA フィルタの破損が生じる可能性がある。一方，燃焼物質の種類によって発生する煤煙の性状が異なり HEPA フィルタの目詰まりに対する影響の度合いも異なるとの報告がある(7)。また，有機溶媒の燃焼後期には，煤煙とともに TBP を含有した有機ミストが放出され，HEPA フィルタの目詰まりが急激に進行する現象も報告されている(8)。これらの効果は，評価対象とする HEPA フィルタの種類（標準風量タイプか多風量タイプかなど）によっても異なることが考えられるため，HEPA フィルタの健全性の評価に際しては，他の事故終息措置の有効性とそれに基づく事象進展を踏まえた上で，場合によっては，これらの要因についても考慮する必要がある。

V.3 放射線分解水素の爆発

再処理施設の機器には，内包する溶液の放射線分解により水素が発生するものがあり，このような機器では，発生する水素の蓄積を避けるために圧縮空気で機器内の水素を掃気している。したがって，万一，この掃気機能が喪失して水素が爆発限濃度以上に蓄積し，さらに着火源の存在を想定すると，水素爆発が発生して機器内気相部への放射性物質移行

公表審査用

量が増加し，排気系を介して外気へ放出される放射性物質量が平常時より増加する可能性がある。

放射性物質は槽類換気系を介して放出されるが，万一，高い水素濃度に至り爆発が発生した場合には機器が破損する可能性もあり，この場合は，一部の放射性物質がセル内に流出しセル換気系を介して外気に放出される。万一，セル内圧力が建屋内圧力よりも増加する場合は，一部の放射性物質はセル外に流出し，建屋換気系を介して放出される。

V.4　核燃料物質による臨界

溶液状の核燃料の臨界事故では，非安全形状の容器に十分な量の溶液燃料が蓄積し臨界超過の状態になると，核分裂連鎖反応により出力が上昇し，燃料溶液の温度が上昇する。反応度温度係数が負の場合には，温度上昇に伴い負の反応度フィードバック効果が生じる。また，出力の上昇に伴い溶液の放射線分解反応が起こり，放射線分解ガスが発生する。放射線分解ガスのうち水素が容器内に蓄積すると爆発の可能性がある[9]。このガスボイドによる大きな負の反応度効果が生じ，出力は急激に減少するが，ガスはやがて浮力により系外へ消失し，再び正の反応度が加わり，出力が上昇する。このガスボイドの生成・消滅の繰り返しにより，出力振動が生じるが，やがて十分に温度が上昇することにより，体系は未臨界となり事故は終息する。なお，最初に投入された反応度が大きく，溶液の温度上昇だけでは未臨界を維持できない場合には，溶液の沸騰が起こり，体積の減少と減速材の喪失により体系は未臨界となる。

臨界事故における核分裂出力の時々刻々の変化は，投入された反応度の大きさとその投入速度(添加反応度及び反応度添加率)，即発中性子寿命や実効遅発中性子割合などの動特性パラメータ，反応度温度係数，反応度ボイド係数，核燃料の比熱などによって支配されている。これらは，核物質の種類(ウラン，プルトニウム)，燃料濃度，減速材，燃料形状などによって決まる。臨界が長時間継続する場合には，核燃料容器や構造材の比熱及び熱伝導率，冷却設備などの影響が無視できなくなる。また，臨界事故時には，液面から核分裂によって生じた放射性物質が空気中に飛散する。加えて，臨界に伴って溶液中に生成する放射性物質も気相中へ移行する。このうち一部のヨウ素種（無機状ヨウ素（I_2）及び有機ヨウ素（CH_3I など））と希ガス核種は揮発性を有しているためにガスとして気相中に移行し，セルや換気系内を移行し，その一部が施設外へ放出される。その放出割合は被ばく評価上重要な量である。

なお，再処理施設の使用済燃料の臨界及び燃料加工施設での臨界事故は，臨界防止に係る安全設計の観点で，発生の可能性が極めて低いことがこれまでの安全評価及びリスク評価で示されているので除外する。

V.5　急激な化学反応による発熱

プルトニウム濃縮缶で TBP 又はその分解生成物であるりん酸二ブチル，りん酸一ブチル

と硝酸，硝酸ウラニル又は硝酸プルトニウムの錯体（以下，“TBP などの錯体”という。）の急激な分解反応が発生する場合は，まず濃縮缶に TBP などが多量に混入し，その TBP などが硝酸又は硝酸プルトニウムと共存の状態で錯体を形成し，さらに，この錯体の温度が急激に分解反応する温度に上昇する条件がすべて満たされる場合である。

TBP などの錯体の急激な分解反応が発生した場合には，分解反応により発生する放射性物質を含む気体は，プルトニウム濃縮缶に接続する塔槽類廃ガス処理設備により放射性物質を除去した後.主排気筒から放出される。また，プルトニウム濃縮缶が破損して放射性物質がセル内に漏えいしたとしても放射性物質をセル内に閉じ込めるとともに，放射性物質を含む気体は，精製建屋換気設備のセルからの排気系にて放射性物質を除去した後，主排気筒から放出される。

V.6　使用済燃料の著しい損傷

地震など何らかの原因で全交流電源喪失が発生した場合，又は使用済燃料プール（以下，“SFP”という。）冷却系が故障した場合，SFP への給水に失敗すると使用済燃料の崩壊熱でプール水の温度が上昇して沸騰を開始し，プール水が蒸発し SFP の水位が低下する。やがて燃料が露出するとさらに燃料温度が上昇し，高温に至ると Zr－水反応及び Zr 酸化反応による反応熱も加わって燃料の損傷に至る可能性がある。また，Zr－水反応により水素が発生し，水素爆発の可能性もある。

事故対策として，SFP への放水によるスプレー冷却が想定されているが，高温の燃料集合体内に流入したスプレー水の蒸発に伴う上向蒸気流によるスプレー水の流入の阻害の可能性がある。

V.7　放射性物質の漏えい

例えば，溶融ガラスの漏えい事故は，ガラス溶融炉(ガラス原料と高レベル廃液を約 1,100～1,200°C で溶融混合)下に移動した移送台車上にガラス固化体容器が設置されていない状態で溶融ガラスを誤流下させることで発生する。その結果，溶融ガラスは移送台車上に堆積して，揮発性の放射性物質がセル雰囲気中に移行し，セル換気系に設置した洗浄塔などにより放射性物質を大部分除去した後，排気筒から放出される。

V.8　UF_6 の漏えい

UF_6 を正圧で扱う工程において，地震により UF_6 配管が破損する場合，又は UF_6 シリンダへの配管取り付け操作ミスが生じた場合，UF_6 が漏えいし，室内空気中の水分又は UF_6 シリンダ加熱用蒸気と反応しフッ化水素（HF）及びフッ化ウラニル（UO_2F_2）を生じる。

V.9　焼結用水素の燃焼

ウラン燃料加工施設では焼結炉の内圧は工程室に対して正圧に管理し，空気の混入を防

公表資料用

いでいる。MOX 燃料加工施設は，工程室に対しては負圧であるが，出入りログローブボックスに対しては正圧に制御される。何らかの理由により正圧が維持されない場合でも，焼結炉内部は高温であり，侵入した空気はその場で水素を燃焼させ，水素爆発には至らないと考えられる。しかし，焼結炉内圧管理に失敗した場合（焼結炉の内圧低下の原因として，供給水素圧制御の失敗，出入口ドアの閉失敗が考えられる），内圧が工程室とほぼ同等になることから，空気が混入する可能性がある。通常内圧が低下すると水素の供給が停止し窒素パージが行われるが，内圧低下の検知に失敗した場合，水素爆発に至る可能性がある。

水素爆発により内圧が上昇しても圧力逃がし機構により焼結炉設備の健全性は保たれると考えられるが，圧力逃がし機構が故障すると，炉内の内圧上昇で炉壁が損傷する可能性がある。同時に焼結炉内に存在するペレットの一部が損傷し，エアロゾル化する可能性がある。

V.10　焼結炉内への多量の加湿水侵入による内圧上昇

ペレットの品質保持のため焼結炉内を加湿するが，加湿に用いる水が気化されないまま焼結炉内に侵入し，高温の焼結炉内で気化するため内圧が上昇するような事故である。水素爆発による圧力上昇と同等の影響を与えるような水の侵入は想像し難く，そのため本事象の内圧上昇による影響は水素爆発の影響の結果に内包される。

V.11　核燃料粉末の漏えい

粉末缶の取扱中の機器故障，人的過誤による落下，或いは地震による粉末缶の保管棚からの落下の可能性がある。粉末缶は，落下などを想定してその蓋が外れないようにバンドで固定し，また，核燃料粉末を，粉末袋に入れた後に粉末缶内に収納している場合もあるが，落下の衝撃により蓋がはずれ，また，粉末袋も破れ落下により粉末が容器外に漏れ出しエアロゾル化する可能性がある。粉末漏えいの影響を緩和する機能として，HEPA フィルタを接続した建家排気系統がある。また，地震などにより全交流電源が喪失した場合，排風機は停止し，建屋の閉じ込め機能が維持できなくなる可能性がある。

参考文献

(1) 関根 啓二，藤田邦雄，小玉貴司 他，“再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究 (2) 高レベル濃縮廃液の冷却システムと冷却機能喪失事象”，日本原子力学会 2012 年秋の大会予稿集 E32 (2012).

(2) 勝村 庸介, “福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 －沸騰水のラジオリシスと水素濃縮－”，放射線化学 第 92 号 (2011).

(3) M. Philippe, J. P. Mercier, J. P. Gue, "Behavior of Ruthenium in the Case of Shutdown of the Cooling System of HLLW Storage Tanks," *Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Cleaning Conf.*, San Diego, CA, Aug., 1990, NUREG/CP-0116 Vol.2.,

831-843, (1990).

(4) 西尾 軍治, “再処理施設の事故時における排気フィルタ設備の安全性実証試験”, 空気清浄, 25, 6, pp16-31 (1988).

(5) P.W.Cains, K. C. Yewer, S. Waring, “Volatilization of Ruthenium, Caesium and Technetium from Nitrate Systems in Nuclear Fuel Processing and Waste Solidification”, *Radiochimica Acta* 56, 99-104, (1992).

(6) “再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究” 運営管理グループ, “再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書”, (2014).

(7) 阿部 仁, 鹿島 陽夫, 内山 軍蔵 他, “核燃料サイクル施設におけるグローブボックスパネル材及びケーブル被覆材燃焼時の閉じ込め効果評価試験（受託研究）”, JAEA-Research 2011-015 (2011).

(8) 阿部 仁, 田代 信介, 渡邉 浩二 他, “核燃料サイクル施設における可燃性物質の燃焼時の閉じ込め効果評価試験（受託研究）”, JAEA-Research 2012-035 (2013).

(9) 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループフェーズⅡ報告書, “再処理施設において想定される事故の影響評価手法の現状と課題”, 平成 26 年 1 月 31 日

公表資料

附属書 W
（参考）
計算コードの概要

序文

この附属書では，放射性物質の気相への移行の評価及び施設内でのエアロゾルの移行挙動解析に有効な計算コードについて，その概要を述べる。

W.1　放射性物質を内包する機器内の物理・化学的挙動モデル

a)　**高レベル廃液蒸発乾固事故**　エアロゾルとして気相部に移行した放射性物質の施設外への移行量を評価するには，廃液中から貯槽気相部への移行量及び建屋内でのエアロゾルの移行挙動の評価が必要である。

1)　**廃液貯槽内部での廃液の沸騰**　日本原子力研究開発機構では，高レベル再処理廃液の沸騰を解析対象とする廃液沸騰模擬ツールを開発している(1)。沸騰中の廃液からの放射性物質の気相への移行メカニズムとしては，沸騰初期の液面での気泡の破裂によって生成される飛沫のうち比較的小さい粒径の飛沫のエアロゾル化と，沸騰晩期の揮発性 Ru の温度上昇に伴う気化による移行が想定される。前者は，蒸気発生量に依存し(1)，後者は，廃液の温度，硝酸量及び硝酸活量の関数(2)である。また，乾固後に顕著となる FP 硝酸塩の脱硝反応により生成される NOx が，蒸気に替わり，気相中の放射性物質の移行の駆動力となる。

溶液の沸騰は，近似的に気液平衡状態で継続的に液相が蒸発すると仮定して廃液の沸騰をモデル化している。沸騰模擬ツールでは上述の諸パラメータを，廃液の発熱量及び多成分硝酸塩水溶液である廃液の硝酸の気液平衡データを基に求めている。その有効性は実廃液の沸騰実験などの模擬で検証されている(3)。その計算のスキームを**図 W.1** に示すとともに参考文献(1)を基に以下に概説する。

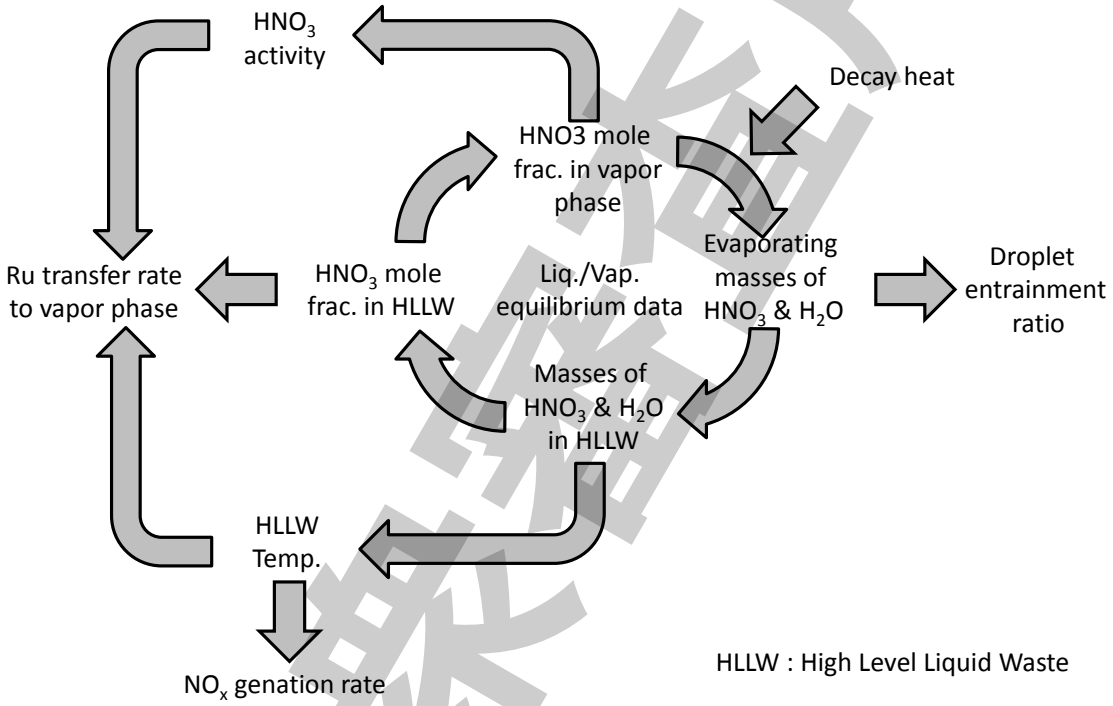
1.1)　**硝酸及び水の蒸発量の計算**　単位時間当たりの沸騰により蒸発する硝酸及び水量は，それぞれの値に蒸発潜熱を乗じた値の和が廃液中の放射性物質の崩壊による発熱量に等しくなる（ここでは，貯槽壁面からの除熱は，蒸発を早めるとの保守的な観点から無視する）。一方，蒸発によって硝酸及び水が気相へ移動するので，その前後で気液各相の硝酸モル分率は変化するが，平衡状態は維持される。熱収支と気液平衡条件を満足する蒸発量を逐次近似で求める。

1.2)　**廃液温度の計算**　1.1)の結果，廃液中の硝酸及び水の量が決まる。硝酸塩の塩効果を考慮してモル沸点上昇モデルによって新たな廃液温度を求める。

2)　**廃液から気相への放射性物質の移行**　沸騰中の廃液からの硝酸及び水蒸気の発生量，廃液の温度，硝酸モル分率及び硝酸活量を基に飛沫同伴率及び Ru の移行速度を計算する。

2.1) **飛沫同伴率の計算**　1.1)の結果，蒸発する硝酸及び水の量が決まる。これにより上向蒸気流速が求まり同伴する飛沫量が計算できる。

2.2) **Ru の移行速度の計算**　AE.2 a) 2)に示すように Ru の気相への移行速度は，廃液中の単位硝酸モル量当たりの値として，廃液の温度，硝酸モル分率及び硝酸活量の関数で表される。廃液温度は 1.2)で求められる。硝酸モル分率は，1.1)の結果である廃液中の硝酸及び水の量から求められる。硝酸活量は，温度の関数である 100%硝酸の飽和蒸気圧に対する気相部の硝酸蒸気分圧の比で定義され，気相部の硝酸蒸気分圧は気相部の硝酸モル分率から求められる。



注 a)　参考文献 (1)の Fig.3

図 W.1－廃液沸騰時の主要パラメータの計算スキーム a)

b) **セル内有機溶媒火災**　有機溶媒火災時には，煤煙や放射性物質が気相へ放出され移行する。経路中での移行挙動を計算コードを用いて評価する場合には，一般的に，経路中での熱流動に対する境界条件として，燃焼物質の燃焼に伴う気相への質量及びエネルギーの放出項（以下の質量及びエネルギー放出速度）を設定する必要がある。ここで質量放出速度とは，気相中への燃焼ガスなどの質量放出に係るソースタームである。これらについては，評価対象条件に適合した信頼性の高い実験データを参考にして設定する必要がある。このような適切なデータが存在しない場合は，サイクル施設を対

象とした米国の事故解析ハンドブック[(1)(5)] などの参考文献から条件が最も近いと考えられる推奨値を選択する方法が考えられる。

エネルギー放出速度は，質量消費速度（kg/s）に燃焼物質の発熱量（J/kg）を乗ずることで計算できる。なお，有機溶媒火災においては，質量消費速度は液面効果速度（m/s）として表現される場合がある。質量消費速度から煤煙放出速度を差し引くことで質量放出速度を設定することができる。

米国の核燃料施設事故解析ハンドブック（NUREG-1320）[(5)]では，核燃料施設で想定される様々な事故時の影響評価を行うために必要な推奨データと簡易評価手法（以下，“Hand Calculation モデル”という。）が具体的なサンプル問題とともに示されている[(5)]。火災事故に関しては，様々な可燃性物質の燃焼時の発熱速度データと質量消費速度の計算式が記載されており，有機溶媒火災に該当するデータを選択し適用することで，質量消費速度を簡易的に計算することができる。またこの他，拡張 Spalding の B ファクタモデル[(6)(7)]や FIRE SOUCE SIMULATION モデル[(8)]など，質量消費速度を計算するいくつかのモデルが報告されており，これらを使用して計算によって求めることもできる。

有機溶媒燃焼に伴う放射性物質の放出割合については，米国の事故解析ハンドブック（NUREG/CR-6410）[(1)]や E.Walker 報告書（BNFO-81-2）[(9)]などの公開論文で推奨されている数値を適用して設定することができる。

NUREG-1320 における Hand Calculation モデル[(5)]では，質量消費速度に対して，煤煙化率（ケロシンに対して 0.2%～8.9%）を乗ずることで煤煙放出速度を計算し設定することを推奨している[(5)]。すなわちここでの煤煙化率とは，有機溶媒の質量減少量に対する煤煙放出量の比となっている。

c) 急激な発熱を伴う爆発的な事故　再処理施設の“放射線分解水素の爆発”，“TBP などの錯体の急激な分解反応による発熱”及び“燃料加工施設の焼結用水素の燃焼”では，放射性物質の閉じ込め機能を有する SSCs の健全性評価のため，貯槽，グローブボックスなどの機器内又はセル，工程室などの構築物内の圧力挙動を解析する必要がある。

参考文献(10)では，汎用の水素爆発詳細計算コード：AutoReaGas Ver.3.1[(11)] を用いてグローブボックス内での水素爆発時のグローブボックス及び排気系での圧力挙動を解析した結果が示されている。AutoReaGas コードは，ガス爆発及び爆風の影響を解析する 3 次元の流動解析ソフトであり，爆燃解析と爆風伝播解析の二つの機能を持つ。

爆燃解析では，可燃ガスの燃焼による混合気の膨張で流れが生じ，混合気が充満する領域に構築物が存在することによる乱流促進効果により，燃焼速度が加速される“燃焼・膨張・乱流のフィードバック”による燃焼の加速と圧力波の生成をモデル化している。

爆風伝播解析では，Gas dynamics を Euler 方程式でモデル化し，有限差分法により解いている。爆燃解析の結果を初期条件に爆風の伝播，構築物による反射，回折を計

算する。

解析体系はグローブボックスと給気系と排気系の二つのダクトからなり，グローブボックス内での，水素ガスの蓄積を想定する事故シナリオであるため，換気系の停止を仮定し，グローブボックス内は換気流のない常温常圧としている。

なお，AutoReaGas コードは，現在利用できなくなっているが，OpenFOAM [12] などの CFD コードが利用可能である。

d) **核燃料物質による臨界**　臨界事故では，臨界事故発生直後の急激な核分裂反応及び事故終息までの比較的緩やかに継続する核分裂反応での核分裂数を解析する必要がある。

参考文献(13)によれば，臨界事故の規模を評価することを目的として，これまでにさまざまな動特性コードが開発されている（例 参考文献(14)）。これらの多くは一点炉動特性方程式に基づくものである。このうち，詳細な空間動特性解析は，一点炉動特性解析に比べ一般に多大な計算コストを必要とするため，事故規模の上限値評価に必要となるサーベイ計算などに用いることは困難であるとしている。動特性解析以外にも，事故事例の調査と炉物理的考察に基づいて総核分裂数や最高出力を核燃料物質の体積などの関数として表した簡易評価手法，添加反応度が温度及びボイドによるフィードバック反応度によって常に補償されるとする準定常法[15]などがあるとしている。

e) **使用済燃料の著しい損傷**　参考文献(16)では，シビアアクシデントを解析する計算コード MAAP（Modular Accident Analysis Program）を用い，使用済燃料プール（以下，“SFP（Spent Fuel Pool）”という。）での全交流電源喪失又は SFP 冷却系の故障に伴う冷却機能喪失及びプラント大規模損傷に伴うプール水喪失といった事故時の過渡解析を実施した結果が示されている。

