解説シリーズ

地震 PRA 実施基準の改定—3.11 の教訓の反映

第 4 回(最終回) 事故シーケンス評価改定の要点

標準委員会・リスク専門部会・地震 PRA 分科会・

事故シーケンス評価作業会 村松 健, 小倉 克規, 岩谷 泰広

事故シーケンス評価の改定では、2011 年 3 月の東北地方太平洋沖地震が原子力発電所に与えた影響から得られた教訓及び地震 PRA 実施基準の 2007 年発行以降の手法開発進展を踏まえて、重大事故対処設備及び手段、並びに事故シーケンス評価に有用な知見及び手法をできる限り盛り込んだ。

I. まえがき

日本原子力学会では、原子力発電所の出力運転状態における地震を起因として発生する事故に関する確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment : PRA) の有すべき要件及びそれを満たすべき具体的方法を、PRA 実施の手順を踏まえた実施基準¹⁾として 2007 年に制定した。その後得られた知見を踏まえた地震 PRA 技術の向上並びに 2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震が原子力発電所にもたらした影響の調査・分析結果及び得られた教訓に基づき、更に原子力規制委員会により決定された新規制基準により新たに設置又は計画された設備及び防護手段を考慮して、事故シーケンス評価の有すべき要件及びそれを満たすべき具体的方法を見直し、地震 PRA 実施基準を改定²⁾した。

東北地方太平洋沖地震が引き起こした津波では、福島第一原子力発電所において複数の原子炉が炉心損傷に至るまでの事故が生じたこと、使用済み燃料プールにおける燃料損傷の可能性があったこと、更に代替注水、代替電源等による事故緩和措置が必要となったことから、実施基準の改定に当たっては主に、複数基立地サイトでの事故シーケンス評価の要件、使用済み燃料プールにおける燃料損傷事故シーケンス評価の要件、代替緩和措置の評価の要件を検討し、現在技術で可能な範囲で明示的に

示すこととした。

II. 事故シーケンス評価改定の基本方針

事故シーケンス評価に関する実施基準の改定において重視した事項は以下の通りである。

(1) 最新技術及び知見の反映

2011 年 3 月の福島第一原子力発電所における事故から得られた教訓及び 2007 年以降に得られた最新知見を踏まえた事故シーケンス評価技術の向上を踏まえ、更に新規制基準により新たに設置される防護設備及び手段を考慮し、主に以下の事項を重視して改定した。

- ①原子力発電所での地震及び地震誘因津波による被害から得られた知見の反映
 - ②使用済み燃料プールにおける燃料損傷事故シーケンス評価における要件の明示
 - ③複数基立地サイトを対象とした事故シーケンス評価における要件の見直し
 - ④代替注水、代替電源等の代替防護措置及び手段を考慮した事故シーケンス評価における要件の追加
 - ⑤複数起因事象の発生を考慮した事故シーケンス分析手法の検討
- #### (2) 新たな技術的課題を考慮した事故シーケンス評価手法の検討

改定時点において適用実績のある定量化手法がない技術的課題であっても、原子炉内及び使用済み燃料プール内の燃料損傷の観点から大きい影響を持ち得る事故シナリオを認識することが重要と考え、感度解析等により影響を検討する方法を可能な限り附属書(参考)に提示した。

III. 事故シーケンス評価手順

事故シーケンス評価は、本解説シリーズ第 1 回に記載されたⅢ-5 節の事故シナリオの概括的分析及び 8 節の

Revision of the AESJ Standard for Seismic Probabilistic Risk Assessment (PRA) —Updating requirements based on the Lessons Learned from the Fukushima Dai-ichi NPP Accidents (4) ; Outline of the Updated Points on Accident Sequence Evaluation : Ken MURAMATSU, Katsunori OGURA, Yasuhiro IWAYA.