MAAP は，米国電力研究所が開発したシビアアクシデント評価用の統合計算コードであり，軽水炉におけるシビアアクシデント発生時の原子炉冷却系の熱流動，炉心の過熱と崩壊及びリロケーション，原子炉圧力容器破損，原子炉格納容器破損から溶融炉心-コンクリート反応，さらには核分裂生成物（FP）の発生と移行及び環境への放出に至る事故シーケンス全般を取り扱うことができるとしている。Ver.5.0.1 から導入された SFP モデルでは，以下について計算することができる。

— プール水が沸騰するまでの時間
— 使用済燃料集合体が露出するまでの時間
— 使用済燃料集合体の過熱
— ジルコニウム-水反応及びジルコニウム酸化反応（ジルコニウム火災）
— 使用済燃料からの FP 放出
— 使用済燃料集合体の溶融進展（SFP 床でのコリウムプール形成及び MCCI 含む）

SFP モデルは，MAAP コードの格納容器(原子炉建屋)モデルをベースとして，そこに水プールを設定することにより取り扱われる。現状の SFP モデルでは，使用済燃料

ラック内のプール水の自然循環はモデル化されていないとしている。

参考文献(16)には，MAAP5 に付属する BWR 用サンプルデータの SFP 体系を用いて解析を実施した結果が示されている。

W.2　放射性物質とエアロゾルの移行モデル

貯槽などの放射性物質を内包する機器から流出したエアロゾル状の放射性物質は，給排気系内の空気，硝酸，水蒸気，NO_x ガスなどの流動に併せて，セル，工程室及び建屋を経由して施設外へ移行する。このような熱流動に伴うエアロゾルの移行挙動は，MELCOR [17]，MAAP などの発電用原子炉施設のシビアアクシデントを解析する計算コードで解析可能である。ただし，水以外の凝縮性気体の挙動を模擬できない。

a)　**高レベル廃液蒸発乾固事故**　MELCOR は，基本的には水-水蒸気系の熱水力計算コードであるので，沸点が 100℃以上になる硝酸塩水溶液の沸騰を扱えない。大気圧下での 100℃での水の沸騰で模擬することになる。参考文献(17)では，MELCOR の制御関数機能を活用して 100℃以上での廃液の沸騰の模擬を試みており，乾固時刻を過度に保守的に計算することはないとしている。

参考文献(17)(18)及び(19)には，建屋各区画内の凝縮水及び施設外へ放出される蒸気量の経時変化が示されている。この結果は硝酸蒸気を考慮せず水蒸気の凝縮のみで求めた凝縮水量である。硝酸の水に対するヘンリー定数は 4.7×10^{-6} atm/(mol/kg)（at 20℃）で水に溶けやすく，気相中の硝酸蒸気の分圧はほぼゼロに近く，水蒸気の凝縮のみでも凝縮水を過大評価することはないと考えられるとしている。

貯槽気相部に移行する揮発性化学種の RuO_4 は，硝酸及び水蒸気雰囲気中で可溶性のニトロシル Ru に変化し，水蒸気の凝縮に伴い液相へ移行する可能性を示唆する実験結果が得られている[20]。しかし，この移行過程を定量的にモデル化するのに必要な基礎的データは充分でなく，今後，実験などによるデータの取得が望まれる。

MELCOR は，建屋内の各区画でのエアロゾルの移行量を，凝集，重力沈降，熱泳動，拡散，拡散泳動の移行メカニズムのモデルにより計算する。これらのエアロゾルの移行挙動には，雰囲気組成の物性値が関係する。参考文献(21)では，これらの移行メカニズムに係る既往の速度式について考察している。それによれば，これらの速度式に含まれる雰囲気組成の物性値が影響し得るパラメータには，粘性係数，動粘性係数，気体の拡散係数，エアロゾルの拡散係数，熱伝導度があるが，気体の粘性係数及び Lennard-Jones パラメータが決定できればこれらの種々のパラメータは計算可能としている。参考文献(21)では，さらに硝酸及び NO_X（N_2O，NO，NO_2 及び N_2O_4）の粘性係数及び Lennard-Jones パラメータの推定が試みられている。それらの推奨値を**表 W.1** に示す。

公表資料

表 W.1－再処理施設の廃液貯槽の沸騰事故解析に必要な粘性係数及び Lennard-Jones パラメータ a)

Substances	Viscosity [μ P] at 100℃	Lennard-Jones parameters	
		σ (Å)	ε /J (K)
HNO_3	137.3	3.966	518.5
N_2O	182.6	3.828 (19)	232.4 (19)
NO	226.9	3.492 (19)	116.7 (19)
NO_2	98.4	4.810	469.8
N_2O_4	227.1	3.510	314.9

注 a) 参考文献(10)の表 4.4

b) **セル内有機溶媒火災** 燃焼に伴い放出される放射性物質は，この煤煙に付着しともに移行すると仮定して評価する場合がある。経路内での煤煙の移行については，MELCOR などの計算コードを用いて解析することができる。W.1 b)で述べた質量及びエネルギー放出速度は，熱水力計算の入力項となる。

可燃性物質の燃焼に伴って放出される煤煙などは，配管などの移行経路での沈着を経て，HEPA フィルタに捕集される。HEPA フィルタの差圧上昇挙動評価については，既報の煤煙負荷量と差圧の関係から得られた目詰まり係数を計算コードに引用・適用することができる。

一方，有機溶媒の燃焼後期には，煤煙とともに TBP を含有した有機ミストが放出され，HEPA フィルタの目詰まりが急激に進行する現象も報告されている(22)。これらの効果は，評価対象とする HEPA フィルタの種類（標準風量タイプか多風量タイプかなど）によっても異なることが考えられるため，HEPA フィルタの健全性の評価に際しては，他の事故終息措置の有効性とそれに基づく事象進展を踏まえた上で，場合によっては，これらの要因についてもモデル化し計算コードへの取り入れを考慮する必要がある。

c) **核燃料物質による臨界** 臨界事故において溶液中で生成する希ガス及びヨウ素種は，換気系などの施設内を移行し施設外に放出される。希ガスは全量が施設外へ移行するとして評価する。気相へ移行する放射性ヨウ素のうち 6 割以上が有機ヨウ素であることが実験で確認されている(23)。これらのヨウ素種の施設内雰囲気での化学変化，沈着挙動については未解明であり，LPF は 1.0 を仮定せざるを得ない現状である。

d) **UF_6 の漏えい** UF_6 が漏えいすると室内空気中の水分又は UF_6 シリンダ加熱用蒸気と反応し，フッ化水素（HF）及びフッ化ウラニル（UO_2F_2）を生じる。参考文献(24)及び(25)には，MELCOR を用いた建屋内での HF 及び UO_2F_2 の移行解析の結果が示されている。解析では，漏えいした UF_6 が瞬時に蒸気と反応し，HF（気体）及び UO_2F_2（エアロゾル）変化すると仮定している。

UF_6 は瞬時には蒸気と反応せず，漏えいした一部は UF_6 のまま移行するが，この量をエアロゾル化した UO_2F_2 とすることでその一部は重力沈降することになる。瞬時に反応すると仮定することは，気体として移行する UF_6 を過小評価することになるので，本実施基準ではこの仮定を推奨しない。従事者リスクの観点では，この仮定は保守側の結果となるが，ソースターム評価の観点では，施設外へ移行する UO_2F_2 の過小評価となる。これを回避するには，建屋内の移行経路を多分割し，UF_6 と蒸気の反応速度及び建屋内の換気流量を考慮して各区画で発生する HF 及び UO_2F_2 を時間依存のテーブルで設定することなどのモデル化の工夫が必要である。

e) **その他の事故**　放射線分解水素の爆発，急激な化学反応による発熱，使用済燃料の著しい損傷，放射性物質の漏えい，及び焼結用水素の燃焼での施設内での放射性物質を含むエアロゾルの移行挙動は，MELCOR，MAAP などのシビアアクシデントを解析する計算コードを援用して解析可能である。

参考文献

(1) 吉田 一雄，石川 淳，阿部 仁，“再処理施設の蒸発乾固事故での放射性物質の移行挙動解析”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.14, No.4, pp.213-226 (2015).

(2) 吉田 一雄，田代 信介，天野 祐希 他，“再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故における気相編のRu移行速度の導出”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.13, No.4, pp.155-166 (2015).

(3) 石川 淳，城戸 健太郎，吉田 一雄，“再処理施設の蒸発乾固事故での放射性物質の移行挙動解析”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.12, No.2, pp.165-174, (2013).

(4) Science Applications International Corporation, *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*, NUREG/CR-6410 (1998).

(5) J. E. Ayer, A. T. Clark, P. Loyson *et al.*, *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*, NUREG-1320 (1988).

(6) G. Nishio, S. Machida, “Pool Fires under Atmosphere and Ventilation in Steady-State Burning (Part I),” *Fire Technology*, Vol.23, No.2, pp146-155 (1987).

(7) G.Nishio, S. Machida, “Pool Fires under Atmosphere and Ventilation in Steady-State Burning (Part II),” *Fire Technology,* Vol.23, No.3, pp186-197 (1987).

(8) F. R. Krause, “FIRE SOURCE SIMULATION,” *CSNI Specialist Meeting on Interaction of Fire and Explosion with Ventilation System in Nuclear Facilities* (1983).

(9) E. Walker, *A Summary of Parameters Affecting the Release and Transport of Radioactive Material from an unplanned Incident*, BNFO-81-2 (1978).

(10) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター，“平成 17 年度 MOX 燃料加工施設安全技術調査等（確率論的安全評価等調査）調査報告書”，平成 18 年 3 月（2006).

公表資料

(11) Century Dynamic Inc. and TNO Prins Maurits Lab., *AutoReaGas User's Manual Version3.1.*

(12) Sourceforge OpenFOMA
入手先：http://foam.sourceforge.net/docs/Guides-a4/UserGuide-Japanese.pdf

(13) 山根 祐一，中島 健，阿部 仁 他，“核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査(V) 臨界事故影響の評価手法と試解析”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.9, No.1, pp.96-107 (2010).

(14) 中島健，山根祐一，三好慶典，“溶液燃料体系の臨界事故解析コード：AGNES”，JAERI-Data/Code 2002-004 (2002).

(15) K. Nakajima, T. Yamamoto, Y. Miyoshi, “Modified Quasi-Steady-State Method to Evaluate the Mean Power Profiles of Nuclear Excursions in Fissile Solution,” *J. Nucle. Sci. Technol.*, 39[11], 1162 (2002).

(16) 電力中央研究所，“使用済燃料プールの事故時冷却特性評価 －MAAP コードを用いた冷却機能及び冷却材喪失事故解析－”研究報告：L12007，平成 25 年 5 月(2013).

(17) R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson *et al.*, *MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manuals, Version 1.8.5 May 2000*, NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2, SAND2000-2417/2 (2000).

(18) 吉田 一雄, 石川 淳, “MELCOR コードを用いた再処理施設の廃液沸騰事故事象解析”，JAEA-Research 2012-026 (2012).

(19) 吉田 一雄，“重大事故対処策を考慮した再処理施設の蒸発乾固事故解析”，JAEA-Research 2016-004 (2016).

(20) “再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究” 運営管理グループ，“再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書”(2014).

(21) 吉田 一雄，石川 淳，“再処理施設の廃液沸騰事故でのエアロゾル移行挙動に影響する気体の熱力学物性値の推定”，JAEA-Research 2013-013 (2013).

(22) 阿部 仁，田代 信介，渡邉 浩二 他，“核燃料サイクル施設における可燃性物質の燃焼時の閉じ込め効果評価試験（受託研究）”，JAEA-Research 2012-035 (2013).

(23) 阿部 仁，田代 信介，永井 斉 他，“溶液燃料の過渡臨界事象に伴う放射性ヨウ素及び希ガスの放出挙動に検討（受託研究）”，JAERI-Tech 99-067 (1999).

(24) 原子力規制庁，“平成 26 年度安全研究成果調査票（中間評価）”，平成 27 年 7 月 http://www.nsr.go.jp/data/000115381.pdf

(25) S. H. Kim, R. P. Taleyarkhan, K. D. Keith *et al.*, “Modeling and Analysis of Postulated UF_6 Release Accidents in Gaseou Diffusion Plant,” *the Fourth Int. Conf. on Nuclear Engineering*, March 10-14, 1996, New Orleans, Louisiana, USA.(1996).

公表資料

附属書 X
（参考）
事故シーケンスの分析

序文

この附属書は，箇条 14 において参考となる AESJ-SC-P008:2013 の附属書（参考）を示したものである。

X.1　イベントツリー作成手法

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 Q（参考）**を参照。

X.2　ヘディングの設定順序の考え方

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 R（参考）**を参照。

X.3　時間の経過を考慮した事象などの例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 S（参考）**を参照。

X.4　緩和設備間の従属性の例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 T（参考）**を参照。

X.5　大イベントツリー／小フォールトツリーにおける従属性の考え方

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 U（参考）**を参照。

公表資料用

附属書 Y
（参考）
システム信頼性解析

序文

この附属書は，箇条 16 において参考となる AESJ-SC-P008:2013 の附属書（参考）を示したものである。

Y.1　フォールトツリー法以外のシステム信頼性解析手法

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 V（参考）**を参照。

Y.2　フォールトツリーで使用される記号

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 W（参考）**を参照。

Y.3　基事象発生確率の算出の例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 Y（参考）**を参照。

Y.4　試験及び保守による使用不能状態の例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 Z（参考）**を参照。

Y.5　サブツリー化できない場合の具体例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AB（参考）**を参照。

Y.6　システム間の従属性を同定する方法の例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AC（参考）**を参照。

Y.7　共通原因機器グループの同定方法の例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AD（参考）**を参照。

Y.8　共通原因故障の一般パラメータ，一般データソースの例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AE（参考）**を参照。

公表著作用

附属書 Z
（参考）
人間信頼性解析

序文

この附属書は，箇条 17 において参考となる AESJ-SC-P008:2013 の附属書（参考）を示したものである。

Z.1　人間信頼性解析で対象とするタスク

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AF（参考）**を参照。

Z.2　人間信頼性解析の手順

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AG（参考）**を参照。

Z.3　起因事象発生前の作業及び起因事象発生後の作業に関する収集情報の具体例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AH（参考）**を参照。

Z.4　人的過誤確率の一貫性の確認

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AI（参考）**を参照。

Z.5　人間信頼性解析の対象から作業を除外する際のルールの例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AJ（参考）**を参照。

Z.6　作業完了後の回復操作失敗に考慮する復旧失敗モードの例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AK（参考）**を参照。

Z.7　THERP 手法以外の人間信頼性解析の例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AL（参考）**を参照。

Z.8　過誤回復の評価における使用データの例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AM（参考）**を参照。

Z.9　対象とする人的過誤の分類と認知失敗及び操作失敗

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AN（参考）**を参照。

公表資料用

Z.10　起因事象発生後の人的過誤事象の設定にて考慮する項目

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AO（参考）**を参照。

Z.11　同一カットセット内の人的過誤事象間の従属性に関する注意事項

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AP（参考）**を参照。

公衆縦覧用

附属書 AA
（参考）
パラメータの作成

序文

この附属書は，箇条 18 において参考となる AESJ-SC-P008:2013 の附属書（参考）を示したものである。

AA.1　一般パラメータ，一般データソースの例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AQ（参考）**を参照。

公表審査用

附属書 AB
（規定）
事故シーケンスの定量化手法

序文

この附属書は，箇条 19 における事故シーケンスの定量化手法について規定したものである。

AB.1　一般事項

事故シーケンスの定量化では，イベントツリーにおけるヘディング間の従属性及び複数のイベントツリーを組合せて評価する場合，異なるイベントツリーにおけるヘディング間の従属性を適切に評価できる手法を用いる。この条件を満たす定量化手法として，フォールトツリー結合法及び条件付分岐確率イベントツリー法がある。

AB.2　フォールトツリー結合法

フォールトツリー結合法は，一般的には，小イベントツリー／大フォールトツリー法で作成されたモデルの定量化に用いる。

フォールトツリー結合法では，イベントツリーで定義された各事故シーケンスに対して，各ヘディングに対応するフォールトツリーを AND 結合して各事故シーケンスに対応するフォールトツリーを構築する。例えば，起因事象 T 及びシステム A，B，C をヘディングとするイベントツリーにおいて，A，B，C の故障が重なった事故シーケンス $TABC$ に対応するフォールトツリー $F(TABC)$ は，式(V.1)で与えられる。

$$F(TABC) = T \cap F(A) \cap F(B) \cap F(C) \tag{AB.1}$$

ここに，　T：起因事象
$F(A)$：システム A のフォールトツリー
$F(B)$：システム B のフォールトツリー
$F(C)$：システム C のフォールトツリー

作成した事故シーケンスに対応するフォールトツリーについて最小カットセットを算出し，各基事象に該当する確率値を代入することによって定量化を実施する。

小イベントツリー／大フォールトツリー法では，安全機能又はフロントライン系をヘディングとしてイベントツリーを作成する。系統間の従属関係はフォールトツリーの中で明示的に展開される。このため，システムのフォールトツリーが大きなものとなりやすく，更にこれらを結合して作成した事故シーケンスに対応するフォールトツリーも巨大なものとなり，このフォールトツリーに対応する最小カットセットも膨大な数となる可能性がある。

原案作成中

成功している安全機能又はシステムが事故シーケンスに含まれている場合には，これを明示的に示すために，成功している安全機能又はシステムのフォールトツリーを NAND 結合する。フォールトツリーがあまりに巨大化するときには，成功している安全機能又はシステムを省いた保守側の近似を用いてもよい。

AB.3　条件付分岐確率イベントツリー法

条件付分岐確率イベントツリー法は，一般的には，大イベントツリー／小フォールトツリー法で作成されたモデルの定量化に用いる。

大イベントツリー／小フォールトツリー法では，フロントライン系だけでなくサポート系もヘディングとしてイベントツリーを作成し，事故シーケンスを展開する。系統間の従属関係はイベントツリーにおいて明示的に展開する。大イベントツリー／小フォールトツリー法では，イベントツリーは大型化するのに対して，イベントツリーのヘディングが対象とするシステムの範囲（規模）は小さくなることから，フォールトツリーは小型化する傾向がある。

システムの信頼性モデルの作成にはフォールトツリー手法が使用されることが多いが，これ以外にも GO 手法などを使用してもよい。これらの手法で求めたシステムのアンアベイラビリティをイベントツリーの分岐確率として使用する。

イベントツリーにおける各ヘディングの分岐確率は，事故シーケンスがどのパスを通ってその分岐に到るかに応じて，すなわち，イベントツリーの上流側のシステムの成否によって数値が異なってくる場合がある。上流側の条件が分岐確率に対する境界条件を与えることから，条件付分岐確率イベントツリー法はバウンダリコンディション法（境界条件法）とも呼ばれる。

条件付分岐確率イベントツリー法では，フォールトツリー結合法とは異なり，事故シーケンスに対応する最小カットセットは算出せずに，事故シーケンスの発生頻度を分岐確率の積として算出する。例えば，起因事象 T 及びヘディング A，B，C から成るイベントツリーにおいて，システム A が成功し B，C が故障する事故シーケンス $S = T\bar{A}BC$ の発生頻度 $\varphi(S)$ は，式(V.2)によって求められる。

$$\varphi(S) = \varphi(T) \times f(\bar{A} \mid T) \times f(B \mid T\bar{A}) \times f(C \mid T\bar{A}B) \tag{AB.2}$$

ここに，

$\varphi(S)$	：	事故シーケンス S の発生頻度
$\varphi(T)$	：	起因事象 T の発生頻度
$f(\bar{A} \mid T)$	：	T が発生した場合に A が発生しない確率
$f(B \mid T\bar{A})$	：	$T\bar{A}$ が発生した場合に B が発生する確率
$f(C \mid T\bar{A}B)$	：	$T\bar{A}B$ が発生した場合に C が発生する確率

AB.4　定量化における留意事項

事故シーケンスの定量化における留意事項を次に示す。

a) **打切り値の設定**　事故シーケンスの定量化では，最小カットセット又は事故シーケンスに対して打切り値を用いてもよい。打切り値は，モデル化されている重要な従属性が欠落することがなく，事故シーケンスの発生頻度に与える影響が無視できるように設定する。

b) **複数の人的過誤事象を含む場合の取扱い**　17.7.4 に示すように，潜在的に重大な影響を及ぼす可能性を有する，複数の人的過誤事象が含まれた最小カットセット又は事故シーケンスを特定し，従属性の影響を評価してその結果をとりまとめる。その際，これらが打ち切りされないように十分に大きな人的過誤確率を用いた再評価を別途行ってもよい。

c) **近似的な定量化手法の適用**　平均値を用いてカットセットの定量化を行う場合は，厳密解若しくは上限近似を用いる。稀有事象近似は，基事象の確率が大きい場合には適用性に留意する。

　注記　例えば ASME/ANS PRA 標準[1]では，基事象の確率が 0.1 未満のときに使用を認めている。

d) **論理ループの削除**　フォールトツリーの中に論理ループが存在する場合には，フォールトツリーの妥当性を検討した上で，フォールトツリーを修正するか，当該論理ループを削除する。

e) **成功分岐の定量化**　成功分岐を含む事故シーケンスでは，成功分岐の確率を 1.0 で近似して定量化してもよい。その場合，発生頻度を高めに評価することに留意する。

　注記　例えば成功確率が 0.9 の分岐を 1.0 で近似した場合，それ以降のシーケンスの発生頻度が 1.0／0.9 倍高めに評価されることになる。

f) **排反事象の削除**　事故シーケンスの定量化において，排反事象を含む最小カットセットが生じた場合には，フォールトツリーの妥当性を検討した上で，排反事象が生じないようにフォールトツリーを修正するか，当該最小カットセットを削除して定量化を実施する。

g) **サブツリー又は分岐確率を使用する場合の定量化**　システムモデルにサブツリーを用いる場合又は，フォールトツリー結合法において分岐確率を用いる場合には，これらのサブツリー又は分岐確率を算出した機器は他の基事象又はサブツリーとは独立であって，評価結果への影響が無視できることを確認する。

h) **論理フラグの使用**　論理フラグを使用する場合，カットセットの生成前に，各事故シーケンスについて，論理フラグ事象を適切に真，又は偽に設定していることを確認する。

公表資料

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-Sa-2009 (2009).

公表審査用

附属書 AC
（参考）
事故シーケンスの定量化

序文

この附属書は，箇条 19 において参考となる AESJ-SC-P008:2013 の附属書（参考）を示したものである。

AC.1　最小カットセットの打切り値

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AS（参考）**を参照。

AC.2　評価結果のとりまとめの例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AU（参考）**を参照。

AC.3　事故シーケンスの定量化結果をレビューする際の着眼点

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AV（参考）**を参照。

公表著作用

附属書 AD
（規定）
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に準じて実施する事項

序文

この附属書は，**5.1**，箇条 **20** 及び **23.5** における“発電用原子炉施設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に準じて実施する事項”について規定したものである。

AD.1　実施内容

核燃料施設の地震による機器などの損傷の詳細評価は，**AESJ-SC-P006:2015** の本文及び附属書（規定）に準じて実施する。

具体的には，**AESJ-SC-P006:2015** の実施基準は発電用原子炉施設に対するものであり，発電用原子炉施設と核燃料施設では特性が異なるため，**AESJ-SC-P006:2015** に準じて実施する際は核燃料施設の特性を踏まえて以下の a)，b)に従って実施する（**解説 5.6** 参照）。

a)　核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条

　　表 AD.1 に従って実施する。

b)　発電用原子炉施設特有の設備などの用語を核燃料施設向けに読み替えや削除するなどにより適用が可能となる箇条

　　表 AD.2 に従って実施する。

なお，**表 AD.1** 及び**表 AD.2** の太枠で示している範囲が本実施基準の規定である。

公表資料

表 AD.1－核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条（その 1）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	内容	箇条	内容	
5.4.1.1 5.4.1.2	炉心損傷シナリオの広範な分析及び選定 燃料プール内燃料の損傷シナリオの広範な分析及び選定	20.2	二つの箇条を統合し，“事故シナリオの広範な分析及び選定”とする。 なお，核燃料施設の“事故シナリオの広範な分析及び選定”は，5.4.1.2 の内容を削除し，5.4.1.1 の内容を基として共通的に読み替えが必要な用語を読み替える。 （**表 AD.2** 参照）	発電用原子炉施設では燃料プール内燃料の損傷が後から追加された経緯があるため，炉心損傷と燃料プール内燃料の損傷に分かれて記載されているが，核燃料施設ではプール内の使用済燃料損傷も詳細評価対象事故の 1 事象であるため，“事故シナリオの広範な分析及び選定”として，詳細評価対象事故シナリオをとまとめて.1 項として記載する。
5.4.1.1 b) 2)	2.1) 安全機能を有する SSCs 以外の屋内設備の損傷 炉心損傷に直接繋がらないものの，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し，炉心損傷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分析及び選定する。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い，上位の機器への波及的影響を含める。また，設備間の空間的相互作用による炉心損傷シナリオへの影響も含める。 2.2) 安全機能を有する SSCs 以外の屋外設備の損傷 上記 2.1)と同様の分析を行い，炉心損傷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。この事故シナリオには，原子炉施設周辺斜面の崩壊による炉心損傷への二次的影響も含める。（**附属書 L（規定）** 参照）	20.2	・屋内設備と屋外設備に関する記載を統合することにより下線部の削除。 ・共通的な用語の読み替え。 （**表 AD.2** 参照）	“安全機能を有する SSCs 以外の設備の損傷”を屋内と屋外に分けているが，特に不要のため統合する。

表 AD.1－核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条（その 2）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	内容	箇条	内容	
5.4.1.1 b) 5)	5) 複数基が立地するサイトにかかわる事故シナリオの分析及び選定 複数基が立地するサイトにおいては，ユニット間の相互依存関係を考慮し，炉心損傷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。【附属書 K（参考）参照】	20.2	5) 複数の建屋で構成される施設にかかわる事故シナリオの分析及び選定 複数の建屋で構成される施設においては，建屋間の相互依存関係を考慮し，詳細評価対象事故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。	核燃料施設の場合は，再処理施設など，複数の建屋で構成されている場合もあり，考慮する必要がある。
5.4.2.1 5.4.2.2	炉心損傷に対する広範な事故シナリオのスクリーニング 燃料プール内燃料の損傷シナリオの広範な分析及び選定	20.2	二つの箇条を統合し，“広範な事故シナリオのスクリーニング”とする。 なお，核燃料施設の“広範な事故シナリオのスクリーニング”は，5.4.2.2 の内容を削除し，5.4.2.1 の内容を基に共通的に読み替えが必要な用語を読み替える。 （**表 AD.2** 参照）	5.4.2.1 項と 5.4.2.2 項に炉心損傷と燃料プール内燃料損傷が挙げられているが，再処理施設では詳細評価対象事故（臨界，水素爆発など）シナリオに該当するため，それぞれに対して事故シナリオのスクリーニングが必要である。このため，詳細評価対象事故として 1 項目にまとめて記載する。

公表資料

表 AD.1－核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条（その 3）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	内容	箇条	内容	
5.5.1.1	5.4 において，地震時特有の事故シナリオを見落としなく抽出及び選定し，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整理し明確にする。なお，内的事象 PRA が実施済みの場合は，地震 PRA で考慮している事故シナリオとの関係を整理し，事故シナリオに重複がないように留意する。 － 地震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，地震時特有の事故シナリオという）の明確化 － 地震時特有の事故シナリオと内的事象 PRA で考慮している事故シナリオとの調整 － 地震 PRA で対象とする地震動強さの下限範囲の設定	20.2	5.4 において，地震時特有の事故シナリオを見落としなく抽出及び選定し，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，次の二項目に着目して整理し明確にする。なお，内的事象 PRA が実施済みの場合は，地震 PRA で考慮している事故シナリオとの関係を整理し，事故シナリオに重複がないように留意する。 － 地震時には有意な確率で発生し，詳細評価対象事故に至る事象（以下，“地震時特有の事故シナリオ”という）の明確化 － 地震時特有の事故シナリオと内的事象 PRA で考慮している事故シナリオとの調整 核燃料施設では，耐震クラス B, C の SSCs が起因事象に関連する場合があることから，地震 PRA で対象とする地震動強さの下限範囲は設定しない。ただし，耐震 B,C クラスの SSCs の損傷確率が保守的になるようにフラジリティを設定する場合は，低加速度領域において発生頻度評価結果が過度に保守的にならないように留意する必要がある。 （**解説 5.5** 参照）	核燃料施設では，耐震クラス B，C の SSCs が起因事象に関連する場合があることから，地震 PRA で対象とする地震動強さの下限範囲は設定しない。

公表資料

表 AD.1－核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条（その 4）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	内容	箇条	内容	
5.5.1.2	c) 地震 PRA で対象とする地震動強さの下限範囲の設定 事故シナリオを適切に評価するために，地震 PRA で対象とする地震動強さの範囲の下限は，地震動を地震動感知計で感知して原子炉が自動停止となる信号の設定点を目安として設定する。また，これ以外の手法を用いる場合には，対象とすべき事故シナリオが適切に評価されていることを感度解析などで示す。評価対象とする地震動強さ以上で耐震クラスの低い SSCs が損傷しているものとして，保守的に評価する場合には，その他の保守性とあいまって過剰に保守的な評価とならないよう留意する。【附属書 V（参考）参照】	20.2	・下線部の削除。	核燃料施設では B,C クラスの SSCs にもフラジリティを考慮するとともに，内的事象 PRA の起因事象は運転実績からではなく，HAZOP で評価する再処理施設の場合，下限値を設定する意義は薄いため，地震動強さの下限設定はしない。
5.5.2.2 a)	6) 地震動によって直接的な格納容器の損傷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。また，簡略化又はスクリーニングを行う場合には，プラント損傷状態の定義又は分類との対応に留意し，異なる定義又は分類の事故シーケンスを代表又は包含しないようにする。	20.2	・下線部の削除。	直接的な格納容器の損傷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く，発電用原子炉施設ではレベル 1 とレベル 2 を分けているため，その他の事象と明確に区別しているが，核燃料施設においてはレベル 1 とレベル 2 を分けないため，特別扱いは不要。

公表資料

表 AD.1－核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条（その 5）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	内容	箇条	内容	
7.2.3 a) 1)	建屋の要求機能喪失に繋がる構造的損傷モードとしては,安定性にかかる損傷モード,層崩壊にかかる損傷モード,局部破壊にかかる損傷モード,間仕切り壁及び扉などの非構造部材の破壊にかかる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的損傷モード及び部位を選定する。ここで,炉心損傷に直結する破壊モード及び部位に対しては,建屋の崩壊シーケンスを踏まえて,層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定してもよい。【附属書 BK（参考）参照】	20.4	建屋の要求機能喪失に繋がる構造的損傷モードとしては，安定性にかかる損傷モード，層崩壊にかかる損傷モード，局部破壊にかかる損傷モード，間仕切り壁及び扉などの非構造部材の破壊にかかる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的損傷モード及び部位を選定する。ここで，詳細評価対象事故に直結する破壊モード及び部位に対しては，建屋の崩壊シーケンスを踏まえて，層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊又は柱・梁架構の曲げ・せん断破壊を選定してもよい。	核燃料施設では柱・梁架構も用いられているため，柱・梁架構に関する記載を追加。
7.2.4 a) 1) 1.1)	支配的な損傷モードである層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊に対しては,せん断力又はせん断歪とする。	20.4	支配的な損傷モードである層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊に対しては，せん断力又はせん断歪とする。支配的な損傷モードである層崩壊を伴う柱・梁架構の曲げ・せん断破壊に対しては，曲げモーメント若しくは曲率（部材角），又はせん断力若しくはせん断歪（部材角）とする。	核燃料施設では柱・梁架構も用いられているため，柱・梁架構に関する記載を追加。

公表資料

表 AD.1－核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条（その 6）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	内容	箇条	内容	
8.1	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，プラントの地震時における燃料の重大な損傷頻度を定量化すると共に，主要結果に対する分析を実施する。さらに，評価結果に影響する評価上の仮定などの因子の感度を把握するため，不確実さ解析及び感度解析を実施する。事故シーケンス評価は，次の手順に従って実施する。【図 8.1 参照】	20.5	箇条 5，箇条 6，及び箇条 7 によって得られた情報を用い，詳細評価対象事故の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，詳細評価対象事故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。放射性物質の閉じ込め機能を有する SSCs については，地震動に対する健全性を考慮し，必要に応じて地震以外の物理的な負荷に対する健全性について，**R.2** 及び **14.3** を実施し，モデル化に反映する。このモデルを用いて，事故シーケンスの定量化を実施し，プラントの地震時における詳細評価対象事故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。さらに，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，不確実さ解析及び感度解析を実施する。	核燃料施設は非密封系であり，放射性物質の閉じ込め機能は換気システム（負圧閉じ込め，フィルタ経由放出）で維持されている。このため，モデル化に当たってはこの特徴を考慮する必要がある。

公表資料

表 AD.1－核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条（その 7）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	内容	箇条	内容	
8.2.2 a)	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。 (以下略)	20.5	・下線部の削除。	発電用原子炉施設では，炉心損傷に至る多数の事故シーケンスに対してグループ化を行うものであり，核燃料施設の場合は多種多様な事故が存在しており，このような多種多様な事故に対して共通的にグループ化できないものもあり，規定により制約となる懸念があるため，グループ化に関する記載は削除する。
8.3.3	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。 (以下略)	20.5	・下線部の読み替え。 →　事象進展の分析を行う。	発電用原子炉施設では炉心損傷を判断するために熱水力解析や構造解析などを用いるが，核燃料施設での詳細評価対象事故事象の判断にそぐわないため，事象進展の分析を行うこととする。

公表資料用

表 AD.1－核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条（その 8）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	内容	箇条	内容	
8.5.6 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，当該設備または機器が有する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，地盤など，代替が効かないため設計や立地選定などにより高い信頼性を持たせている設備や機器への適用では，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。【附属書 DM（参考）参照】	23.5.1	重要度解析では，発生頻度と影響（被ばく線量）を考慮した指標を用いる。 発生頻度に影響（被ばく線量）のウエイトをかけたリスク指標を算出する。 （**解説 5.4** 参照）	核燃料施設は非密封系（負圧による閉じ込め）で放射性物質を取り扱っており，レベル 1 とレベル 2 の区別がないため，被ばく評価までを一括評価する必要がある。
附属書 A（規定）	地震 PRA の品質を確保するための方策	—	本附属書（規定）は使用しない。	地震 PRA の品質を確保するための方策については，AESJ-SC-RK006:2013 に従い実施する。

公表資料

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 1）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
共通	炉心損傷	共通	詳細評価対象事故	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。
共通	炉心損傷事故	共通	詳細評価対象事故	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。
共通	重大な燃料の損傷	共通	詳細評価対象事故	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。
共通	燃料の重大な損傷	共通	詳細評価対象事故	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。
共通	原子炉設置許可申請書	共通	事業許可申請書/事業指定申請書	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。
共通	工事計画認可申請書	共通	設計及び工事の方法の認可申請書	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。
共通	原子炉施設	共通	核燃料施設	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。
共通	SA	共通	詳細評価対象事故	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。
共通	免震型原子力発電施設	共通	免震型原子力施設	発電用原子炉施設特有の用語を核燃料施設向けに読み替える。

公表資料

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 2）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
5.4.1.1 a) 2)	また，設計地震動を大きく超える地震動に対しては，重要な SSCs（例：原子炉建屋，原子炉圧力容器など）の損傷によって炉心損傷に直結する事故シナリオが生じる可能性がある。事故シナリオの選定に当たっては，地震起因の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（地震動による二次的影響（斜面崩壊，クレーン落下），水素爆発による複数基への影響，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。評価の目的に応じて，上記主要因による事故シナリオを対象として分析及び選定する。	20.2	・下線部の削除。（共通的な用語の読み替え箇所を除く） ・共通的な用語の読み替え。 （炉心損傷→詳細評価対象事故）	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
5.5.1.2 a)	1) 地震動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，原子炉圧力容器損傷，一次系配管の大規模な破断（例えば，ECCS 性能を上回る一次冷却材の流出を生じる LOCA（Excessive-LOCA:E-LOCA）），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モデル化してもよい。【附属書 U（参考）参照】 2) 地震動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，及び緩和設備間の従属性を適切に考慮する。	20.2	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。

公表資料

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 3）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
5.5.2.2 b)	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 を明確にする。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によって評価から除外した場合には,その考え方を建屋･機器リストを利用するなどによって明確にする。【附属書 U（参考）参照】	20.2	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.1 e)	（前略） 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見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に区分けしてフラジリティ曲線を求める。	20.4	・下線部の削除。（共通的な用語の読み替え箇所を除く） ・共通的な用語の読み替え。 （炉心損傷→詳細評価対象事故）	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.2.2	フラジリティ評価の対象は，5.6 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に加えて，原子炉圧力容器外での燃料の損傷及び津波 PRA などでの評価も念頭に置いて，津波防護施設・設備など，使用済燃料プール，及び本震経験後の津波により漂流物となる可能性のある設備なども評価対象とする。【附属書 BH（参考）参照】 (以下略)	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.2.3	その損傷が発生した場合に直接的又は間接的に炉心，格納容器バウンダリ若しくは使用済燃料の健全性に対して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部位の抽出を行う。 (以下略)	20.4	・下線部の読み替え。 →閉じ込め	発電用原子炉施設特有の記載を核燃料施設向けに読み替える。

技術者専用

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 4）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
7.2.3 a) 2)	安全上重要な屋外土木構造物として，非常用海水取水系設備の取水ピットと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部位は，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，取水機能と海水ポンプ支持機能などがあげられる。取水機能としては，必要取水空間を確保するための耐荷性能と，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維持並びに変形に対する配管支持機能を維持する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，支持機能の確保があげられる。支持機能としては，配管設置空間の維持と変形に対する配管支持機能を維持するために耐荷性能を確保する必要がある。	20.4	・下線部の読み替えと削除。 →屋外土木構造物がある場合は， →①，②の記載を削除。	発電用原子炉施設特有の記載を核燃料施設向けに読み替える。また，発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.2.3 a) 3)	3) 原子炉格納容器 原子炉格納容器の要求機能喪失に繋がる損傷モードとしては，本体の損傷にかかる損傷モード，耐圧機能の喪失にかかる損傷モード，隔離失敗にかかる損傷モード，圧力抑制機能の喪失にかか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部位を選定する。【附属書 BK（参考）参照】	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。

公表資料用

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 5）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
7.2.3 b)	(前略) ただし，ポンプなどについては，送水機能，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有する場合があり，前２者については，両損傷モードを考慮する必要が有るが，後者の観点では構造的損傷モードのみ考慮すればよい。【附属書 BK（参考）参照】	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.2.3 c)	(前略) 基礎地盤は建屋，津波防護施設（防潮堤など）及び開閉所などの施設，周辺斜面は建屋，津波防護施設（防潮堤など），開閉所及び復水タンク（CST）などの屋外施設，取水ピットなどの地中構造物，送電網の鉄塔など及び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。 (以下略)	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.2.4 a) 1) 1.2)	評価対象構造物の目標性能として，①～④に留意し，取水ピット及び海水管ダクトの損傷評価のための適切な指標を選定する。 (以下略)	20.4	・下線部の読み替え。 →安全上重要な屋外土木構築物	発電用原子炉施設特有の記載を核燃料施設向けに読み替える。
7.2.4 a) 1) 1.3)	原子炉格納容器に想定される各損傷モード及び部位に応じて，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，2)の損傷モードと同様である。	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.2.6 a)	建物･構築物及び地盤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かかる基本的な評価手順を次に示す。なお，原子炉格納容器のコンクリート部分，津波防護施設･設備など，及び使用済燃料プールにおける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 BO（参考）参照】 (以下略)	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。

原子力規制庁

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 6）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
7.2.6 b)	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かか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における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 BO（参考）参照】 (以下略)	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.6.2.4 b)	(前略) 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) 建物･構築物と同様な手順に従い，フラジリティ曲線を算定する。 なお，地震動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，地震動強さ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，地震動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。	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
7.6.3.4 c)	地盤のフラジリティ曲線の算定例としては，上記【附属書 CI（参考）】において，原子炉建屋基礎地盤の浮き上がり，滑りを損傷モード･部位とする例を示す。	20.4	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。

公表資料用

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 7）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
8.2.1 b)	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かかる 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。【附属書 U（参考）参照】	20.5	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
8.2.2 a)	(前略) また，起因事象の階層順序は，一つの地震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 8.3 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原則として考慮しないが，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，次のいずれかによりその影響を適切に評価する。【附属書 CO（参考）参照】 (以下略)	20.5	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
8.2.2 b)	(前略) 次に，階層イベントツリーによる起因事象の発生確率の定量化の方法について示す。 階層イベントツリーの順に，概念は図 8.2 に示すように，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掛けて，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 となるように求める。	20.5	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の記載のため削除する。

公表資料

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 8）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
8.3.2	(前略) なお，安全機能には SA 対策として整備した設備(東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ配備した設備などを含む)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。 1) 反応度制御機能 2) 炉心及び燃料プールの冷却機能 3) 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，制御建屋，原子炉圧力容器若しくは原子炉冷却材配管などの損傷，又は計測制御装置などの機能喪失が発生する場合には，燃料の重大な損傷に直結すると想定することはなく，最適評価並びに不確かさ評価を行うことが望ましい。ただし，例えば原子炉建屋破損のように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保守的に燃料の重大な損傷に直結すると想定してよい。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と範囲を解析評価により特定する必要がある。	20.5	・下線部の変更と削除。 → 含める。 → a) ~c) の記載を削除。	発電用原子炉施設特有の記載を核燃料施設向けに変更。また，発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。

公表資料用

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 9）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
8.3.2 （続き）	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】【附属書 BK（参考）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，地震動強さの小さい範囲で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。 現実的耐力が小さな SSCs の例としては，外部電源，給水系，常用の補機冷却系などがある。 d) SA 対策の扱い SA 対策として整備した設備（東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえ配備した設備などを含む），運転員操作を考慮する場合は，耐震性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備などとして同定する。【附属書 CP（規定）参照】【附属書 CQ（参考）参照】【附属書 CR（参考）参照】	20.5 （続き）	→ d) を削除。	

公表資料

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 10）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
8.3.3 b) 1)	成功基準の時間依存性を考慮することによって，大きい影響がありう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。これらの設備では，地震感知計によって，耐震安全性のために設定された地震動強さを感知した場合に，原子炉自動停止信号を発信するが，完全な原子炉停止までに時間遅れが生じる。この時間遅れの間に，地震動によって炉内構造物の変位などが生じ，制御棒の挿入時間の遅れが増大する可能性があることを考慮しなければならない。これらの設備の成功基準設定では，燃料の重大な損傷の回避に許容される制御棒挿入遅れの現実的な限界時間を熱水力解析などによって求め，地震時固有の成功基準を設定してもよい。【附属書 CE（参考）のうち“CE.8.9.5”参照】	20.5	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
8.3.4 c) 1)	地震に起因する 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保守的な取扱いをしてもよい。	20.5	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
8.6	格納容器機能喪失シナリオの分析	20.5	・細分箇条削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
附属書 L (規定) 序文	この附属書は，原子炉施設周辺斜面の崩壊による炉心損傷への影響評価について規定したものである。また，燃料プールにおける重大な燃料損傷への影響評価を行う場合にも参考にできる。	附属書 AD （規定）	・下線部の削除。(共通的な用語の読み替え箇所を除く) ・共通的な用語の読み替え (原子炉施設→核燃料施設) (炉心損傷→詳細評価対象事故)	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。

公表資料用

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 11）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
付属書 O (規定) 序文	この附属書は，余震による炉心損傷への影響評価について規定したものである。また，燃料プールにおける重大な燃料損傷への影響評価を行う場合にも参考にできる。	附属書 AD （規定）	・下線部の削除。(共通的な用語の読み替え箇所を除く) ・共通的な用語の読み替え (炉心損傷→詳細評価対象事故)	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
附属書 R (規定) 序文	この附属書は，経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響評価について規定したものである。また，燃料プールにおける重大な燃料損傷への影響評価を行う場合にも参考にできる。	附属書 AD （規定）	・下線部の削除。(共通的な用語の読み替え箇所を除く) ・共通的な用語の読み替え (炉心損傷→詳細評価対象事故)	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
附属書 BR (規定) BR.1	原子力発電所建屋の崩壊シーケンスにおける支配的な損傷モードは，一般的に層崩壊を伴う RC 耐震壁のせん断破壊である。 (以下略)	附属書 AD （規定）	・下線部の削除。	発電用原子炉施設特有の設備に関連する記載を削除する。
附属書 BR (規定) BR.2	(前略) 土木構造物の“曲げ破壊”の現実的耐力の指標としては，限界層間変形角，圧縮縁コンクリートひずみなどが，“せん断破壊”に関しては，せん断耐力があげられ，損傷限界点は参考文献(3)～(6)などに示される評価式によることができる。また，参考文献(7)にはせん断耐力の評価式の精度について評価されている。このうち参考文献(5)は，ここで対象にしている原子力発電所の地中土木構造物について詳細に検討されたものであり，これに示されている限界層間変形角の評価式(BR.2)(5)及びせん断耐力の評価式(BR.3)(5)を次に示す。 (以下略)	附属書 AD （規定）	・下線部の変更。 →ここでの対象に類似している	発電用原子炉施設特有の記載を核燃料施設向けに変更。