(2014 年 9 月 22 日 受理)

■前回のタイトル

第 3 回 フラジリティ評価改定の要点

事故シーケンス評価に示されている。地震 PRA 全体の流れにおける事故シーケンスの位置づけを概略的に示したのが第 1 図である。

基本的には第 1 図に示すように、Ⅲ-6 節の地震ハザード評価及び第 7 節の建屋・機器 fragility 評価と互いに評価条件、解析結果等のフィードバックを行い、事故シーケンス評価を行い、効率的に地震 PRA を実施する。

第 2 図には、事故シーケンス評価の構成技術要素を示す。第 IV 章では、第 2 図に示した技術要素について、評価の流れに沿って、評価手順の概要及び改定の要点を記述する。また、改定の要点は下線で示している。

IV. 事故シーケンス評価手順の概要及び主な改定事項

実施基準の改定に当たり、評価範囲をこれまでの炉心損傷だけでなく、使用済み燃料プールの燃料損傷までを考慮することを明示的に示した。以下では、炉心損傷に関する評価手法を示すが、使用済み燃料プールの燃料の損傷に至る事故シーケンスのスクリーニング及び発生頻度評価手法についてもほぼ同様の手順が適用できる。

ただし、使用済み燃料プール構造物の耐力が大きいことなどから、冷却水保持機能の信頼性が十分に高ければ事故シーケンスの詳細な定量評価は不要としている。

第 1 図 地震 PRA の流れと事故シーケンス評価

第 2 図 事故シーケンス評価の構成技術要素

1. 起因事象の設定

(1) 起因事象設定手順の概要

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、地震を起因として重大な燃料の損傷に至る可能性のある起因事象を分析する。また、地震時特有の事故シナリオの特性を考慮して起因事象を分類するとともに、起因事象に係る複数の構築物、系統及び機器 (SSCs) 及び緩和設備を分析し、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。ここで、事故進展が類似している複数の起因事象を、事象収束のための成功基準の観点から、一つの起因事象として分類してもよい。

同定した起因事象を対象として、地震時特有の影響を合理的に評価するために、起因事象の階層化を行ってもよいものとする。起因事象の階層化とは、地震発生時には、SSCs の機能喪失が同時発生する可能性があるため、様々な単一故障起因事象及び多重故障起因事象(後述)を想定する必要がある、起因事象分類が複雑になるため、複数の起因事象が重複する場合については、そのうちでプラントへの影響のもっとも厳しい起因事象で代表させ、それらをグループ化する方法である。その場合は階層化処理の結果をイベントツリー (ET) で表現し、階層イベントツリー(以下、階層 ET とする)を用いて起因事象を分類する。起因事象の発生確率の算定は、作成した階層 ET に基づき行う。また、このツリーでグループ化された各起因事象(ツリーの枝に相当)ごとに、炉心損傷に至る事故シーケンスのモデル化を行う(後述)。

(2) 主な改定事項

地震動の大きさによっては、単一の異常発生防止系 (PS : Prevention System) が機能喪失して単一故障起因事象が発生する場合と、複数の PS が機能喪失して多重故障起因事象が発生する場合が考えられることを附属書 CO (参考) に記述した。また、地震動の大きさによっては、起因事象発生と同時に複数の異常影響緩和系 (MS : Mitigation System) が機能喪失する可能性に留意することも記述した。

実施基準では、現在の評価技術を踏まえて起因事象の階層化を行ってもよいとしたが、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を想定した場合に、事故シーケンス及び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。

- ・ 起因事象の重ね合わせを考慮して階層 ET に必要な分岐を追加する。
- ・ 先行する起因事象に対する事故シーケンス及び成功基準を、後続の起因事象との重ね合わせを想定して設定する。その場合、保守的に燃料の重大な損傷に直結するとしてもよいが、燃料の重大な損傷に至る代表的な事故シーケンスを明確にする。

- ・サポート系の損傷が原因で起因事象が発生する場合には、当該起因事象とは別の起因事象の事故シーケンスとし、緩和設備のサポート系設備を別途モデル化することで、広範な影響を適切に評価する。

2. 事故シーケンス及びシステムのモデル化

(1) 事故シーケンス及びシステムのモデルの概要

起因事象の設定で整理した起因事象ごとに、評価対象プラントの設計、手順書、運転方法などとの整合を考慮して、地震発生後に燃料の重大な損傷を防止するために必要な安全機能を選定する。選定した安全機能の確保に必要なフロントライン系及び評価対象フロントライン系の機能維持に不可欠なサポート系、運転員操作等を対象に、安全機能を果たすために必要な SSCs の組合せ、必要な運転継続時間である使命時間、手動起動する機器については起動までの許容時間などを含めた成功基準を設定する。以上に基つき、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イベントツリーを作成し、階層 ET でモデル化した起因事象と結合する。