公表資料

表 AD.2－発電用原子炉施設特有の設備等の用語を核燃料施設向けに読み替えや削除する等により適用が可能となる箇条（その 12）

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		核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		備考
箇条	読み替え前	箇条	読み替え後	
附属書 CP (規定) CP.1 b)	対応を要するタイミングまでの時間余裕 SA 対策に期待する事故シーケンスを対象に，事故進展解析などによる情報を基に，炉心損傷又は格納容器機能喪失を防止するために対応を要するタイミングまでの時間余裕が，事象進展の緩和操作にかかる所要時間を上回るか確認する。なお，複数の緩和手段により事象進展を防止する必要がある場合においては，それぞれの緩和手段の実施に要する時間が，それぞれを必要とするタイミングまでの許容時間内であることを確認する。これらの確認においては，現場における訓練実績などの情報を参考とする，又は附属書 CU（参考）に示すように定性的な検討に基づいて許容時間を設定し確認してもよい。	附属書 AD （規定）	・下線部の読み替え。（共通的な用語の読み替えも含む） →詳細評価対象事故 →詳細評価対象事故	発電用原子炉施設特有の記載を核燃料施設向けに読み替える。

公表審査用

附属書 AE
（参考）
放射性物質の気相への移行

序文

この附属書では，箇条 21 において参考となる放射性物質の気相への移行の評価に有効な，実験結果及び解析モデルをまとめる。解析の対象とする施設の評価で，解析結果の分析や結果の妥当性の検討に利用できる。

AE.1　放射性物質の気相への移行に係る実験

ここでは，事故の種類ごとに，事故時の放射性物質の気相への移行量を評価するに際して援用可能な実験を示す。

a）　高レベル廃液蒸発乾固事故

1）　**実廃液を用いた実験**　フランス原子力庁（CEA：Commissariat à l'Énergie Atomique ）の原子力安全防護研究所（IPSN：Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire)）では，実廃液を用い，当該事象での崩壊熱による温度上昇を模擬した実験を実施している(1)。400mL の実廃液を発熱密度換算で 20±4W/L となるヒータ出力（8±1.6W）で加熱し，放出される Ru などを捕集ビンで捕集している。用いられた実廃液中の Ru 濃度は約 0.04mol/L である。この試験の結果，119℃以上（溶液の 75%が蒸発）で Ru の顕著な揮発が始まったこと，最終温度の 160℃までに Ru は 12%が放出されたこと，Ru のほとんどが凝縮液，装置壁などへの付着，沈殿となって除去されたことが示された。また，揮発性 Ru は NO_x などと反応し，RuO_2（固体）になると考えられるとしている。CEA の試験では最大温度が 160℃であることから，この後に起こると考えられる脱硝に伴う Ru の放出挙動に関しては扱われていない。

2）　**模擬廃液を用いた実験**　旧原子力安全基盤機構，日本原子力研究開発機構及び日本原燃は，共同研究“再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究”を実施し(2)，廃液に含有する元素を，揮発性を有する化学形を取る可能性がある Ru とそれ以外の非揮発性元素に大別し，それぞれについての気相への移行挙動及び気相中での移行挙動に係るデータを取得するとともに，これらのデータを既往の基本式に基づき整理している。またこれと並行して，廃液の乾固の進行に伴って生じる熱分解に伴う吸発熱や NO_x 発生，又はそれに伴う揮発性 Ru 種の乾固物からの気相への移行などの様々な現象を理解するための試験も実施している。

b）　セル内有機溶媒火災　旧日本原子力研究所が実施した“再処理施設排気フィルタ事故時安全性実証試験”では，モデルプラントである再処理施設を模擬した大型の火災事故時フィルタ実証試験装置（燃焼セル体積：20 m^3）及び小型予備試験装置（同体積：0.5 m^3）を用いて，セル内有機溶媒（ドデカン及び 30%TBP/ドデカン）火災時の火災持続

公表資料

条件や煤煙及び模擬放射性物質放出挙動データ，さらに，煤煙の付加による HEPA フィルタ目詰まりデータなどを取得している[2]。有機溶媒中に含有している模擬放射性物質の気相への同伴係数（= 模擬放射性物質の気相への移行速度/（模擬放射性物質の有機溶媒中の濃度×有機溶媒の蒸発速度））として，非揮発性である Sr で 0.05%～0.5%，Ru で 1%～30%とそれぞれ報告している。

また，Sutter らは，実規模の大型セル（約 120m^3）を用いて，30%TBP/ケロシンの燃焼に伴う非放射性 Sr を含む有機溶媒の火災試験を実施した。その結果，煤煙とともに気相に放出したストロンチウムの放出率として 0.19%～0.22%を報告している[4]。その他，Mishima は，トレーサー量の放射性物質を含む 30%TBP/ケロシン 25 mL を燃焼させ，それに伴う放出率を測定している。その結果，自然鎮火まで燃焼させた場合では，U で 0.023～0.027%，Cs で 0.22～0.25%，ヨウ素で 65.3～65.7%という値を報告している[5]。このように，試験条件は異なるが，Sr や Cs などの非揮発性元素の放出率は，0.2%前後との結果となっている。一方，Ru，I などの揮発性を有する化学形をとる可能性のある元素の放出率は，相対的に大きくなっている。

c) **放射線分解水素の爆発**　放射線分解水素の蓄積による水素爆発事故において，爆発下限濃度に至るまでの時間的余裕は，水素発生量算出に用いる G 値により異なることから，水素 G 値を適切に設定する必要がある。また，五因子法による事故時の放射性物質の放出量評価を行う際には，貯槽内の水素爆発の規模を適切に評価するとともに，爆発による貯槽及び換気系の健全性を評価し，LPF を適切に設定する必要があることから，爆発時のガス濃度と貯槽内の圧力上昇の関係を整理しておくことが重要である。

これらの理由から，参考文献(6)では，以下の項目について文献調査を実施した成果が取りまとめられている。

- 高レベル廃液からの放射線分解水素に係る調査
- 硝酸プルトニウム溶液における放射線分解水素及び酸素の発生に係る調査
- 水素混合ガスの爆発時の圧力上昇に係る調査

一方，爆発下限濃度に至るまでの時間余裕の評価においては，水素とともに放射線分解で発生する酸素ガスによる希釈効果も期待されることから，爆発下限濃度に至るまでの時間余裕に対する酸素生成の考慮の効果について試解析を実施した結果が示されている。

d) **核燃料物質による臨界**　ウランなどの核燃料物質を含む水溶液（以下，“燃料溶液”という。）において臨界事故が発生した場合には，溶液中の放射性物質の気相中への移行が生じることが予想される。臨界に伴って溶液中で生成する希ガス及びヨウ素は，揮発性を有しているため溶液から気相への移行率が大きいばかりでなく HEPA フィルタでの捕集効率が低いために，他の非揮発性放射性物質と比べると施設外への放出量が比較的大きくなる。従って，事故時の公衆被ばくの影響を評価する場合には，これら揮発性放射性物質の放出特性の評価が重要となる。

公表資料

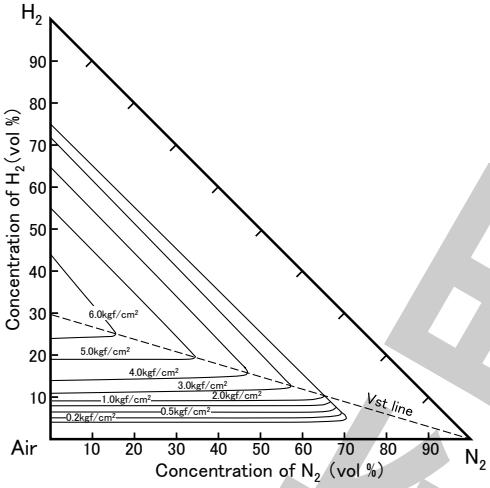
参考文献(7)には，旧日本原子力研究所において，過渡臨界実験装置 TRACY を用いて一連の実験を実施し，これらの放出機構（ソースターム）及び移行機構を核的出力と関連づけてデータを収集した（以下，“TRACY 閉じ込め試験”という。）成果が示されている。TRACY 閉じ込め試験では，TRACY 炉心タンク及び炉心タンクに接続したベントガス配管系にサンプラを取り付け，溶液燃料臨界事故時の揮発性核分裂生成物の気相への放出挙動を観察している。核分裂に伴って燃料溶液中に生成したヨウ素や希ガスなどの揮発性放射性物質 X は放出係数ξ_X (1/s)をもって燃料溶液から炉心タンク気相部へ放出され，ベントガスの換気効果に基づく換気係数ψ (1/s)に依存して炉心タンクからベントガスラインへ流出するものと考え，これら係数と各核種の放射崩壊定数λ (1/s)を用いて，燃料溶液中及び炉心タンク気相中の各核種の原子数の経時変化を表す微分方程式を連立するとともに，出力の時間履歴を入力項として与えることで，ヨウ素及び希ガスの放出率を評価している。なお，ヨウ素については気相からのサンプリング結果から，また，希ガスについては試験後の溶液燃料中での娘核種の残存量から，それぞれ放出率を求めている。

希ガスは約 98%が気相へ移行するのに対して，ヨウ素は過渡臨界から 4.5 時間後におけるヨウ素（^{131}I）の放出率として，約 0.9 %と報告している。参考文献(8)では，上述の実験結果を基に，放射性ヨウ素の気相への移行評価モデルを用いて気相への積算移行割合及び移行速度を評価した結果が示されている。

e) **使用済燃料の著しい損傷**　AESJ-SC-P009:2015 の V.2 が参考となる。

f) **焼結用水素の燃焼**　焼結炉内或いは焼結炉が位置する工程室内で漏えいした水素が工程室の上部で蓄積し爆発に至る事故事象では，水素爆発により貯槽内の内圧が上昇し，焼結炉，焼結炉の出入り口グローブボックス及びそれらに接続する排ガス処理系の閉じ込め性能が損なわれる可能性がある。そのため，水素爆発を伴う事故の影響評価においては，水素爆発による圧力上昇の程度を把握することが事故シナリオを検討する上で重要となる。参考文献(6)には，実験により水素爆発時の圧力上昇を実験的に測定した結果が示されている。**図 AE.1** に実験で求めた水素－空気―窒素 3 成分の爆発圧力等圧線を示す。

公開草案



注 a) 参考文献(6)の Fig.8

図 AE.1－実験で求めた水素－空気—窒素 3 成分の爆発圧力等圧線 a)

AE.2 燃放射性物質の気相への移行モデル

ここでは，事故の種類ごとに，事故時の放射性物質の気相への移行量を評価するに際して利用可能なモデルを示す。

a) 高レベル廃液蒸発乾固事故

1) **飛沫同伴による移行** 沸騰開始から溶液温度が約 120℃に至る沸騰初期では，廃液の沸騰で発生した気泡の破裂で生じる飛沫が上向蒸気流に同伴することで廃液中の放射性物質が気相部へ移行しエアロゾル化する。事故影響の評価には，このようなメカニズムによる放射性物質の移行を定量的に評価する必要がある。参考文献(9)では，実廃液及び模擬廃液を用いた実験結果から飛沫同伴に基づく気相への移行率に係る機構論的な相関式が示されている。当該文献では，蒸発乾固事故の飛沫同伴による放射性物質の移行を評価するには，五因子法での気相への移行割合(ARF: Airborne Release Fraction)に替わりに単位時間当たりの移行率（ARR：Airborne Release Rate）を用いることを提案している。ARR は式(AE.1)に示す単位時間当たりの質量の比で定義される。

$$ARR \equiv \frac{\text{液面で発生し気相へ移行する飛沫に含まれる難揮発性物質の質量}}{\text{沸騰で減少する廃液に含まれる難揮発性物質の質量}} \qquad \text{(AE.1)}$$

一方，飛沫同伴率：E_{fg} は，上向きの蒸気質量流束に対する同伴する飛沫の質量流束の比で定義され両者には式(AE.2)の関係がある。ここで，廃液の密度：ρ_f，蒸発

公表資料用

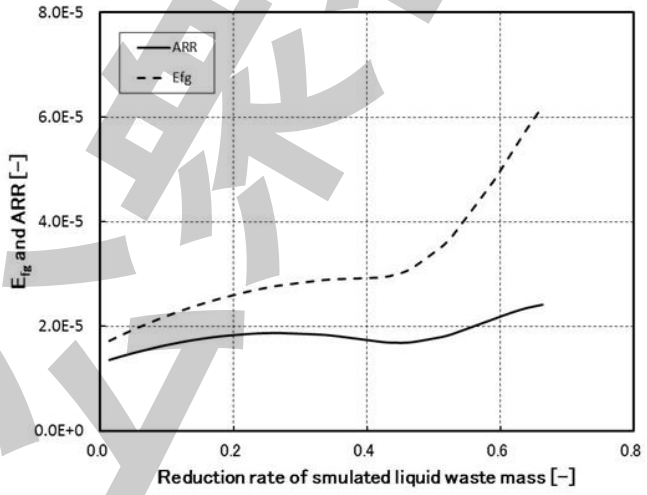
した硝酸及び水が凝縮したときの密度：ρ_{fc}である。

$$ARR(T) \cong \frac{\rho_{fc}}{\rho_f} E_{fg} \tag{AE.2}$$

参考文献(9)では，上向蒸気流中の飛沫の運動のメカニズムに着目し，解析的に相関式の基本となる式を求め，廃液の沸騰を模擬した実験で求めた飛沫同伴率の実測値から式(AE.3)を導出している。係数：K は廃液の濃縮とともに変化し，例えば，廃液の質量減少率が約 0.2 の時では，0.172 である。式(AE.3)中，表面張力：σ (N/m)，蒸気の粘性係数：μ_g (Pa･sec)，蒸気密度：ρ_g (kg/m^3)，飛沫と蒸気の密度差：$\Delta\rho$(kg/m^3)及び重力加速度：g (m/sec^2)である。

$$E_{fg} = K\left(\frac{1}{\sigma}\right)^{\frac{1}{2}}\left(\mu_g \rho_g\right)^{\frac{1}{3}}\left(\frac{1}{g\Delta\rho}\right)^{\frac{1}{6}} j_g \tag{AE.3}$$

参考文献(9)ではさらに，廃液質量減少率：R_rの関数として蒸気流速が 0.012 cm/s の場合の E_{fg} 及び ARR の沸騰の進展に伴う変化が，**図 AE.2** のように示されている。この関係を基に廃液の質量減少率から飛沫同伴率を求め，式(AE.2)により ARR が計算できる。ARR もまた蒸気流速に比例するので，蒸気流速：0.012 cm/s を基準として異なる蒸気流速での ARR も計算可能である。



注 a)　参考文献(9)の Fig.10

図 AE.2－蒸気流速が 0.012 cm/sec の時の廃液質量減少率と E_{fg} 及び ARR の関係 a)

2) **RuO_4の気化**　沸騰晩期（約 120～約 150℃）では，Ru の揮発性のガス状物質の発生が顕在化し，放射性物質の気相部への主要な移行形態となる。参考文献(11)では，再処理廃液中の Ru は $Ru(NO)(NO_3)_3$ のニトルシル錯体で存在するが，廃液の温度上昇で活性化した硝酸により酸化され，揮発性を示すⅧ価の RuO_4 に変化し気相部に移行する。その移行速度は，廃液中の Ru 量に依存せず，硝酸の活性化の速度が律速になっているとしている。これを参考に，参考文献(10)では廃液中の単位硝酸モル量当たりの Ru 発生量を Ru 移行速度：V(g/sec/mol-HNO_3)と定義し，模擬廃液を用いた沸騰実験での Ru 移行量の実測値を整理したデータに基づき Ru 移行速度式を提案している。速度式は，参考文献(11)で提案する速度式を参考にしているが，パラメータの一つである廃液の硝酸濃度(mol/L)に替えて廃液の硝酸モル分率を用いることで，沸騰時の廃液体積の推定による不確実さを回避している。

典型的な模擬廃液組成での Ru 移行速度を式(AE.4)に示す。速度式中の各変数は，廃液中の硝酸活量：a(HNO_3)，廃液の硝酸モル分率：F，廃液温度：T(K)，及びガス定数：R(J/mol/K)である。

$$V = 2.25\times10^{12}\times a\left(HNO_3\right)^{0.8}\times\exp\left(7.3\times F\right)\times\exp\left(-\frac{130{,}000}{RT}\right) \qquad \text{(AE.4)}$$

実廃液では，硝酸の放射線分解により亜硝酸が生成される。参考文献(1)の実廃液を用いた蒸発乾固実験では，廃液温度が 120℃以上になると Ru の気化が顕在化し，それより低温では，Ru の気化が抑制される実験結果が示されており，放射線分解で生成された亜硝酸による影響と考えられている。参考文献(2)でも模擬廃液に亜硝酸を添加する実験が実施され亜硝酸による Ru の気化の抑制が確認されている。しかし，廃液中の亜硝酸濃度と気化抑制効果の定量的な関係を示すデータはない。

b) **セル内有機溶媒火災**　有機溶媒の燃焼に伴う放射性物質の気相への移行を定量的に評価するモデルはなく，**AE.1 b)**で述べた実験で得られた放出率を適用するか，条件に適合する実験値がない場合には，**W.1 b)**で述べた既報のハンドブックなどで推奨されている値を用いることになる。

c) **放射線分解水素の爆発**　参考文献(12)によれば，再処理施設の貯槽などの掃気機能喪失に伴う貯槽内での放射線分解水素の爆発による放射性物質の気相への移行メカニズムとしては，爆発時の圧力変動により液面が変動し飛沫が生成されるとともに貯槽内圧の一次的な上昇より溶液中に溶け込んだ気体が，圧力が緩和することで気相に放出され飛沫が生じる過程が考えられるとしている。このような減圧に伴う液面からの ARF としては，参考文献(13)には，加圧破損した容器内の液面からの ARF の参考値が示されているとしている。しかし，この ARF の導出に際して参照した実験では，一定時間加圧した容器のラプチャーディスクの破壊により圧力が開放されたときのデータであり，水素爆発のような瞬時の加圧現象へ適用すると過度に保守的な結果になることを

公表資料

指摘している。

さらに参考文献(12)では，実機の Pu 濃縮液貯槽の気相部を模擬した実験装置を用いて容器内気相部で水素爆発を発生させ実験装置出口での ARF を測定した結果を示している。実測値のバラツキが大きく汎用性はないが，実験装置で模擬した貯槽での ARF としては援用可能と考えられる。

d) 使用済燃料の著しい損傷　AESJ-SC-P009:2015 の V.3 が参考となる。

参考文献

(1) M. Philippe, J. P. Mercier, J. P. Gue, "Behavior of Ruthenium in the Case of Shutdown of the Cooling System of HLLW Storage Tanks," *Proc. 21st DOE/NRC Nucl. Air Cleaning Conf.*, San Diego, CA, Aug., 1990, NUREG/CP-0116 Vol.2., 831-843 (1990).

(2) “再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究” 運営管理グループ，“再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書” (2014).

(3) 西尾軍治，“再処理施設の事故時における排気フィルタ設備の安全性実証試験”，空気清浄, 25, 6, pp16-31 (1988).

(4) S. L. Sutter, J. Mishima, L. C. Schwendiman, *Fractional Airborne Release of Strontium during the Combustion of 30 Percent Normal Tributyl Phosphate in a Keroshine-Type Diluent*, BNWL-B-358 (1974)

(5) J.Mishima, *Potential Aerosol Generation Mechanisms from Damaged Shipping Packages,* BNWL-SA5742 (1976).

(6) 石田 倫彦, 林 芳昭, 上田 吉徳 他, “核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査(Ⅲ) 放射線分解水素爆発事象の事故影響評価手法に関する基礎的データ”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.9, No.1, pp.71-81 (2010).

(7) 山根 祐一，中島 健，阿部 仁 他，“核燃料施設の事故影響評価手法に関する調査(V) 臨界事故影響の評価手法と試解析”，日本原子力学会和文論文誌，Vol.9, No.1, pp.96-107 (2010).

(8) 田代 信介, 阿部 仁, “溶液燃料臨界事故時における放射性ヨウ素の気相への移行挙動”, JAEA-Research 2015-044 (2016).

(9) 吉田 一雄，“再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故における飛沫同伴による移行率の機構論的相関式の導出”，日本原子力学会和文論文誌, Vol.14, No.1 (2015).

(10) 吉田 一雄，田代 信介，天野 祐希 他，“再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故における気相編のRu移行速度の導出”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.13, No.4, pp.155-166 (2015).

(11) A. Sasahira, T. Hoshikawa, M. Kamoshida *et al.*, "Transfer of Ruthenium from a Simulated Reprocessing Solution to Gas Phase during a Continuous Distillation,"

J. Nucl. Sci. Technol., 33[10], 753-757 (1996).

(12) 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループフェーズⅡ報告書, “再処理施設において想定される事故の影響評価手法の現状と課題”, 平成 26 年 1 月 31 日

(13) Science Applications International Corporation, *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*, NUREG/CR-6410 (1998).

公表審査用

附属書 AF
（参考）
放射性物質などの移行挙動

序文

この附属書は，箇条 21 において放射性物質の移行挙動を解析するに当たって考慮すべき放射性物質挙動に係る実験結果及び解析結果をまとめたものである。

AF.1　ガス状の放射性物質の付着

ガス状の放射性物質の付着の主な機構は，凝縮，蒸発，化学吸着，冷却水中への溶解及び再放出であり，それらの付着速度は，物理的及び化学的性質（飽和蒸気圧，活性化エネルギー，分子間引力など）に依存する。次に，このようなガス状の放射性物質の付着モデルの概要をまとめる。

a）　**凝縮・蒸発**　ガス状の放射性物質の分圧が壁面やエアロゾルの表面温度での飽和蒸気圧より高くなると，放射性物質が壁面やエアロゾル表面に凝縮する。付着速度は，流れの主流から拡散境界層までの対流による拡散速度及び拡散境界層内の凝縮面での凝縮速度並びに質量流束保存条件から計算する。凝縮速度は非凝縮性ガス内を拡散する泳動速度から計算し，また，対流による拡散速度は物質移動が熱伝達と類似であるとみなして無次元数の Sherwood 数から計算する。蒸発速度は，凝縮速度の逆過程である。

b）　**化学吸着**　壁温度が高温となるとガス状の放射性物質が壁面へ化学的に吸着する。雰囲気中の放射性物質の化学吸着速度は，凝縮・蒸発速度の計算と同様に，流れの主流から境界層への拡散速度及び境界層内の壁への化学吸着速度並びに質量流束保存条件から計算する。境界層内の壁への化学吸着速度は，アレニウス型の反応速度を実験値から決めることで計算する。

c）　**凝縮水中の溶解/再放出**　気相と液相との間の放射性物質の移行速度は，流れの主流から境界層への拡散速度，液相境界層内からプール水中に溶解する溶解速度，気液境界面での濃度不連続性及び気液分配係数並びに気液境界面での質量流束保存条件から計算する。気液境界面での放射性物質の濃度不連続性を支配する気液分配係数は，熱化学平衡理論から理論的に計算できるものの，pH 及び放射線場の影響が強いことから，実験で得られた結果を適用する場合もある。

AF.2　エアロゾルの沈着

エアロゾルの壁及び床への主要な沈着機構は，拡散沈着，慣性衝突，重力沈降，熱泳動，拡散泳動，再浮遊である。エアロゾルは，プラント内で様々な大きさの粒径をとり，同一の沈着機構においてもエアロゾル粒径に応じて支配的となるメカニズムが異なる。そのた

参考資料

め，多くのシビアアクシデントを解析する計算コードでは，エアロゾルの粒径分布を複数の大きさに区分し，それぞれの区分ごとに，次に示す沈着機構の沈着速度を計算する。

a） **拡散沈着及び慣性衝突**　拡散沈着は，格納容器のように体積が大きく流動が小さい場合，雰囲気の温度差や気体成分の濃度差によって流れが生じ，その流れによりエアロゾルが壁に沈着する沈着機構である。

1） **Brown 拡散**　流動がない場合は，エアロゾルは，高濃度領域から低濃度領域に向かって輸送される Brown 拡散によって構造物表面に沈着する。Brown 拡散に伴う沈着速度は，エアロゾルの拡散係数と Fick の法則とを適用して，構造物表面を通過する質量流束から計算する。

2） **対流拡散**　層流状態では，構造物表面での速度勾配及び濃度勾配に伴う構造物表面への流れによって，小さなエアロゾルは構造物表面へ沈着する。乱流状態では，渦拡散及びブラウン拡散が低粘層付近で競合し，小さなエアロゾルは Brown 拡散で，大きなエアロゾルは慣性による渦拡散からの離脱によって構造物表面へ付着する。乱流場の速度分布及び渦拡散の規模並びに Brown 拡散から，構造物表面を通過する質量流束を用いて計算する。数ミクロン程度のエアロゾルでは，Friedlander の提案したモデル(1)が実験と良く一致する。

3） **主要な試験**　慣性衝突による沈着を想定した物体表面への粒子の沈着については，多くの実験及び解析研究が行われており，単一体の捕集効率は，理論的には粒子の運動方程式と拡散方程式を解くことにより得られる。流れ関数が求まれば，物体表面の局所的な流速が得られ，ストークスの方程式から沈着量を求めることができる。粒子を随伴する気流の流れ関数は，非粘性・渦無しのポテンシャル流れ（Re=∞）若しくは粘性流を仮定して求められる。参考文献(2)では，参考文献(3)のポテンシャル流を想定した円筒形状及びそのほかの種々の形状の物体に対する慣性衝突効率を示している。1μm 以下の小径粒子では乱流拡散による沈着が主体となる。さらに，参考文献(2)では，参考文献(4)(5)を参照し，乱流拡散沈着に関して試験結果及びエアロゾル沈着効率の相関を示す。

b） **重力沈降**　重力沈降は，重力落下によりエアロゾルが沈降する沈着機構である。エアロゾルの粒径に応じて沈降速度を支配する機構が異なる。粒径が大きい場合は，エアロゾルに作用する重力，エアロゾル背後の気流の渦による揚力及び沈降するエアロゾルの抗力から沈降速度を計算する。粒径が気体分子の平均自由行程程度に小さい場合には，雰囲気を連続流体ではなく気体分子の集団と考える必要がある。このため，エアロゾルに作用する重力，エアロゾルの抵抗係数，希薄気体中のエアロゾル衝突頻度の補正係数を用いて沈降速度を計算する。エアロゾルの大きさを代表長にした Reynolds 数（Re）で条件分けすると，エアロゾルの沈降速度は，Re≦1 の条件では，Stokes 近似及び Cunningham の補正を用いた沈降速度で，そして Re＞1 の条件では Re 及び抵抗係数の関係から求めた沈降速度で近似できる。

公表資料

c) **熱泳動**　雰囲気中に温度勾配が存在する場合，エアロゾルは，高温側の気体分子から低温側のそれよりも多くの衝突エネルギーを受ける結果，低温領域へ移動する。エアロゾル半径と気体の平均自由行程の比から決まる Knudsen 数（Kn）で条件分けすると，Kn≧0.2 の条件ではエアロゾル温度と雰囲気温度とがほぼ等しいと仮定した Waldman のモデル(6)，Kn＜0.2 の条件ではエアロゾル表面近傍の温度勾配を考慮した Brock のモデル(7)などで，熱泳動速度を計算する。

d) **拡散泳動**　壁面への蒸気の凝縮が生じる場合，エアロゾルは凝縮流で構造物表面に運ばれ沈着する。その沈着速度は，Stefan 流で移動するエアロゾルに対して，構造物表面近傍の非凝縮性気体分子の反跳を考慮したモデルで計算する。

e) **再浮遊**　沈着したエアロゾル表面近傍の流体によるせん断力が，エアロゾル沈着面で摩擦及び表面張力を超えると，再浮遊現象が発生する。再浮遊速度は，欧州連合のイスプラ共同研究センターの Storm 実験(8)で調べられた。音速に近くなると，湿性又は乾性沈着したエアロゾルは急速に浮遊する。

AF.3　エアロゾルの成長

浮遊するエアロゾルは，高・中揮発性放射性物質及び水蒸気がエアロゾル表面に凝縮すること並びにエアロゾルが互いに衝突合体（凝集）することにより成長する。シビアアクシデントの条件では，エアロゾルが 100g/m³ 程度の高濃度に達する場合がある。このような高濃度領域では，エアロゾルの凝集が著しく進むので，凝集の計算は重要である。

a) **凝縮**　ガス状の放射性物質がエアロゾル表面に衝突する場合，放射性物質の分子はエアロゾル表面上でそのまま付着するか，若しくは，反跳し離脱する。エアロゾル粒径が小さい場合，凝縮気体分子の反跳を考慮して計算する。反跳する割合は，水蒸気の場合で 0.01 程度である。また，エアロゾル表面への水蒸気の凝縮速度は，表面張力により表面の蒸気圧が上昇する Kelvin 効果及び凝縮潜熱並びに溶解物質による蒸気圧降下（ラ・ウール効果）から計算する。

b) **凝集**　凝集速度は，エアロゾルの 2 体衝突頻度から計算する。衝突の主な機構は，Brown 運動，乱流，重力沈降の速度差である。このうち，ブラウン運動による衝突頻度は，衝突断面積，ブラウン運動速度及びエアロゾル濃度から計算する。乱流場による凝集速度は，衝突断面積，渦拡散及び慣性速度差による衝突頻度及びエアロゾル濃度から計算する。重力沈降の速度差による凝集速度は，衝突断面積，エアロゾル同士の重力沈降速度の差から計算する。

参考文献

(1)　S. K. Friedlander, *Smoke, Dust Haze: Fundamentals of Aerosol Behavior*, John Wiley & Sons, Inc. (1977)

(2)　(社)日本原子力学会，“原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価

冷泉稿有用

に関する実施基準（レベル 2PRA 編：2015）”，AESJ-SC-P009:2015.
(3) 高橋幹二編著，“応用エアロゾル学”，養賢堂（1984）
(4) (財)原子力発電技術機構，“アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書”INS/M03-35，平成 16 年 9 月
(5) L. D. Peter, S. Ilias, “On the deposition of aerosol particles on cylinders in urbulent cross flow,” *J.Aerosol Sci.*,Vol.19,No.4,pp.451-462 (1988)
(6) L. Waldman, K. H. Schmidt, *Aerosol Science, ed. Davies*, Academic Press,1966.
(7) J.R. Brock, “On the Theory of Thermal Forces Acting on Aerosol Particles,” *J.Colloid Sci.*,17,768 (1962).
(8) A. Krasenbrink, A. Hautojarvi, R. Hummel *et al.*, “FINE PARTICLE GENER ATION IN THERMAL PLASMA FOR RESUSPENSION STUDIES IN THE STORM PROJECT,” *J. Aerosol Sci.*, Vol. 26. Suppl 1, pp. S93-S94 (1995).

公表資料

附属書AG
（参考）
被ばく評価手法の例

序文

この附属書は，詳細なリスク評価において，設定したソースタームが環境へ放出された場合の敷地境界外の被ばく線量を，活用目的に応じて評価する際の，評価手法を例示したものである。

AG.1　詳細な被ばく評価

原子力規制委員会が策定した“実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド[1]”の“確率論的リスク評価（PRA）実施手法の例”に記載されている方法が参考となる。該当部分の抜粋を**表 AG.1** に示す。

評価の具体的な方法は，AESJ-SC-P010:2008[2]の箇条 5 から箇条 8 が参考となる。

表 AG.1　“実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド”における手順

⑤ 被ばく評価 (b) 気象シーケンスの選定 気象情報から，年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定する。 (c) 大気拡散及び沈着の評価 代表する事故シーケンスごとに，気象シーケンスを用いて環境に放出された放射性物質の大気中における拡散及び地表面への沈着を評価し，放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算する。 (d) 被ばく線量評価 ⅰ）放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を基に，環境中に移行した放射性物質に起因する施設敷地境界付近における公衆の個人の被ばく線量を避難及び屋内退避といった防護対策を考慮しない場合について被ばく経路ごとに評価する。 ⅱ）敷地境界付近における公衆の個人の実効線量及び放出カテゴリごとの発生頻度を用いて，敷地境界付近の実効線量を求める。敷地境界付近の実効線量は期待値でもよい。

AG.2　簡易的な被ばく評価

附属書 O（参考）が参考となる。

参考文献

(1) 実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド，平成 25 年 11 月 27 日制定，平成 29 年 3 月 29 日改定（原子力規制委員会決定（原規技発第 17032914 号）

(2) (社)日本原子力学会，“原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準：2016（レベル 3PSA 編）”，AESJ-SC-P010:2016

公表案

附属書 AH
（参考）
不確実さ解析及び感度解析

序文

この附属書は, 23.3 及び 23.4 において参考となる AESJ-SC-P008:2013 の附属書(参考)を示したものである。

AH.1　不確実さ解析の例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AW（参考）**を参照。

AH.2　感度解析の例

AESJ-SC-P008:2013 の**附属書 AX（参考）**を参照。

公衆縦覧用

附属書 AI
（参考）
ソースタームの不確実さ解析の役割

序文

この附属書は，AESJ-SC-P009-2015:2015 の附属書（参考）を参照して，23.6 において参考となるソースタームの不確実さ解析の役割を示したものである。

AI.1 ソースターム不確実さ解析の役割

ソースターム評価の結果を，意思決定の判断情報の一つとして考慮する場合などでは，解析における不必要な保守性の導入を控え，事故の影響のできるだけ現実的な推定が行われる。評価結果の分析を支援するために，評価結果に付随する不確実さを定量化することが重要である。

一般に，ソースターム評価 結果に付随する不確実さには，次の四つの不確実さがある。

a） **不完全性に伴う不確実さ**　ソースターム評価は，放射性核種の放出を生じ得るシナリオ（事故の放射性物質放出シーケンス）を評価することであり，これらシナリオは主として詳細評価対象事故の発生頻度の評価でモデル化されている。しかし，このプロセスがこれまでに完全のものになり得た保証及びあらゆるシナリオが特定され，適切に評価されたという保証はない。このように完全でない可能性があるので，算定又は定量化が難しい解析の結果と結論には，不確実さが含まれる。この種の不確実さを明確に扱うのは難しいが，広範囲なピアレビューによりこの種の不確実さを少なくすることができる。

b） **分類に伴う不確実さ**　実用的な理由から，ソースターム評価への入力のために，詳細評価対象事故の発生頻度の評価からの事故シーケンス又はカットセットをグループにまとめて放射性物質の放出カテゴリに分類することによって，詳細なモデル化の一部が喪失することにより，不確実さが生じる。さらに，事故シーケンスを“分類する”（又はグループ分けする）プロセスは，“類似の”事故シーケンスをグループにまとめるに際して，影響因子のすべてを考慮しないで判断してしまう場合に不確実さが生じる。また，不確実さのこれらの要素を定量化することは難しく，不可能ではあるが，計算機の性能が向上することにより，PRA で取り込むモデルを詳細化することが可能になるにつれ，時間とともに不確実さの要素も少なくなるであろう。

c） **モデルの不確実さ**　この不確実さは，ソースターム評価を構成するそれぞれの解析作業で使用する方法，モデル，仮定及び近似が適切であるかどうかに関する知識が完全でないことにより生じる。知識不足に起因するモデル化の不確実さも不確実さ解析及び感度解析の対象であるが，定量化は難しい。ソースターム評価には，多くの詳細評価対象事故で生じる現象がモデル化され，また起こり得るすべての条件の範囲を考慮しなければならないことから，モデル化の不確実さを定量化し，モデル予測の正確さを

公聴会用

保証するには，実験データとの比較に基づきモデルの妥当性検証が必要である。しかしながら，すべての詳細評価対象事故条件を網羅した実験は困難であり，そこから開発された解析モデルの実機解析への適用性の判断が難しいことから，モデルの不確実さを検討するのは難しい。

d) **パラメータの不確実さ**　これは, 現象に関わるパラメータなどのソースターム評価の定量化の中で使用する基本パラメータの値が持つ不確実さにより生じる。これは，すべてのパラメータの不確実さ分布を規定することにより，また解析を通じてそれらを伝播させることにより，不確実さ解析で通常，考慮できる不確実さである。上記の項目 a)と c)は，知識不足に伴う不確実さと通常呼ばれる。また偶然（ランダム）による不確実さも，詳細評価対象事故で生じる現象によっては発生することがある。

以上より，ソースターム評価の不確実さ解析では，パラメータの不確実さを対象とした定量化がなされている。しかしながら，ソースタームの不確実さ解析手法は，変動させるパラメータの選定方法が確立されていないなど未だ開発段階にある。それ故，国内外の発電用原子炉施設の評価例 (1)~(3) を参考にしつつ，評価手法の進歩に合わせて評価手法を更新していくことが望ましい。

参考文献

(1) (独)原子力安全基盤機構，地震時レベル 2PSA の解析(BWR)，JNES/SAE08-017 (2008).

(2) (独)原子力安全基盤機構，平成 20 年度 地震時レベル 2PSA の解析(BWR)，JNES/NSAG09-0004 (2009).

(3) 石川 淳， 村松 健， 渡辺 憲夫，"軽水炉シビアアクシデント時ソースタームの不確実さ評価"，日本原子力学会和文論文誌，Vol.5, No.4 (2006).

公表確認用

附属書 AJ
（参考）
文書化すべき項目の例

序文

この附属書は，箇条 24 における文書化すべき項目の例を示したものである。

AJ.1　一般事項

文書化において，目的，評価範囲，用いた手法，条件，モデル，パラメータ，評価結果などの記述として含める項目の例を次に示す。以下の項目 b)から t)における方法及び使用データの記述では，リスク評価の目的に応じて，この実施基準の箇条 5 から箇条 23 に示された規定に適合すること及び除外事項などの適用が妥当であることが理解できるように留意する。

なお，次に示す事項とともに，AESJ-SC-RK006:2013の箇条4，箇条5及び箇条6に従って実施する品質保証活動，専門家判断の活用及びピアレビューについても文書化する。

AJ.2　文書化項目の例

文書化する項目の例を以下に示す。

a)　目的，評価範囲及び評価結果の概要

1)　実施目的

2)　評価範囲及び留意すべき制限事項

3)　評価結果の概要

b)　施設構成，特性及びサイト状況の調査

1)　収集する情報

－　プラント概要

－　プラントの設計に関する情報の情報源

－　プラントの運転・保守管理に関する情報の情報源

－　定量化に用いた情報の情報源

－　放射性物質の移行経路，緩和設備などに関する情報の情報源

2)　情報を補完する方法

－　プラントウォークダウンの実施結果

－　プラント職員及び／又は設計技術者からの聞き取り調査結果

3)　類似施設の情報

－　類似プラントに関する情報の調査結果

公表稿用

c) ハザード分析

1) 分析手法の選定

－ 分析手法

2) 地震に対する考慮

－ 地震に起因する機能喪失モード

3) 事故のグループ化

－ 事故のグループ化の結果とその根拠

4) ハザード分析の網羅性の継続的向上

－ 未評価のハザードの同定方法及び結果

d) 起因事象の選定

1) 起因事象の分析及び同定

－ 起因事象の分析・同定方法

－ 同定した起因事象

2) 従属性を有する起因事象の同定

－ 従属性を有する起因事象

3) 同定した起因事象の除外

－ 除外した起因事象とそのスクリーニング基準

e) 内的事象に起因する事故の概略的な事故シーケンスの同定

1) 閉じ込め機能を有する静的な構築物，系統及び機器の機能喪失の判定

－ 機能喪失の判定結果とその根拠

2) 事故シーケンスの同定

－ 概略的な事故シーケンスの分析・同定方法

－ 同定した概略的な事故シーケンス

f) 内的事象に起因する事故の発生頻度の概略的な評価

1) 機器の故障確率及び人的過誤率に係るパラメータの概算

－ 機器の故障の頻度又は確率の評価方法及び結果

－ 人的過誤の頻度又は確率の評価方法及び結果

2) 発生頻度の定量化

－ 発生頻度の評価結果

g) 地震動に起因する事故の概略的な発生頻度評価

1) 地震動ハザードの概略的な評価

－ 震源モデルの設定

－ 地震動伝播モデルの設定

－ 地震動ハザードの評価結果

2) 建屋・機器フラジリティの概略的な評価

－ 評価対象と損傷モードの設定

参考資料

－　評価手法の選択
－　HCLPFの評価結果
－　フラジリティの評価結果

3)　事故シーケンスの発生頻度の概略的な評価
－　起因事象の分析結果
－　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
－　事故シーケンスの発生頻度の概略評価結果

h)　影響の概略的な評価

1)　ソースタームの概略的な評価
－　リスクをもたらす物質の総量（MAR）
－　事故の影響を受ける割合（DR）
－　雰囲気中に放出され浮遊する割合（ARF）
－　肺に吸入され得る微粒子の割合（RF）
－　施設外に移行する割合（LPF）

2)　影響の評価
－　放射線被ばくの評価方法及び結果
－　化学的影響の評価方法及び結果

i)　詳細評価対象事故の選別
－　選別基準及び選別結果

j)　内的事象に起因する事故の起因事象の発生頻度の詳細な評価
－　起因事象発生頻度の推定方法
－　起因事象発生頻度の平均値及び確率分布

k)　内的事象に起因する事故の事故シーケンスの分析

1)　安全機能の同定
－　同定した安全機能及び緩和対策

2)　放射性物質などの放出に至る事象進展の分析
－　放射性物質などの放出シーケンス

3)　事故シーケンスの展開
－　事故シーケンスの分析手法
－　ヘディングの設定方法
－　起因事象ごとの成功基準を満たすための設備の必要構成
－　事故シーケンスの事象進展
－　運転員操作とそのタイミング
－　事故シーケンスの分類

公表資料

4) 従属性のモデル化

- 起因事象の従属性のモデル化方法
- 緩和設備間の従属性のモデル化方法
- 事故時の物理的条件の従属性のモデル化方法
- 複数のイベントツリーにおける従属性のモデル化方法

l) 内的事象に起因する事故の成功基準の設定

1) 安全機能ごとの成功基準の設定

- 成功基準の設定方法及び結果

2) システムごとの成功基準の設定

- 成功基準の設定方法及び結果

3) 使命時間の設定

- 設定した使命時間

4) 成功基準の不確実さ要因の特定

- 成功基準の設定に対して影響の大きい不確実さ要因の特定

m) 内的事象に起因する事故のシステム信頼性解析

1) システムのモデル化

- システム信頼性解析手法
- システム信頼性解析において使用した情報源
- システムの評価対象範囲（考え方，フロントライン系，サポート系，及びシステム間の境界）
- システムの成功基準
- システム機能喪失要因に関する評価条件
- システムのモデルを作成するに当たって使用する仮定又は簡略化
- システムの設計条件を超えてもクレジットを取る場合の妥当性
- 主要なフォールトツリー
- サブツリーの説明
- 人的過誤，回復操作の考慮
- 試験及び保守による機器の不動作状態の考慮
- 故障した機器の復旧の考慮
- フォールトツリー結合法を使用する場合，論理ループの削除の考え方（p)の項目に記載しても良い）
- 基事象の命名ルール