次に、作成したイベントツリーの各ヘディングに対応する機能が喪失する確率(アンアベイラビリティ)の定量化を行う。このためには代表的な手法としてフォールトツリー手法(以下、FT 手法とする)があるが、適用性が説明できる場合には、それ以外の手法を用いてもよいとしている。FT 手法を用いる場合には、設定した成功基準に基づき、システムの境界条件を設定し、必要なフロントライン系及びサポート系を設定し、FT を作成する。モデル化に当たっては、地震動による機器等の機能喪失の他に、ランダム故障、人的過誤、保守による待機除外等の要因を適切に含まなければならない。ただし、地震動による機器等の機能喪失以外の要因が地震 PRA に与える影響は一般的に限定的であるため、炉心損傷頻度が変わらない範囲でモデルを簡略化してもよい。

(2) 主な改定事項

事故シーケンスのモデル化及びシステムのモデル化における主要な改定事項は以下である。

(1) 安全機能の設定

燃料の重大な損傷の防止のために必要な安全機能として、シビアアクシデント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ことを規定した。

また、原子炉建屋、格納容器等が損傷する場合には、燃料の重大な損傷に直結すると想定することはなく、最適評価及び不確かさ評価を行うことが望ましいとした。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としたが、レベル 2PRA における格納容器機能喪失シナリオ及び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(放射性物質の流出経路など)を考慮する必要がある。

(2) 成功基準の設定

安全機能として、シビアアクシデント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と規定したことから、当該設備の成功基準の例を附属書 CS (参考)に反映した。

さらに、シビアアクシデント対策等により安全機能を維持する必要がある場合には、使命時間に相当する、シビアアクシデント対策の利用が有効となる時間を、運転を継続している当該設備と同じ安全機能を有する設備(可搬設備を含む)の復旧、支援などにより、必要な安全機能を達成する手段の多様性に期待できるまでの時間の観点から設定すると規定した。

シビアアクシデント対策の利用を有効とする時間設定のための情報の例は以下であり、これらを適切に組み合わせることで時間設定が可能となる。

- ・地震による広範で従属的な影響を考慮して、隔離などの対応がなされた可搬式設備などを利用した対策の整備計画、訓練状況
- ・対応が必要な場所へのアクセス(道路など)が地震による瓦礫の影響で阻害された場合を想定した、瓦礫の撤去のための資材の整備計画、訓練状況
- ・プラントの安全性を安定的に維持するために必要な燃料、水源などのサイト内、サイト外からの供給手段の整備計画、訓練状況
- ・重要な設備の機能喪失を想定した、予備品、修復支援体制の整備計画、訓練状況

その他、米国 NRC が作成している耐震裕度評価(SMA)のスタッフガイド案の、“使命時間は 72 時間以上とすべき”が参考情報となる。

(3) イベントツリー及びフォールトツリーの作成

安全機能として、シビアアクシデント対策として整備した設備を含めることができると規定したことから、当該設備を考慮する場合の ET 及び FT の例を附属書 CW (参考)に示した。

3. 事故シーケンスの定量化

(1) 事故シーケンス定量化の概要

シリーズ第 2 回の地震ハザード評価及び第 3 回の建屋・機器 fragility 評価の結果に基づき、前述の IV-1 節で作成した階層 ET 並びに IV-2 節で作成した ET 及び FT を用いて事故シーケンスを定量化し、感度解析、不確かさ解析及び重要度解析を行う。感度解析では、地震 PRA 固有の不確かさ因子の一つである機器間の損傷の相関による定量化への影響についても評価する。これらの概要を述べる。

代表的な事故シーケンス定量化手法には、FT 結合法、

条件付き分岐確率イベントツリー法及びモンテカルロサンプリング法があり、各手法の算定手順等は附属書 DD (規定)に規定している。ただし、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。また、各起因事象の全事故シーケンスを詳細に評価するには、膨大な解析を必要とするため、燃料の重大な損傷頻度への影響の極めて小さい事故シーケンスを詳細評価対象事故シーケンスから除外し、主要な事故シーケンスのみに絞り込み、より効率的に事故シーケンス解析を行ってもよいとした。

感度解析は、地震 PRA で用いる種々の仮定、モデルの選択、データの選択などを対象として、それらとは異なる条件を用いた場合に燃料の重大な損傷頻度などの評価結果にどのように影響するかを検討するために行う。

不確かさ解析は、地震ハザード、SSCsの耐力、応答などの評価に含まれる不確かさ要因を対象として、不確かさの伝播を解析し、燃料の重大な損傷頻度及び地震 PRA の実施目的によって必要となる解析結果について、確率分布及び／又は確率分布を表すパラメータ(平均値、中央値、5%信頼度値、95%信頼度値など)を求める。