2) システム信頼性解析における従属性のモデル化

- システム間従属性の考慮方法と考慮した従属性（インターロックの考慮，事故シーケンスによる物理的環境条件の考慮などを含む）
- 起因事象従属性の考慮

公表資料用

－　共通原因故障のモデル化の方法，モデル，用いたパラメータ値

3)　システム信頼性モデルの定量化

－　フォールトツリーの基事象と定量化に用いるパラメータとの整合性の考え方（n)又はo)の項目に記載しても良い）

－　システムアンアベイラビリティ評価結果

4)　システム信頼性モデルの妥当性確認

－　最小カットセットなどによるシステム信頼性モデルの確認結果

n)　内的事象に起因する事故の人間信頼性解析

1)　起因事象発生前作業の同定

－　モデル化すべき作業の同定結果

－　従属性を考慮した作業の同定結果

－　除外した作業と除外ルール

2)　人的過誤事象（起因事象発生前）のモデル化

－　モデル化した人的過誤事象

3)　人的過誤確率（起因事象発生前）の評価

－　人的過誤確率の評価手法

－　スクリーニング値

－　人的過誤確率の評価結果

－　人的過誤確率の一貫性の確認結果

4)　起因事象発生後の緩和操作の同定

－　緩和操作の同定結果

5)　人的過誤事象（起因事象発生後）のモデル化

－　人的過誤事象を特定する条件

－　認知失敗及び操作失敗の定義

6)　人的過誤確率（起因事象発生後）の評価

－　人的過誤確率の評価手法

－　スクリーニング値

－　人的過誤確率の評価結果

－　人的過誤確率の一貫性の確認結果

7)　回復操作の評価

－　回復操作の評価結果

o)　内的事象に起因する事故のパラメータの作成

1)　分析対象事象の定義，確率モデルの選定及びデータの特定

－　分析対象事象の定義

－　確率モデルの選定結果

－　パラメータの種類及び必要とするデータの特定結果

公表資料

2) データ及び一般パラメータの収集

－ 収集・選定・集計されたデータの整理結果

－ 一般データソース及び一般パラメータの収集・整理結果

3) 確率モデルの検証及びパラメータの推定

－ 事象確率モデルの妥当性検証結果

－ パラメータの推定結果

p) 事故シーケンスの定量化

1) 事故シーケンスの発生頻度の定量化

－ 事故シーケンスの定量化手法（使用した計算コード及びその検証性を含む）

－ 定量化プロセス（打ち切り値とその設定方法，排反事象の処置方法など，定量化における留意事項への対応プロセスを含む）

－ 事故シーケンスの定量化における回復操作の取扱い

2) 評価結果のとりまとめ

－ 評価目的に応じた評価結果

3) 定量化結果の妥当性の検討

－ 定量化結果の妥当性の検討方法及び結果（カットセットのレビュー結果など）

q) 地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価［AESJ-SC-P006:2015 の**附属書 DS（参考）**に準じて記載する。］

r) ソースタームの詳細な評価

1) 事故進展解析

－ 解析対象とした事故シーケンスの選定方法，解析方法と解析条件

－ 解析結果（放射性物質の挙動，火災，爆発及び水蒸気異常加圧現象の発生及び負荷，事故の緩和操作の時間余裕）

－ 放射性物質放出イベントツリーのヘディングの検証

2) ソースタームの解析

－ 解析対象事故シーケンスの選定（解析対象とする代表的な事故シーケンス）

－ ソースターム解析の条件設定（解析条件，解析方法）

－ ソースターム解析（放射性物質の気相への移行，施設内での移行挙動，環境への放出量）

－ 放出カテゴリごとのソースタームの設定（ソースターム，エアロゾルの粒子径分布，発生頻度，放射性物質の放出特性，放射性物質の放出開始時期，超過発生頻度の分布）

－ ソースタームの解析結果の検証（解析結果の妥当性）

s) 影響の詳細な評価

1) 放射線被ばく評価

－ 放射線被ばくの評価方法及び結果

公表資料用

2) 化学的影響評価

－ 化学的影響の評価手法及び結果

t) 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

1) 内的事象に起因する事故の重要度解析

－ 機器故障及び人的過誤の重要度（適用した重要度指標，解析結果を含む）

－ 重要度解析結果の妥当性確認結果

－ 評価結果に重要な影響を及ぼす仮定に対する検討結果

2) 内的事象に起因する詳細評価対象事故の発生頻度の不確実さ解析

－ 不確実さ伝播解析手法（考慮した因子，確率分布の設定を含む）

－ 解析条件（乱数の適用方法及び試行回数）

－ 不確実さ評価結果

3) 内的事象に起因する事故の影響因子の選定及び感度解析

－ モデルの不確実さの要因と関連する仮定

－ 感度解析項目の選定結果と評価手順

－ 感度解析結果及び結果の検討結果

4) 地震に起因にする事故の詳細な発生頻度評価に係る重要度解析，不確実さ解析及び重要度解析［AESJ-SC-P006:2015の**附属書DS（参考）**に準じて記載する。］

u) まとめ

1) 詳細評価対象事故の発生頻度と主要な寄与因子

2) 評価目的に関して得られた知見

公表資料

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*

解説

この解説は，本体に規定・記載した事柄，及びこれらに関連した事柄を説明するものであり，実施基準の一部ではない。

1　制定の趣旨

核燃料施設は，放射性物質，化学物質などの危険源が施設内の様々な設備に多様な形態（溶液，粉末など）で存在し，複数の設備間を移動する，また危険源が設備外あるいは施設外へ放出される事態の要因には火災，爆発，臨界など，多種多様なものが考えられるため，事故シナリオも複雑なものとなる。さらに，事故時に放出される放射性物質や化学物質の種類や形態も変化する。これらのことから，事業者が，自らが操業・管理する核燃料施設における安全確保のための対策（ハード，マネジメント）を考える際には，第一に，その施設でどのような事故が発生しうるか（ハザード）を，設計基準を超える多重故障や外的要因を含めて，網羅的に認識する必要がある。また，対策はどの事故までを対象に設備や対策を準備すれば良いかを判断するためには，それらの事故がどの程度の可能性で起こるか（頻度）及びどのような被害をもたらすか（影響）を明らかにするとともに，設備や対策などが施設全体のリスクの低減にどの程度の重要性を持っているか，いわゆるグレーデッドアプローチとして，定量的に把握することが有効である。これらを総合的に考慮する必要があることから，PRA のような定量的なリスク評価を行い，重要度にかかる情報を表出させることが必要である。

従って，核燃料施設についても，定量的なリスク評価が重要かつ必要であり，また原子力規制委員会から安全性向上評価において求められていることからも，客観的な実施基準が必要であると考え，実施基準を策定することとした。

本実施基準は，事業者が自らの施設が有するリスクを把握し，継続的な安全性向上を進める上での参考情報を得るためのリスク評価について，現在の評価技術の水準を踏まえて的確に実施するための要求事項と具体的な手順を示すことを目的とする。

2　制定の経緯

核燃料施設のリスク評価については，海外ではその評価手法の整備(1)，米国原子力規制委員会（NRC）によるリスク評価の実施の規制要求(2)~(5)，英国，仏国における再処理施設で影響の大きい事故に対する PRA を用いたリスク評価の実施例(6)~(10)がある。我が国でも，リスク情報の活用に向けて，発電用原子炉施設のみならず，核燃料施設についても，確率論的なリスク評価手法，基礎的データの整備及びこれらを用いたリスク評価の実施が，

公表資料

個々の施設の安全上の特徴を反映しつつ積極的に進められている。国内の既設の核燃料施設（建設中及び竣工前を含む）の内的事象に起因する事故のリスク評価は，個々の施設のリスクレベルに応じた詳細さで評価が実施され，手法整備も進んでいる[(11)~(26)]。また，これまでに実施されたリスク評価では発電用原子炉施設に対するレベル 1PRA，レベル 2PRA 及び地震 PRA 実施基準が援用されている。本実施基準の制定に際しては，これらの実施基準の適用性を検討し，本体規定の参考とした。一方，地震を起因とする事故の評価は，リスクレベルの程度に応じて合理的と考えられる概略的な評価手法は未整備である。このため，既往の関連する研究[(27)~(30)]を参考に，地震 PRA 作業会，外的事象 PRA 分科会に意見を求めつつ，概略的な地震リスク評価の検討を優先的に進めた。

3　制定の過程での主要な論点

3.1　化学的リスク

原子力施設のリスクは，一義的には放射線被ばくによるリスクである。しかしながら，米国ではウラン濃縮施設や転換施設において六フッ化ウラン(UF_6)の漏えいが多数発生し死亡者が出た事例もあることから，核燃料施設でのリスク評価では，UF_6 漏えいに伴う UF_6 及びその派生物の化学的リスクを評価の対象とする必要があり，国内外でリスク評価に係る研究がなされている[(27), (28)]。米国において NRC は連邦規則（10CFR70）において許可物質から発生した危険な化学物質（Hazardous chemicals produced from licensed materials）として UF6 などの公衆（offsite public），従事者（worker）などに対する化学毒性を規制している。このうち，従事者防護（worker protection）に関して，NRC は米国労働省・労働安全衛生庁（OSHA）と覚書を結んでいる[(31)]。一方，国内ウラン濃縮施設及び再転換工程で取り扱われる UF_6 については，原子力規制委員会の安全規制において作業環境（建屋内外）などへの考慮が要求されている。これ以外では，UF_6 について，可溶性ウラン化合物としての登録・届出に関するものがあるが，公衆安全のための量的な制限値はない。フッ化水素（HF）については，排出及び作業環境管理の基準があるが，事故時を対象としていない。それ以外の化学物質については，一般的な化学工場に対する規制の中でリスクの評価が将来要求される可能性があるが，現在は要求されていない。このため，従来から UF_6 及びその派生物については影響評価手法が検討されてきているが，他の化学物質については系統的な評価手法が存在しないのが現状である。また，UF_6 は原子力施設に特有な物質であり，評価の優先度は高いと考えられる。このような状況から当面は，UF_6 及びその派生物についてのみ本実施基準の対象とする。ただし，UF_6 以外で，公衆に重要なリスク要因となり得る化学物質がないかは，ハザード分析において可能な範囲で確認しておくことが望まれる。

また，事故時対応の有効性及び可能性を考慮する際には従事者の危険について配慮する必要があるので，この観点で化学物質が従事者の対応を妨げる可能性については配慮することとする。

公表資料

3.2　従事者リスク

日本原子力学会標準委員会原子力安全検討会原子力安全分科会では，原子力安全の基本的考え方について検討を重ねてきており，再処理施設の場合，現場での従事者が常に放射性物質を取り扱うという施設の特徴を踏まえて，三つの基本的な安全機能のうちの一つとして“放射線による外部被ばくに対する防護”を設定している[32]。一方，現状では従事者のリスク評価は，原子力規制委員会及び他の省庁による安全規制上の要求にはなっていないが，国際的には，米国[2]及び英国[33]のように評価の対象とする国がある。また，従事者のリスク評価を行えば，従事者のリスク低減に有益な知見が得られる可能性はある。しかし，我が国では，放射線被ばくのリスクに限っても従事者のリスクを総合的に評価する研究は例がないため，重要な課題として認識するが，当面は，評価対象範囲に含めない。ただし，公衆のリスク評価において，事故時対応の有効性及び可能性を考慮する際には従事者の危険について配慮する必要があるため，当面は，この観点で本実施基準において考慮することとする。

3.3　概略的な地震リスク評価手法の適用範囲設定の考え方

箇条 10 で規定する概略的な地震リスク評価手法では，評価に要する時間と資源及びグレーデッドアプローチの観点から，リスク評価に大きな影響を与えない範囲で，以降に示す考え方に基づき地震動ハザードの概略的な評価及び建屋・機器フラジリティの概略的な評価における適用範囲を設定している。

地震動ハザードの概略的な評価においては,本震の水平動を主な評価対象と考えている。上下動及び余震に対する地震動ハザードが，本震の水平動に対する地震動ハザードと比べて一般的に小さい場合には，概略的な地震リスク評価の評価対象からは除外できる。ただし，上下動及び余震が本震の水平動と同等以上と想定されるサイトでは，許容されるリスクレベルと比較した上で，AESJ-SC-P006:2015 に基づき，上下動及び余震に対する地震動ハザード評価を，さらに必要に応じて，建屋・機器フラジリティ評価を実施することが有効である。なお，断層変位ハザードについては，概略的なリスク評価では対象とせず，必要に応じて詳細評価で対応することした。断層変位が評価対象施設に及ぼす影響が大きい場合としては，敷地周辺に主断層や副断層が存在する可能性が高い場合が考えられる。このとき，断層変位のみでなく，地震動が評価対象施設に及ぼす影響も大きくなることが考えられる。そのため，地震動に対する概略的なリスク評価の結果，リスク又は影響が相対的に大きくなり，選別基準に照らして詳細評価対象事故とする必要がないとは判断できない場合には，改めて AESJ-SC-P006:2015 を用いて断層変位に対する地震リスクを検討すればよいと考えられる。

建屋・機器フラジリティの概略的な評価においては，建屋の損傷モードとして層崩壊を伴う構造的損傷モードを主な評価対象と考えている。液状化などによる建屋安定性の喪失に係る構造的損傷モードが，層崩壊を伴う構造的損傷モードに対して耐震設計の段階で支配的な損傷モードとならないように設計されている場合には，建屋・機器フラジリティの

公衆審査用

概略的な評価の評価対象からは除外できる。ただし，液状化などによる建屋安定性の喪失に係る構造的損傷を耐震設計の段階で考慮していない場合，又は層崩壊を伴う構造的損傷よりも相対的に厳しくなると耐震設計の段階で想定されるサイトでは，許容されるリスクレベルと比較した上で，“日本建築学会 建築基礎構造設計指針”，耐震設計時の評価手法などに基づき，液状化などによる建屋安定性の喪失に係る構造的損傷による影響を確認することが有効である。

なお，本実施基準における概略的な地震リスク評価手法は，Kennedy による簡易ハイブリッド法[30]を参考にしている。しかしながら，国内の核燃料施設や発電用原子炉施設を対象とした評価の実績は非常に乏しく，今後知見の蓄積が重要である。

4　適用範囲について

4.1　対象施設

我が国における核燃料サイクルを形成する発電用原子炉施設以外の核燃料施設には建設中及び竣工前の施設を含め，ウラン濃縮施設，ウラン燃料加工施設（再転換工程を含む施設がある），再処理施設及び MOX 燃料加工施設がある。これらの施設では，核燃料物質及びそれ以外の放射性物質を非密封で取り扱う工程を含み，それらの貯蔵設備を含めてこれらの物質が種々の形態で広く分布する共通的な特徴を有し，設備構成の性質（閉じ込めの概念）が類似していること，及び発電用原子炉施設と異なり施設数が限られるため一つの実施基準として作成する方が合理的である。

これまでにこれらの施設を運営する事業者，規制支援機関又は研究機関において主として内的事象に係るリスク評価手法の整備及び具体的な評価が実施されている。これらの活動で提案又は利用されているリスク評価手法は，リスクレベルの違いを考慮した評価の詳細さの差異はあるが，基本的な評価の枠組みは共通である。このような現状を踏まえ，本実施基準は，上述の核燃料施設を適用対象施設とする。

4.2　外的事象

4.1 で述べたようにこれまでのリスク評価手法整備及び評価は，内的事象を中心に行われてきた。これに対して地震時のリスク評価では，すでに発電用原子炉施設の地震 PRA（Probabilistic Risk Assessment）手法が整備され，これを援用することにより評価は可能であるが，評価対象事故及びそれに係る設備，機器が多く，評価に要する時間と資源及びグレーデッドアプローチの観点で，すべての事故について地震 PRA レベルの詳細な評価を行うことは合理性を欠く。このため再処理施設を対象に簡略的な評価が実施されているが，評価手法の妥当性の検討は十分とは言えない。また，ウラン加工施設などにおいては，施設のリスクレベルに応じた評価手法が未整備であった。このような状況を踏まえ，地震に起因する事故を評価する概略的な地震リスク評価手法を本実施基準で規定するとともに，リスクレベルの高い事故の評価には，AESJ-SC-P006:2015 を援用した実施基準を規定することとする。

公表資料用

地震以外の外的事象については，実施基準の必要性を検討するとともに，発電用原子炉施設を対象とした実施基準の整備状況に応じてその適用可能性などを検討し，今後計画的に整備を進めることとする。

5　本体，附属書の解説

5.1　リスク評価の実施手順の考え方

5.1.1　核燃料施設の事故シナリオの特徴

発電用原子炉施設を対象としたPRAでは,冷却材喪失事故のような起因事象に対して，その緩和対策に着目し炉心損傷及び格納容器機能喪失に至るシナリオを分析して，その発生頻度と施設外への放射性物質の放出量を評価する。このような解析手順は，放射性物質が炉心に集中していることを前提としたものである。

これに対し核燃料施設では，放射性物質などの危険源が施設内に種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で広く分散して存在している。また，これらの危険源が施設外へ放出される原因となる事故も多様な形態（火災，爆発，臨界，沸騰など）が想定される。さらに，事故時に施設外へ移行する放射性物質の量だけでなく種類，化学形態により被ばく線量が変化する。これらのことから，施設の種類や規模が異なれば危険源と事故シナリオに大きな差異がある。また，同一施設でも事故の種類が異なれば同様である。

上述のような事故シナリオの特徴から核燃料施設のリスク評価では，放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価に加えて，事故影響評価との組合せでリスクを評価することが重要である。また，核燃料施設の事故は，炉心損傷のような共通する状態を経ないため発電用原子炉施設のレベル1PRA，レベル2PRAのように事故進展を途中段階で分けて評価できない。このため，核燃料施設のリスク評価では，起因事象の発生から施設外への放射性物質放出に至る一連の事故シナリオを評価対象とする。

5.1.2　事故シーケンス

本実施基準で評価対象とする事故は，機器のランダム故障，人的過誤又は地震の発生により通常状態を維持する機能が喪失する事態（例えば，冷却機能喪失）を起点（起因事象）として，緩和対策の失敗により事故が顕在化する状態に至り，平常時を超える放射性物質が施設外へ放出される一連の事象である。起因事象から放射性物質の放出に至る事象の流れを事故シーケンスという。そのうち，事故が顕在化する状態から放射性物質の施設外への放出に至る部分を放射性物質放出シーケンス，それをイベントツリー形式で記述したものを放射性物質放出イベントツリーという。

5.1.3　リスク評価実施手順の枠組み

上述のような事故シナリオの特徴から核燃料施設のリスク評価は，当該施設に内在するハザードを体系的に可能な範囲で網羅的に分析し，以降の評価対象とすべき事故シナリオを同定するハザード分析と，事故シーケンス発生頻度及び放射性物質放出量とその影響の評価の二つの部分から成る実施手順とする。前者のハザード分析では異常事象の抽出漏れ

内閣審議室 公聚 分

がないことが重要であることから，合理的に可能な範囲で網羅的にその候補となる事象を同定する。これらの候補事象の中には，リスクレベルの異なる事故に進展する可能性のある多様な事故が含まれるため，後者の発生頻度及び放射性物質放出量評価では，その前段として事故シーケンスの発生の可能性とその影響の概略的な評価を基に相対的にリスクレベルの高い事故を選別するとともに施設全体のリスクプロファイルを把握する。そのため，この解析は概略的なリスク評価と捉えることができる。さらに，相対的なリスクレベルが高いと選別された事故に対しては，後段のリスク評価として，発電用原子炉施設の PRA に相当する詳細なリスク評価を実施する。この解析においては，それぞれの事故を対象に，詳細な事故シナリオを分析し，それに基づき，放射性物質の閉じ込め機能を有する SSCs の火災，爆発に伴う外力又は地震による機能喪失の可能性を評価し，事故シーケンスの発生頻度及び影響を評価するとともに重要度解析，不確実さ解析及び感度解析を実施しリスク低減のための施策に活用できるリスク情報を得る。このように，本実施基準で規定するリスク評価では，想定される事故のリスクレベルに応じた詳細さのリスク評価を行うグレーデッドアプローチの考え方を基本とする。

5.1.4　概略的なリスク評価の意義とそこでの最善のパラメータ選定

核燃料施設で想定される事故のリスクレベルは，特定の事故シーケンスがリスクの大部分を占め，その他の事故シーケンスのリスクは，相対的に小さいと考えられる。このような評価対象施設のリスクの特性を踏まえ，施設全体のリスクを簡便な評価方法により効率的に評価するためにグレーデッドアプローチ の考え方に基づき，概略的なリスク評価を行うことの意義は，個々の事故シーケンスの相対関係を損なうことなく施設全体のリスクを効率的に評価することにある。一般的に概略評価では，保守的なパラメータを設定することが多いが，リスクの相対関係を適切に評価するために，評価に用いる種々のパラメータは，可能な範囲で最適な設定を行うこととした。

本体の **4.5** にある“最善のパラメータ選定”とは，概略的なリスク評価で用いる種々のパラメータの選定に際して，原則として“最適な”パラメータを用いることを意味する。ただし “最適な”パラメータに関する情報がない場合には，“保守的な”パラメータで代用することも認められる。

5.1.5　リスク評価の品質の確保

本実施基準の手順で求めるリスク評価結果は，**解説 7.1** に示す活用例をはじめ，今後，様々な形でリスク情報活用に適用できると考えられる。しかし，一方で，この実施基準でモデル化できないリスク要因が存在し，モデル化できても不確実さの存在を意識しつつ使うことが必要である。現状で最も妥当と考えられる方法でリスク評価を実施し活用することと並行して，リスク評価の実施を受けて得られる知見も踏まえ，継続的に手法やデータベースを改善していくことが，リスク情報の活用の本質である。

特に核燃料施設のリスク評価は，発電用原子炉施設に比べて，リスク評価の適用経験が浅く，その手法には，今後も，引き続き，拡張・改善すべき事項が多いことが，本実施基

公表資料

準の策定に当たって議論された。リスク評価の手法の改善については，継続的に行うことを前提に，計画的に進めることが必要と考えられた。このため，本実施基準では，**4.9** に手法やデータの継続的改善を明示的に要求事項として含めることとした。

不確実さ解析手法は,変動パラメータの選定法が確立されていないなど開発段階にある。それ故，既存の解析事例及び感度解析の知見を参考に変動パラメータを選定するが，国内外の評価手法の進歩に合わせて評価手法を更新すべきである。

5.1.6　複数事象の重畳の考え方

核燃料施設では，放射性物質などの危険源が施設内に種々の形態（溶液，粉末，ペレット，燃料棒など）で広く分散して存在している。また，これらの危険源が施設外へ放出される原因となる事故も多様な形態（火災，爆発，臨界，沸騰など）が想定される。

このように施設内に多様かつ多数の危険源が存在する場合には，複数の事象が同時に発生する可能性も考慮して，リスク評価がなされる必要がある。

事象の重畳には，次の四つに分類されると考えられる

a)　**一つの事故シーケンスの進展過程における物理・化学的又は機能的影響による新たな事象の発生**　例としては，臨界事故により，水素が急激に発生し水素爆発事象に至る事象がある。

b)　**同一原因による複数の起因事象の同時発生**　例としては，地震による廃液貯槽冷却系機能喪失による蒸発乾固事象と有機溶媒漏えいによる火災発生の同時発生がある。

c)　**同一起因事象による複数の事故シーケンスの同時発生**　例としては，地震による外部電源喪失に，非常用電源損傷が重畳することによる，廃液貯槽蒸発乾固事象及び水素爆発事象の同時発生がある。

d)　**異なる原因（複数の自然現象など）の同時発生による複数の事故の同時発生**　例としては，地震による外部電源系送電線の損傷と，津波による非常用電源系の損傷の同時発生がある。

a)は，内的事象の評価及び地震に起因する事象の評価に共通であり，内的事象についての規定は，**14.6.3** 及び**附属書 R（規定）**に記載している。また，地震に起因する事象に関する評価については，b)及び c)についての考慮の必要性を **20.2** に記載した。

なお，本実施基準では，内的事象と地震のみを対象とするので，d)は含めていない。

5.1.7　被ばく線量評価の位置づけと不確実さ解析及び感度解析を要求しない理由について

箇条 23 では，事故の発生頻度及びソースタームの評価についての不確実さ解析及び感度解析を要求しているが，被ばく線量評価については不確実さ解析及び感度解析を要求していない。この理由について，本実施基準における被ばく線量評価の位置づけと合わせて説明する。

本実施基準の適用範囲については，**箇条 1** に“施設外への放射性物質などの放出に至る事故の発生頻度評価及び施設外へ放出される放射性物質などソースタームの評価（公衆の

公衆縦覧用

個人の被ばく線量の評価及び化学的影響の評価を含む)”であることを説明している。

公衆の健康影響や社会に対する経済的影響などの一般的な意味での環境影響を含むリスク評価は，本実施基準に従って評価されるソースタームを用いて確率論的環境影響評価を行うことで可能になる。しかし，確率論的環境影響評価の手法については，既に公開されている発電用原子炉施設のレベル 3 の確率論的リスク評価の実施基準である AESJ-SC-P010:2016 が援用可能と考えられるので，本実施基準では扱っていない。

一方，本実施基準では，上述のような意味での環境影響評価を含まないリスク評価であっても，事故の発生頻度とソースタームまでの評価に加えて，各事故シーケンスのソースタームのそれぞれに対する“敷地境界外における公衆の個人の最大被ばく線量”の評価を含めれば，様々な活用が期待できると考えて，このような限定された位置づけでの被ばく線量の評価を含めている。“敷地境界外における公衆の個人の最大被ばく線量”の評価を用いる理由は，次の 2 点である。

第 1 に，事故の影響の大きさを表現する際に，ソースタームの情報（放出される放射性物質の核種，量，化学形，放出形態，放出時刻，放出経路，放出される物質の持つ熱エネルギーなどの多くの属性を有するベクトル量である）だけでは，事故シーケンスごとの影響の大小を認識することや事故シーケンス間の相対的な重要度を比較することができにくいため，その情報を，事故影響を代表する 1 個のスカラー量に変換する必要があった。そのような指標は，**附属書 Q（参考）**に示された詳細評価対象事象の選別のために必須である。さらに**解説 5.4** に紹介されている様々なリスク指標の基礎となるものであり，**解説 7.1** に示すリスク情報活用でも必要となる。第 2 に，このための指標として従来から我が国及び国際社会において決定論的安全評価で用いられてきた指標に近いものを選定することは，リスク情報の活用に際して，従来の安全規制との関係を理解及び説明しやすくなるという大きいメリットとなる。

このような考え方に基づく被ばく線量評価の具体的手法は，**附属書 O（参考）**に示された手法となる。この手法による被ばく線量は，気象条件などのバラツキ要因や評価手法の不確実さを反映した確率分布ではなく，それらを包含できると考えられる保守的な手法により定める点推定値として表現される。

以上のように，本実施基準に従って行う被ばく線量評価は，公衆の実際の被ばく線量の確率分布を代表するためのものではないので，通常の意味でのリスク推定の不確実さを把握するための不確実さ解析及び感度解析は必要ないと考えられる。

ただし，与えられたソースタームに対して，このような手法で被ばく線量を求めた結果と実際に公衆及び社会がうける健康リスクや経済リスクなどとの関係を理解しておくことが必要な場合には，同じソースタームを入力条件として AESJ-SC-P010:2016 に従って環境影響評価を行うことが考えられる。また，その場合には，その一部として被ばく線量に係わる不確実さ解析及び感度解析もなされることとなる。

なお，本実施基準における被ばく線量評価では部分的に決定論的評価手法を用いている

原子力学会標準

が，ソースタームまでは現実的な評価を行うこと及び AESJ-SC-P010:2016 に従う確率論的環境影響評価と比較することにより決定論的評価の保守性を把握できることを踏まえれば，現実的なモデルでリスクを評価するという基本的な考え方を損なうものではない。

5.2　人間信頼性解析の手法について

この実施基準では，人間信頼性解析手法として，THERP 手法で評価することを推奨している。この THERP 手法は，解析手法と解析に用いる値が全般的に整備されている点で解析手法として広い範囲に統一的に活用することができる。また，産業界の PRA における利用経験があり，既にリスク改善策の検討に対する本手法の有効性が知られている。

THERP 手法で用いるデータの値は，海外のデータを基に専門家判断を中心として構成された値である点に注意が必要である。今後，我が国の状況を反映しより精度の高い解析を実現するためには，データに我が国の運転員の現状を反映させることが望ましい。ただし，THERP 手法自体が手法とデータのセットの体系であることから，今後，我が国独自のデータに基づいて THERP 手法を適用する場合は，手法と我が国のデータセットと THERP 手法の整合性が確認されることが必要である。

また，ATHEANA（A Technique for Human Event Analysis）手法などの他の手法については，Z.7 に概要を示しているが，これらの手法は現状 PRA への採用経験に乏しいことから，この実施基準では THERP 手法と同等の取扱いは難しいと考えられる。

5.3　事故シーケンスの定量化における点推定値及び平均値

事故シーケンスの定量化においては，リスク評価の目的に応じて，点推定値に加え，不確実さ解析によって求まる平均値を定量評価結果として適用すべきである。

事故シーケンスの定量化の入力となる定量データ，例えば起因事象発生頻度，機器故障率などは，対数正規分布を想定した平均値を用いて点推定値を評価することが一般的であり，このため，評価した点推定値は，不確実さ解析によって求まる平均値と大きな差異がない場合が多い。ただし，AH.1 に示す State-of-knowledge correlation :SOKC の影響など，点推定値を適用することによって有意な差異が生じる可能性も考えられるため，不確実さ解析によって求まる平均値を評価する方が，技術的品質としてはより優れているといえる。

しかしながら，SOKC のような因子が有意に影響しない場合にも種々の定量評価結果の全てに不確実さ解析を実施して平均値を評価することは合理的ではなく，リスク評価の利用目的に応じて点推定値と平均値を適切に使い分けることが好ましい。使い分けの考え方を以下に示す。

a)　リスク評価の利用目的において定量評価結果の絶対値が重要な場合，例えば，性能目標への適合性を確認することを目的として評価した全炉心損傷頻度が，性能目標に対して大きな裕度がなく，点推定値と平均値の差異が影響するほどの評価精度が求められる場合には，不確実さ解析によって求まる平均値を適用することが推奨される。

b)　一方，例えばドミナントシーケンス及び重要度解析のように，絶対値よりも相対的な

寄与割合に着目する定量評価の場合には，作業負荷への影響の大きさに対して，SOKC などにより点推定値と平均値の差異が相対評価結果に影響する可能性のあるドミナントシーケンス又は重要度評価対象への影響を踏まえた，点推定値の適用が合理的である。

なお，以上の考え方とは別に，事故シーケンスの定量化結果に対する不確実さの影響については，箇条 23 に従って，リスク評価の目的に応じて適切に取り扱う必要がある。この際に，例えば SOKC の影響が有意でないことを分析することによって，事故シーケンスの定量化において点推定値を適用することの妥当性の根拠とすることも有効である。

5.4　リスクを表す指標の例

5.4.1　一般事項

リスク評価から得られる情報をリスク情報と呼ぶ。本解説では，リスクの評価結果を表現する基本的な指標や表示方法を示す。リスク情報の表示は，リスクの評価結果をどのように使うかという，リスク評価の目的と不可分の関係にある。リスク評価の実施者は，リスク評価の目的に従って適切な表示を行う必要があるので，その参考として様々な指標又は表示方法の例を示す。

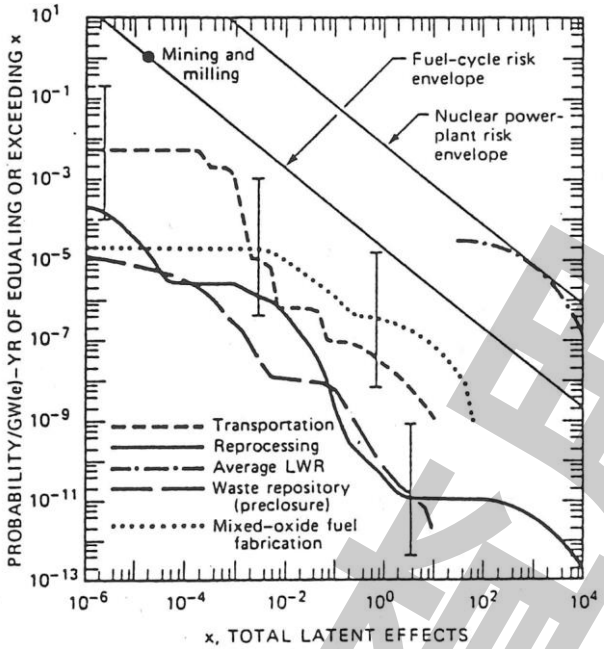
5.4.2　総体としてのリスクの表示

施設が有するリスクが全体としてどれほど大きいかを表現する代表的な方法には次がある。

a)　**リスク曲線**　リスク曲線は，2 次元の平面図において，横軸を事故の影響の大きさ，縦軸を特定の影響の大きさを超える事故シーケンスの発生頻度の累積値として，超過頻度分布によりリスクの大きさを表現するグラフである。**解説図 1 に**例を示す。

　ただし，影響の大きさの単位は，図の例では晩発性死亡者の総数を用いているが，放射性物質の放出量や被ばく線量とすることもある。

公表資料



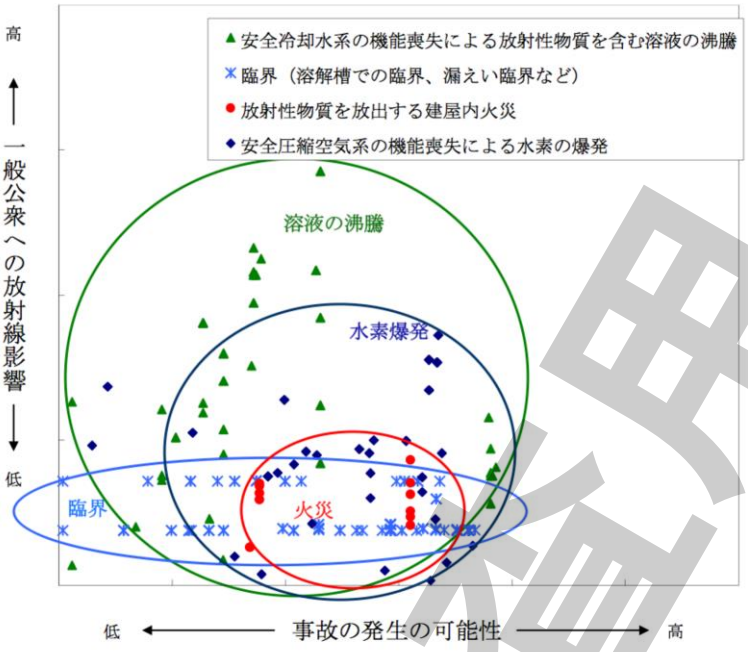
注記　図中に示されたリスク評価結果は，評価当時に米国で建設が計画されていた施設のサイト条件や設計に依存しており，一般的な同種の施設のリスクを表したものではない。

注 a)　参考文献(34)の Fig.4

解説図 1－リスク曲線の例 a)

b)　**リスク分布図**　リスク分布図は，2 次元の平面図において，事故シーケンスごとのリスクを，縦軸を事故の影響の大きさ，横軸を発生頻度とする点で表示する。不確実さの幅を示すために，点の代わりに不確実さを含めた十字線で表示することもある。**解説図 2** に例を示す。縦軸の表示の単位については，リスク曲線と同様，目的に応じて適切に選定される。また，頻度及び影響は，数個の区間に区分して，**解説図 3** のようなリスクマトリックスを作成し，その中に個別の事故シーケンスを記入することもある。

公聚稿甲



注 a)　参考文献(35)の第 10.2-1 図

解説図 2－リスク分布図の例 a)

	頻度カテゴリー1 Highly Unlikely	頻度カテゴリー2 Unlikely	頻度カテゴリー3 Not Unlikely
影響カテゴリー3 High	3　acceptable	6　unacceptable	9　unacceptable
影響カテゴリー2 Intermediate	2　acceptable	4　acceptable	6　unacceptable
影響カテゴリー1 Low	1　acceptable	2　acceptable	3　acceptable

注 a)　参考文献(36)の Table A-3 を和訳して転載

解説図 3－リスクマトリックスの例 a)

公衆審査用

5.4.3　リスクへの寄与因子の分析に役立つ指標及び表示形式

リスク評価の重要な目的の一つは，重大な事故に至るシナリオを体系的に把握し，現在の対策を強化すべき所がないか検討し，安全の確保・向上に役立てることである。このためには，まず重大な事故に至るシナリオを明らかにする必要がある。次いで，それらのシナリオの重要度及び安全対策の重要度，候補としての改善策の重要度などを定量的又は定性的に評価し，表示することが求められる。このためには，次の指標や表示が有用である。

a)　**事故シナリオの同定結果の表示**　事故シナリオについては，次の情報を，適切な説明文及び表の形式で表示する。

— ハザード要因

— 起因事象

— 事故シーケンス

また，分析の途中経過として得られる HAZOP の分析表，イベントツリー，フォールトツリーなども詳細な理解のために役立つ。

b)　**事故シナリオごとのリスク寄与度の分析に役立つ表示**　前述のリスク分布図やリスクマトリックスは，個々の事故シーケンスのリスク寄与度を表示する上でも有用である。

このほかに次の情報を表又は図として表示することも有用である。

— 事故形態ごとの発生頻度(溶媒火災，臨界，漏洩，放射線分解水素の爆発など)

— 起因事象別発生頻度（統計から直接に得られる場合と，フォールトツリー法などにより推定する場合がある）

c)　**事故の原因となる事象のリスク寄与度の分析に役立つ表示**　事故の原因となる事象のリスク寄与度を分析するためには，内的事象，地震，津波など事故の原因となる事象ごとに，リスク曲線やリスク分布図，リスクマトリックスを表示する方法がある。

d)　**個別の安全対策の重要度を表す指標**　安全対策には，安全機能を果たす設備・系統・機器，運転操作，運転に関わる管理活動などがある。これらが適切にイベントツリーやフォールトツリーのモデルに組み込まれていれば，その安全確保上の重要度を，それが成功又は失敗したときのリスクの変化として定量的に評価することができる。

このためには，次の指標が有用である。これらは，既存の対策項目の重要度を評価するうえでも，安全性向上のための追加対策の効果を評価する上でも利用可能である。

— Fussel Vesley 指標：当該項目が必ず成功すると仮定したときのリスクの低下割合

— リスク増加価値(RAW 指標ともいう)：当該項目が必ず失敗すると仮定したときのリスクの増加倍率

これらの指標は内的事象だけでなく，地震によるリスク評価などにも適用できる。

なお，これらの指標を用いる場合には，核燃料施設では，事故が発生する工程や事故のタイプごとに影響が大きく異なるので，工程やタイプごとに区別して表示する方法や，影響のレベルごとに表示する方法，FV や RAW の指標に影響のレベルに応じた重み係数を掛けた値を用いる方法などが考えられる。

公表資料用

5.5　地震動強さの下限範囲を設けない理由

発電用原子炉施設を対象とした AESJ-SC-P006:2015 の**附属書 N（参考）**では，PRA の目的に即した評価を合理的に行うために，地震加速度高信号により原子炉が自動停止するような地震動強さを下限と設定し，下限以下の領域を地震 PRA の対象外とする場合があるとされている。これに対して，核燃料施設における地震によるリスク評価では，合理的な評価のために地震動強さが小さい領域を対象外として扱う意義は薄く，むしろ評価の合理性を損なう可能性が懸念される。このため，核燃料施設に係わるこの実施基準において地震動強さの下限範囲を設けないこととした理由について以下に解説する。

発電用原子炉施設の PRA では，発電所施設の大半を占める発電のための設備（一般に安全重要度が低く耐震クラスも低い）の機能喪失による起因事象に対して，フォールトツリーなどを用いた詳細な分析評価による定量化(膨大な作業量が想定される)は行わず，内的事象 PRA であれば，原子炉が停止した実績を基に発生頻度を評価することが一般的である。これは，炉心の健全性を脅かす可能性のある起因事象の発生を同定する有効な指標として，“原子炉の停止が必要かどうか”を利用できるという発電用原子炉施設の安全上の特性を考慮した合理的な評価といえる。

地震 PRA においても同様に，PRA の目的に照らして，過小評価とならず，かつ過度に保守的とならないように配慮することを条件として，地震加速度高信号により原子炉が自動停止するような地震動強さ以上を評価対象とし，その領域では外部電源系や給水系などの B，C クラスの SSCs は保守的に必ず損傷するものとして評価する場合がある。仮にこのまま地震動強さが小さい領域まで対象とすると，実際には B，C クラスの SSCs の損傷確率が極めて小さいと考えられる地震動強さの領域では過度に保守的な評価となることが想定される。また，運転実績を基に内的事象 PRA の起因事象を評価しているため，それがランダム故障率によるものか地震動強さが小さい領域での地震に起因する事象かを明確に区別することは困難となる。これらのことから，発電用原子炉施設の地震における PRA 評価では，地震動強さの下限値の設定が必要となる場合がある。

一方，核燃料施設では発電用原子炉施設に比べて運転実績が少なく，情報を利用できる類似プラントも限られるため，核燃料施設では HAZOP などで起因事象を選定し，定量化にはフォールトツリーを用いている。耐震 B，C クラスの SSCs にもフラジリティを設定し，地震動強さが小さい領域においてもフラジリティから故障確率の評価を行うことで，地震による機器などの損傷の評価と内的事象による機器などの損傷の評価を区別することができる。ただし，耐震 B，C クラスの SSCs の損傷確率が保守的になるようにフラジリティを設定する場合は，発生頻度評価結果が低加速度領域において過度に保守的にならないように留意する必要がある。

5.6　核燃料施設に対する地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価について

核燃料施設に対する地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価については，その施設の異なる特性に限ったところを除けば,多くは発電用原子炉施設に対する手法と共通となる。

公表審査用

このため，AESJ-SC-P006:2015 に準じて実施する。

具体的には，本体では AESJ-SC-P006:2015 を引用規格とし，核燃料施設の特性を踏まえた当該引用規格内容の適正化，用語の読み替え・削除などが必要な箇所については，**附属書 AD（規定）**にまとめている。

本実施基準で AESJ-SC-P006:2015 の規定内容を引用している箇所は以下のとおりである。

5　施設構成，特性及びサイト状況の調査

5.1　一般事項

20　地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価

20.2　事故シナリオの概括的分析

20.3　地震ハザード評価

20.4　建屋・機器フラジリティ評価

20.5　事故シーケンス評価

23　重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

23.5　地震に起因する事故の詳細な発生頻度評価に係る重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

23.5.1　重要度解析

23.5.2　不確実さ解析

23.5.3　感度解析

23.5.4　損傷の相関の取扱い

引用に当たっては，AESJ-SC-P006:2015 の該当する箇条内容及び附属書（規定)を以下の点で確認し，**解説表 1** のとおり分類整理している。

a)　核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条

b)　発電用原子炉施設特有の設備などの用語を核燃料施設向けに読み替えや削除するなどにより適用が可能となる箇条

c)　核燃料施設に対してそのまま適用できる箇条

このうち，a)及び b)に分類したものを**附属書 AD（規定）**で具体的に規定している。

公表資料

解説表 1－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 を核燃料施設に適用させる際の分類（その 1）

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		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		分類*		
箇条	題名	箇条	題名	a)	b)	c)
5 5.1	施設構成, 特性及びサイト状況の調査 一般事項	5	サイト・プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概括的分析	＼	＼	＼
		5.1	サイト・プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概括的分析の流れ	—	○	—
		5.2	サイト・プラント情報の収集・分析	＼	＼	＼
		5.2.1	一般事項	—	—	○
		5.2.2	地震ハザード評価関連情報の収集・分析	—	—	○
		5.2.3	フラジリティ評価関連情報の収集・分析	—	○	—
		5.2.4	事故シーケンス評価関連情報の収集・分析	—	○	—
		5.3	サイト・プラントウォークダウンの実施	—	—	○
20.2	事故シナリオの概括的分析	5.4	事故シナリオの概括的な分析及び設定	＼	＼	＼
		5.4.1	事故シナリオの広範な分析及び選定	＼	＼	＼
		5.4.1.1	炉心損傷シナリオの広範な分析及び選定	○	○	—
		5.4.1.2	燃料プール内燃料の損傷シナリオの広範な分析及び選定	○	—	—
		5.4.2	広範な事故シナリオのスクリーニング	＼	＼	＼
		5.4.2.1	炉心損傷に対する広範な事故シナリオのスクリーニング	○	○	—
		5.4.2.2	燃料プール内燃料の損傷に対する広範な事故シナリオのスクリーニング	○	—	—
		5.5	事故シナリオの明確化と起因事象の分析	＼	＼	＼
		5.5.1	事故シナリオの明確化	＼	＼	＼
		5.5.1.1	一般事項	○	○	—
		5.5.1.2	留意事項	○	○	—
		5.5.2	起因事象の分析	＼	＼	＼

* 分類:

a) 核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条

b) 発電用原子炉施設特有の設備などの用語を核燃料施設向けに読み替えや削除するなどにより適用が可能となる箇条

c) 核燃料施設に対してそのまま適用できる箇条

○：各分類に該当する記載がある箇条

—：各分類に該当する記載がない箇条

＼：記載そのものがない箇条（箇条題名のみの箇条）

公表資料

解説表 1－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 を核燃料施設に適用させる際の分類（その 2）

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		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		分類*		
箇条	題名	箇条	題名	a)	b)	c)
20.2	事故シナリオの概括的分析	5.5.2.1	一般事項	—	○	—
		5.5.2.2	留意事項	○	○	—
		5.6	建屋・機器リストの作成	＼	＼	＼
		5.6.1	一般事項	—	—	○
		5.6.2	留意事項	—	○	—
20.3	地震ハザード評価	6	地震ハザード評価	—	—	○
20.4	建屋・機器フラジリティ評価	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	—	○	—
		7.2	評価対象と損傷モードの設定	＼	＼	＼
		7.2.1	一般事項	—	—	○
		7.2.2	評価対象物の選定	—	○	—
		7.2.3	損傷モード及び部位の抽出	○	○	—
		7.2.4	損傷評価の指標の選定	○	○	—
		7.2.5	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	—	—	○
		7.2.6	不確実さ要因の分析	—	○	—
		7.3	評価手法の選択	—	○	—
		7.4	現実的耐力の評価	＼	＼	＼
		7.4.1	一般事項	—	○	—
		7.4.2	現実的耐力の評価方法	—	—	○
		7.5	現実的応答の評価	＼	＼	＼
		7.5.1	一般事項	—	—	○
		7.5.2	現実的応答の評価方法	＼	＼	＼