重要度解析は、リスクに重要な影響を与える因子及びその影響の程度を把握することを目的に Fussell-Vesely 重要度及びリスク増加価値 (RAW) といった指標を算定する。前者は、プラント又はシステムの信頼性向上策又はリスクを低減するための方策を検討すること、後者は、現在のリスクレベルを維持するために重要な機器、システム、運転操作などを把握することに有用な指標である。

(2) 主な改定事項

事故シーケンスの定量化における主要な改定事項は以下である。

(1) 事故シーケンスの条件付き発生確率の評価

シビアアクシデント対策として整備した設備及び運転操作をモデル化して、事故シーケンスを定量化する時の、運転員操作の信頼性解析手法としては、一般的に用いられる THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) 手法を用い、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。THERP 手法を用いる場合、大規模な地震が発生した場合の運転操作、復旧操作に関する事例及びデータはほとんどないことを踏まえ、次を考慮する。

地震中及び地震後の運転員操作では、混乱に伴う高ストレス状態が中央制御室又は現場における阻害要因となることを考慮する。また、地震後の復旧操作をモデル化する場合には、地震により、現場への接近性、復旧作業員の確保、作業用設備の確保及び／又は交換部品の確保が妨げられ得る可能性を考慮する。

定量化が困難な場合に主観的な確率を付与する例を附

属書 CR (参考)に記述した。主観的な確率を付与する場合は、評価全体を通して適用すべき確率を一覧表にまとめた「確率ランクテーブル」を予め定め、適用する確率値の標準化を図ることにより、評価者の工学的判断に伴うばらつきを小さくすることができる。

(2) 感度解析

事故シーケンスの定量化においては、モデル上の仮定など解析者の判断に基づいた仮定が、解析結果にどの程度影響しうるかを評価することが重要である。このための感度解析の対象項目として、結果に重要な影響を及ぼしうる仮定を選定するが、地震 PRA における感度解析の例として以下を取り上げた。

- ・重要度評価の結果、事故シーケンスの発生頻度に大きな影響を与え得る機器損傷、故障などのパラメータ(特に耐力データ、応答データ)
- ・SSCsの耐力及び応答の相関の度合い(完全相関、相関の程度の推定に基づく部分相関、または完全独立を想定)
- ・地震後の運転員の操作失敗確率とそのときに考慮する地震による運転員へのストレスレベル
- ・サイト・プラントウォークダウンで得られた結果で機器耐力などの形で定量的に反映することが困難で、かつリスクへの影響が大きいと判断される事項
- ・損傷又は故障した機器の復旧を評価する場合の復旧の条件又は確率
- ・余震を考慮することによる影響
- ・低耐力のリレー及び類似品のチャタリング
- ・地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状の影響

上記項目の中の、余震の影響、リレーチャタリングの影響並びに地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状の影響評価についてそれぞれ附属書 DI、DJ 及び DK にまとめた。

参考として解説されている余震の影響評価例では、まず、通常地震 PRA の結果に基づいて、地震の本震で起因事象が発生し、発生した起因事象の緩和に必要な事故緩和系が作動して、原子炉が成功裏に停止し冷温停止に至る事故シナリオの中から、比較的発生頻度の高いシナリオを選定する。このようなシナリオでは、何らかの起因事象といくつかの PS 設備の損傷が発生しているが、炉心損傷は防止できている。その後、プラントの冷温停止への移行中に余震が発生し、冷温停止に必要な安全機能が喪失した場合に炉心損傷となるものとして、その発生頻度を評価する。また、プラントの冷温停止期間中に発生した余震により新たな起因事象が発生した場合には、当該起因事象に必要な緩和系が機能喪失すると炉心損傷となると考えて、その寄与も考慮する。

地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状の影響に係る感度解析では、地盤変状のハザード評価、地盤変状の影響を考慮した SSCs のフラジリティ評価並びに事故

シーケンス評価が必要であるが、これらの評価技術は現時点で研究段階にあり、現段階で得られている情報又は知見から、各評価過程における感度解析の基本的な考え方を以下のようにまとめた。