* 分類:

a) 核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条

b) 発電用原子炉施設特有の設備などの用語を核燃料施設向けに読み替えや削除するなどにより適用が可能となる箇条

c) 核燃料施設に対してそのまま適用できる箇条

○：各分類に該当する記載がある箇条

—：各分類に該当する記載がない箇条

＼：記載そのものがない箇条（箇条題名のみの箇条）

公表資料

解説表 1－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 を核燃料施設に適用させる際の分類（その 3）

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		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		分類*		
箇条	題名	箇条	題名	a)	b)	c)
20.4	建屋・機器フラジリティ評価	7.5.2.1	建物・構築物	—	—	○
		7.5.2.2	機器・配管系	—	○	—
		7.5.2.3	地盤	—	—	○
		7.5.2.4	その他	—	—	○
		7.6	フラジリティの評価	＼	＼	＼
		7.6.1	一般事項	—	—	○
		7.6.2	現実的耐力と現実的応答による方法	＼	＼	＼
		7.6.2.1	一般事項	—	○	—
		7.6.2.2	現実的耐力の評価	—	—	○
		7.6.2.3	現実的応答の評価	—	—	○
		7.6.2.4	フラジリティ曲線の推定	—	○	—
		7.6.3	現実的耐力と応答係数による方法	＼	＼	＼
		7.6.3.1	一般事項	—	○	—
		7.6.3.2	現実的耐力の評価	—	—	○
		7.6.3.3	応答係数を用いた現実的応答の評価	—	—	○
		7.6.3.4	フラジリティ曲線の算定	—	○	—
		7.6.4	耐力係数と応答係数による方法	—	—	○
		7.7	損傷の相関及び免震型原子力施設・設備のフラジリティ評価	—	—	○
20.5	事故シーケンス評価	8	事故シーケンス評価	＼	＼	＼
		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	起因事象の設定と起因事象をもたらす SSCs の設定	—	○	—

* 分類:

a) 核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条

b) 発電用原子炉施設特有の設備などの用語を核燃料施設向けに読み替えや削除するなどにより適用が可能となる箇条

c) 核燃料施設に対してそのまま適用できる箇条

○：各分類に該当する記載がある箇条

—：各分類に該当する記載がない箇条

＼：記載そのものがない箇条（箇条題名のみの箇条）

公表資料用

解説表 1－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 を核燃料施設に適用させる際の分類（その 4）

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		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		分類*		
箇条	題名	箇条	題名	a)	b)	c)
20.5	事故シーケンス評価	8.2.2	起因事象のグループ化と階層化	○	○	—
		8.3	事故シーケンスのモデル化	＼	＼	＼
		8.3.1	一般事項	—	○	—
		8.3.2	安全機能設定	—	○	—
		8.3.3	成功基準の設定	○	○	—
		8.3.4	イベントツリーの作成	—	○	—
		8.4	システムのモデル化	＼	＼	＼
		8.4.1	一般事項	—	—	○
		8.4.2	モデル化の前提条件の設定	—	—	○
		8.4.3	基事象のスクリーニングアウト	—	—	○
		8.4.4	フォールトツリーの頂上事象の設定	—	—	○
		8.4.5	フォールトツリーの作成	—	○	—
		8.5	事故シーケンスの定量化	＼	＼	＼
		8.5.1	一般事項	—	—	○
		8.5.2	燃料の重大な損傷頻度の算出	—	○	—
		8.5.3	事故シーケンスの条件付き発生確率の評価	—	○	—
23.5.1	重要度解析	8.5.6	重要度解析	○	○	—
23.5.2	不確実さ解析	8.5.5	不確実さ解析	—	○	—
23.5.3	感度解析	8.5.4	感度解析	—	○	—
23.5.4	損傷の相関の取扱い	8.5.7	損傷の相関の取扱い	—	—	○
—	—	8.6	格納容器機能喪失シナリオの分析	—	○	—

* 分類:

a) 核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条

b) 発電用原子炉施設特有の設備などの用語を核燃料施設向けに読み替えや削除するなどにより適用が可能となる箇条

c) 核燃料施設に対してそのまま適用できる箇条

○：各分類に該当する記載がある箇条

—：各分類に該当する記載がない箇条

＼：記載そのものがない箇条（箇条題名のみの箇条）

公表資料用

解説表 1－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 を核燃料施設に適用させる際の分類（その 5）

核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準：201*		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		分類*		
箇条	題名	箇条	題名	a)	b)	c)
附属書 AD (規定)	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に準じて実施する事項	附属書 A (規定)	地震 PRA の品質を確保するための方策	○	—	—
		附属書 L (規定)	原子炉施設周辺斜面の崩壊による炉心損傷への影響評価	—	○	—
		附属書 O (規定)	余震による炉心損傷への影響評価	—	○	—
		附属書 R (規定)	経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響評価	—	○	—
		附属書 Y (規定)	地盤崩壊確率の算定方法	—	—	○
		附属書 BR (規定)	建物・構築物の現実的耐力の評価方法	＼	＼	＼
		序文	—	—	—	○
		BR.1	建屋の現実的耐力の評価方法	—	○	—
		BR.2	屋外重要土木構造物の現実的耐力の評価方法	—	○	—
		附属書 BZ (規定)	建物・構築物の現実的応答評価のための標準的なデータベース	—	—	○
		附属書 CB (規定)	機器・配管系の現実的応答の評価方法	—	—	○
		附属書 CN (規定)	免震型原子力発電施設における免震層のモデル化	—	○	—
		附属書 CP (規定)	SA 対策として整備した設備, 運転員操作に対する扱いについて	—	○	—
		附属書 CZ (規定)	SSCs の地震動による機能喪失における留意すべき事項	—	—	○
		附属書 DD (規定)	事故シーケンスの定量化手法	＼	＼	＼
		序文	—	—	—	○
		DD.1	事故シーケンスの定量化手法	—	○	—

* 分類:

a) 核燃料施設の特性に適した内容にする必要がある箇条

b) 発電用原子炉施設特有の設備などの用語を核燃料施設向けに読み替えや削除するなどにより適用が可能となる箇条

c) 核燃料施設に対してそのまま適用できる箇条

○：各分類に該当する記載がある箇条

—：各分類に該当する記載がない箇条

＼：記載そのものがない箇条（箇条題名のみの箇条）

公表資料

6　懸案事項

6.1　外的事象の範囲の拡大

地震以外の外的事象については，実施基準の必要性を検討するとともに，発電用原子炉施設を対象とした実施基準の整備状況に応じてその適用可能性などを検討し，今後計画的に整備を進めることとする。

6.2　従事者リスクの取扱い

現状では従事者のリスク評価は，原子力規制委員会及び他の省庁による安全規制上の要求にはなっていないが，国際的には，米国及び英国のように評価の対象とする国がある。従事者のリスク評価により従事者のリスク低減に係る有益な知見が得られる可能性はあるため，従事者のリスクを総合的に評価する研究の進捗を注視する。

6.3　実施基準の性能規定化

発電用原子炉施設を対象とする PRA 実施基準の性能規定化に向けた検討が進められている。本実施基準では，核燃料施設のリスク評価の特性を踏まえて性能規定化の有効性も含め検討し，適時に対応することとする。

6.4 不確実さ解析手法の更新

ソースタームに係る不確実さ解析手法は，国内外の評価手法の進歩に合わせて評価手法を更新する。

7　その他の事項

7.1　リスク情報の活用方法の例

a）**一般的に想定される活用方法**　本実施基準では，それに基づく評価結果が核燃料施設の設計から運転に至る様々な段階においてなされるリスクマネジメントのための活動の参考として広く活用されることを意図して策定している。評価対象とする核燃料施設で想定される事故の多様性を考慮して，本実施基準では，概略的及び詳細な二つの手法の一方又は両方を用いてリスク評価を実施することを定めている。

詳細な評価まで実施した場合の具体的な活用の分野としては，次のような例が考えられる。

1）　重大な影響をもたらす可能性のある事故シナリオの網羅的な洗い出しによる安全対策の弱点の発見と対応

2）　安全性向上のために優先的に対応すべき事象の選定

3）　リスクへの寄与度を参考とする安全上重要な機器及び操作の選定

4）　安全設備の検査などによる待機除外の計画

5）　安全性向上のための運転経験の分析（発生した事象のリスクの観点からの重要度の分析など）

6）　安全目標，性能目標との比較（安全目標との比較には本実施基準に基づくソースタームの評価に加えて，レベル 3 の PRA を実施する）

公表資料

7)　安全性向上の度合いの評価

8)　リスクへの寄与度を参考とする設備の重要度分類

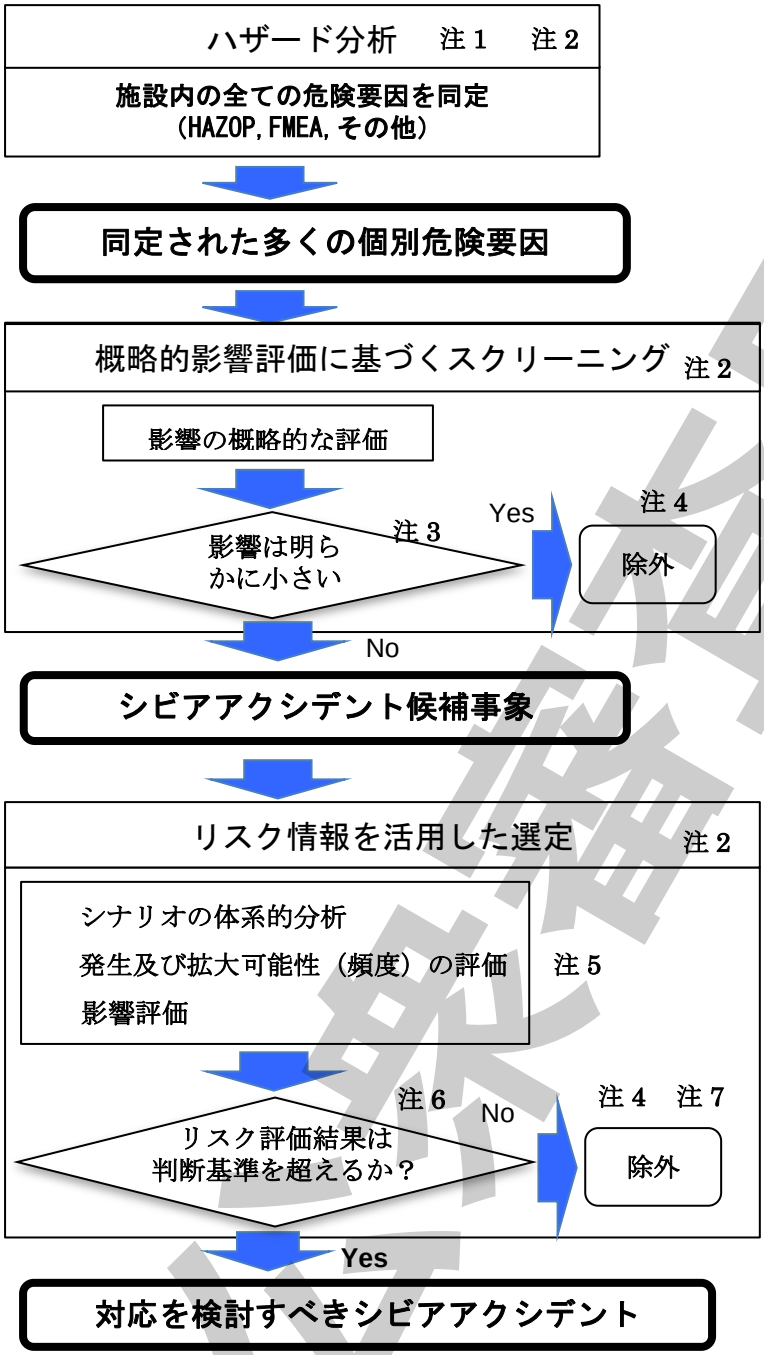
ただし，6)～8)の活用においては，定量的な評価値が特に重要となるので，評価の不確かさが意思決定に与える影響に十分に配慮することが必要である。

また，概略的な評価手法を用いた場合でも，項目 1)～5)のような活用は可能と考えられる。

b)　**リスク上重要な事故の選定への活用方法**　ここでは，活用方法の代表的な例として，日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ（以下，“SAWG”という。）により提案された，対応を検討すべきシビアアクシデントの選定手順[37], [38]の概要を示す。これは上述の a)の 1)，6)及び 7)に対応するものである。

そこでは，リスク評価の手法により体系的な検討を行って，設計基準を超えて大きい影響をもたらす可能性のある事故を抽出するともに，影響の大きさと発生頻度を軸とする 2 次元平面内での階段状の曲線で示される判断基準を用いることにより，その判断基準を超える事象を“対応を検討すべきシビアアクシデント”として選定することを提案している。**解説図 4** に参考文献(37)に示された分析の流れ，**解説図 5** にそこで用いられる 2 次元の判断基準を示す。この活用には，**解説図 5** に示すような 2 次元の判断基準を適切に定めておくことが必要であるが，リスクの評価手法としては，本実施基準で規定する手法が適用できると考えられる。

公表資料



注 a)　参考文献(37)の図 2.1

注 1：ハザード分析では，高影響事象の見落としを防ぐよう注意する。

注 2：外的事象については，内的事象に関する結果を基に，誘因事象ごとに必要な分析を追加する。たとえば，地震では，構造物損傷や共通原因損傷などへの考慮が必要。

注 3：影響緩和機能を考慮しなくとも影響が十分小さいかを判断する。

注 4：追跡性を確保するため，除外した事象をその根拠とともに記録する。

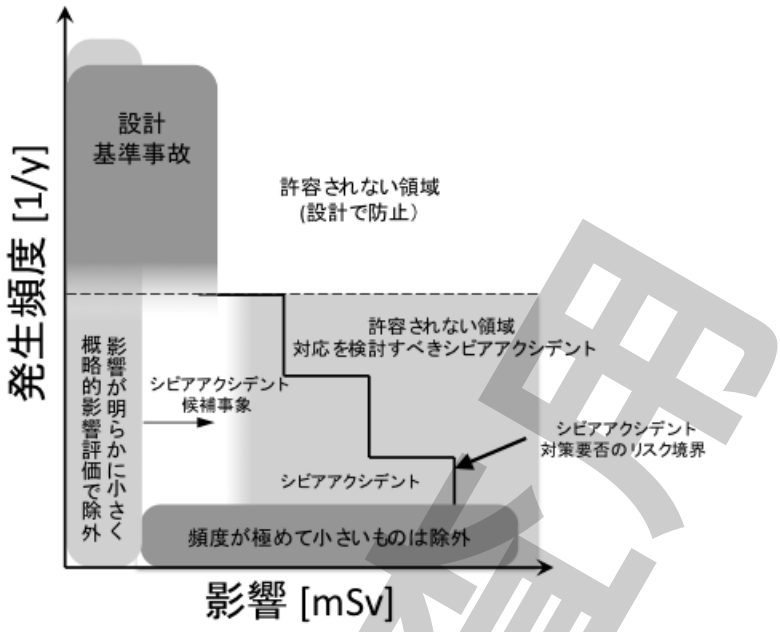
注 5：リスク評価の手法は必要に応じて半定量的手法でも良い。類似事象は必要に応じてグループ化する。

注 6：発生可能性（頻度）と影響に基づく判断基準を設定する。

注 7：除外された事象であっても安全性向上の観点から合理的に実施可能な対応の検討が望まれる。

解説図 4－対応を検討すべき SA の選定手順 a)

公衆審査用



注 a) 参考文献(37)の図 3.2

解説図 5－リスクを用いた判断基準の概念図 a)

参考文献

(1) IAEA, *Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities*, IAEA-TECDOC-1267 (2002).

(2) Code of Federal Regulations, Title 10 Energy, Part 70, "Domestic Licensing of Special Nuclear Material."

(3) U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Standard Review Plan for the Review of License Application for a Fuel Cycle Facility*, NUREG-1520 (2000).

(4) U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Integrated Safety Analysis Guidance Document*, NUREG-1513 (2001).

(5) Science Applications International Corporation, *Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook*, NUREG/CR-6410 (1998).

(6) P. W. Ball, G. Hensley, "Reliability analysis and the use of probabilistic risk assessment in the storage of highly radioactiveliquid wastes", *The Fourth EuReDatA Conf.*, Venice, March (1983).

(7) N. J. James, G. Hensley, "The control of flammable hazards in nuclear reprocessing facilities", *The Society of Fire Protection Engineers at the WATTEC 1987 Conf.*, Feb. 17-20, Knoxville, Tennessee, USA (1987).

公表資料

(8) G. T. Sheppard, R. J. Williams, “PSA experience with fuel cycle plant”, *Nucl. Energy*, **32**, 363 (1993).

(9) J. P. Mercier, F. Bonneval, M. Weber, *Application of the Probabilistic Approach to the UP3-A Reprocessing Plant*, IAEA-TECDOC-711, 95 (1993).

(10) G. Fraize, J. M. Ranore, “The French experience in application of probabilistic methodologies in the safety justification of non-reactor nuclear facilities”, *Workshop on PSA of Non-Reactor Nuclear Facilities held by Joint WGRISK/WGOE-FCS*, OECD NEA, Oct. 4-5 (2004).

(11) 原子力安全基盤機構，“ウラン加工施設統合安全解析（ISA)実施手順等の整備に関する報告書”，11 廃輸報-0003 (平成 23 年).

(12) 山手 一記　他，“ウラン加工施設を対象とした総合安全解析手法の開発”，日本原子力学会和文論文誌 Vol.10, No.2, pp.105-118 (2011).

(13) 玉置 等史，吉田 一雄，渡邉 憲夫，村松 建，“MOX 燃料加工施設に対する確率論的安全評価手法の開発”，日本原子力学会和文論文誌 Vol.5, No.2, pp.125-135 (2006).

(14) 玉置 等史，吉田 一雄，“MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書”，JAEA-Technology 2010-004 （2010).

(15) H. TAMAKI, Y. HAMAGUCHI, K. YOSHIDA, “Risk Analysis of Practical Model Facility for MOX Fuel Fabrication”, *Proc., of International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis*, *PSA2008*, Sep. 7-11, Knoxville, USA (2008).

(16) 日本原燃(株)，三菱重工業(株)，“再処理施設の設計基準事象選定（J/M-1004 改 3）”，(平成 13 年 4 月).

(17) 玉内 義一，小路 達郎，武部 和巳 他，“六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価，(Ⅰ)；プルトニウム濃縮液貯槽における水素掃気機能喪失の発生頻度評価（内的事象）”，日本原子力学会和文論文誌,5[4]，334-346 (2006).

(18) 宮田 敬士，武部 和巳，玉内 義一 他，“六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価，(Ⅱ)；高レベル濃縮廃液沸とう事故の発生頻度評価（内的事象）”，日本原子力学会和文論文誌,7[2]，85-98 (2008).

(19) 玉内 義一，瀬川 智史，林 芳昭 他，“六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価，(Ⅲ)；セル内有機溶媒火災（内的事象）,”日本原子力学会和文論文誌,10[3]，170-184 (2011).

(20) Y. Tamauchi, T. Miyata, K. Takebe *et al.*, “New Risk Assessment Method for a Reprocessing Plant: Quantitative Safety Assessment,” *Nuclear Technology,* Vol.181, No.2, pp303-316 (2013).

(21) 原子力安全基盤機構，“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝水素爆発事象の解析手順＝に関する報告書”，JNES/SAE05-025 05 解部報-0025，平成 17 年 10 月.

(22) 原子力安全基盤機構，“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝溶液沸騰事象の解

公表資料

析手順＝に関する報告書”，JNES/SAE05-026 05 解部報-0026，平成 17 年 10 月.
(23) 原子力安全基盤機構，“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝有機溶媒火災事象の解析手順＝に関する報告書 ”，JNES/SAE07-005 07 解部報-005，平成 19 年 2 月.
(24) 原子力安全基盤機構，“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝全交流動力電源の喪失事象の解析手順＝に関する報告書 ”，11 廃輸報-0002，平成 23 年 9 月.
(25) 原子力安全基盤機構，“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝使用済燃料集合体の落下事象の解析手順＝に関する報告書 ”，11 廃輸報-0004，平成 23 年 11 月.
(26) 原子力安全基盤機構，“再処理施設の確率論的安全評価手法の整備＝臨界事象の解析手順（その 2）＝に関する報告書 ”，JNES-RE-2012-0015，平成 24 年 8 月.
(27) U. S. Nuclear Regulatory Commission, *Assessment of the Public Health Impact From the Accidental Release of UF_6 at the Sequoyah Fuels Corporation Facility at Gore, Oklahoma*, NUREG-1189, (1986).
(28) (独)原子力安全基盤機構，“六フッ化ウラン漏洩事故時の化学的影響とその評価方法”，JNES-RE-2013-2021（2013).
(29) 原子力規制庁，“平成 26 年度安全研究成果調査票（中間評価）”，平成 27 年 7 月 http://www.nsr.go.jp/data/000115381.pdf.
(30) R. P. Kennedy, “Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations,” *Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk,* Aug. 10-12 (1999).
(31) U. S. Nuclear Regulatory Commission/Occupational Safety and Health Administration, “Memorandum of Understanding between the U.S. Nuclear Regulatory Commission and the Occupational Safety and Health Administration,” Sept. 6, 2013. (ADAMS Accession No. ML11354A432)
(32) 日本原子力学会標準委員会技術レポート，“再処理施設における原子力安全の基本的考え方について”(近刊).
(33) Health and Safety Executive, *Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities*," 2014 Edition, Rev.0.
(34) Electric Power Research Institute, “EPRI Nuclear Fuel-Cycle Accident Risk Assessment”, *Nuclear Safety*, Vol. 22 No. 3 May-June (1981).
(35) 日本原燃(株)，“東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書(使用前検査期間中の状態を対象とした評価)【公開版】”(2012).
(36) U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility*, NUREG-1520 (2002).
(37) 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ報告書，“核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアア

公表資料

クシデントの選定方法と課題”，(平成 26 年 9 月 30 日).
(38) 日本原子力学会再処理・リサイクル部会核燃料サイクル施設シビアアクシデント研究ワーキンググループ解説記事，“核燃料サイクル施設における対応を検討すべきシビアアクシデントの選定方法と課題”，日本原子力学会誌, Vol.57, No.5, pp.331-339 (2015).

公表審査用