- ① 当該活断層又は付随する副断層が活動する。
- ② ①の活動により、当該原子炉建屋、熱交換器建屋などの重要建屋及び重要な屋外施設のある領域で地盤変状が発生する。
- ③ ②の地盤変状の発生により、安全機能の一部が喪失する。安全機能喪失のメカニズムとしては、次が想定される。
 - ・ 建屋直下の地盤変状により建屋が損傷又は崩壊する
 - ・ 建屋の傾きにより建屋内の SSCs が損傷する
 - ・ 建屋間の変位により渡り配管、ケーブル、タンクなどが損傷する
 - ・ 屋外に設置された配管、ケーブル、機器が損傷する
- ④ ①の活動により、地震動が重畳する。
- ⑤ ④の地震動により、安全機能の一部が喪失する。
- ⑥ ③及び⑤の結果、炉心損傷に至る。

以上のシナリオを想定した感度解析の手順を取りまとめた。手順は、現在の知見から評価するために、過大評価と思われる仮定をあえて用いており、よりよい精度を得る方法があればモデルを詳細化することが望まれる。

(3) 複数基立地の影響の取扱い

複数基立地サイトにおいては、非常用電源や所内用水の号機間融通などの好ましい影響がありうるが、一方で、MS 設備が共用されている場合に容量不足や同時機能喪失の原因となり得ること、複数ユニットが同時に事故状態となった場合に運転員等の負荷増大により対応の遅延を招く可能性があること、あるユニットで発生した事故現象が隣接ユニットに悪影響を与える場合もあり得ることなどの好ましくない影響もあり得る。これらの影響を網羅的かつ体系的に考慮することは難しいので、今回の改定では、現状技術で可能な事項として、シナリオ分析での考え方を附属書 K (参考)、設備の共用又は緩和設備の融通に関する取扱いを附属書 DO (参考)、機器損傷の相関性を考慮した場合の複数ユニットでの同時炉心損傷の発生頻度の感度解析例を附属書 DN (参考)として、追加した。

4. 格納容器機能喪失シナリオの分析手順の概要

格納容器機能喪失シナリオの分析では、地震事象に関するレベル 2PRA を実施する手順のうち、地震に起因して格納容器機能が喪失する事故シナリオの分析手法について記述している。レベル 2PRA を実施するには、このほかに、格納容器機能喪失事故シーケンスの定量化及びソースターム評価が必要であるが、これらは、基本的にはレベル 2PRA 実施基準³⁾に基づき実施することが可能である。分析は次の手順で実施する。

地震動によるプラントへの影響が格納容器本体の損傷に結びつく可能性だけでなく、格納容器の隔離機能を果たす設備への影響及び事故進展への影響も考慮し、事故シナリオを同定する。次に、それぞれの事故シナリオの特徴を考慮して、炉心損傷が生じる事故シーケンスをその類似性に基づいていくつかのグループに分類し、同じグループに分類した事故シーケンスに一つのプラント損傷状態を設定する。プラント損傷状態の設定では、炉心損傷以降の事故シナリオの分析を合理的に行えるよう、地震時に特有な事故の進展及びソースタームへの影響も考慮して、事故シーケンスの特徴を表す要素を抽出する。ここで、ソースタームへの影響を評価するために、原子炉建屋損傷のように、直接炉心損傷に至るとした起因事象による事故シーケンスに対しても、炉心損傷に至る代表的な事故進展の条件設定が必要であり、具体的な例を附属書 DR (参考)に記載した。設定したプラント損傷状態を初期状態とした格納容器イベントツリーを作成し、格納容器機能喪失事故シーケンスをモデル化する。

前述した以外の格納容器機能喪失事故シーケンスの定量化及びソースターム評価は、基本的にはレベル 2PRA 実施基準³⁾に基づき実施することが可能である。

— 参考資料 —

- 1) AESJ-SC-P006:2007, 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007.
- 2) AESJ-SC-P006:2014, 原子力発電所の地震を起因とした確率論的リスク評価実施基準：2014.
- 3) AESJ-SC-P009:2008, 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008 (レベル 2PSA 編).

著者紹介

村松 健 (むらまつ・けん)
東京都市大学
(専門分野/関心分野) 原子力安全工学、
リスク評価

小倉克規 (おぐら・かつのり)
電力中央研究所
(専門分野/関心分野) 原子力安全工学、
シビアアクシデント解析、リスク評価

岩谷泰広 (いわや・やすひろ)
中部電力(株)
(専門分野/関心分野) 原子力安全技術、
リスク評価、民間規格