

添付資料 3 設計の経年化評価（外的事象）

目 次

添付資料 3-a 設計の経年化評価（地震）

添付資料 3-b 設計の経年化評価（津波）

添付資料 3-a 設計の経年化評価（地震）

添付資料 3-a 設計の経年化評価（地震）

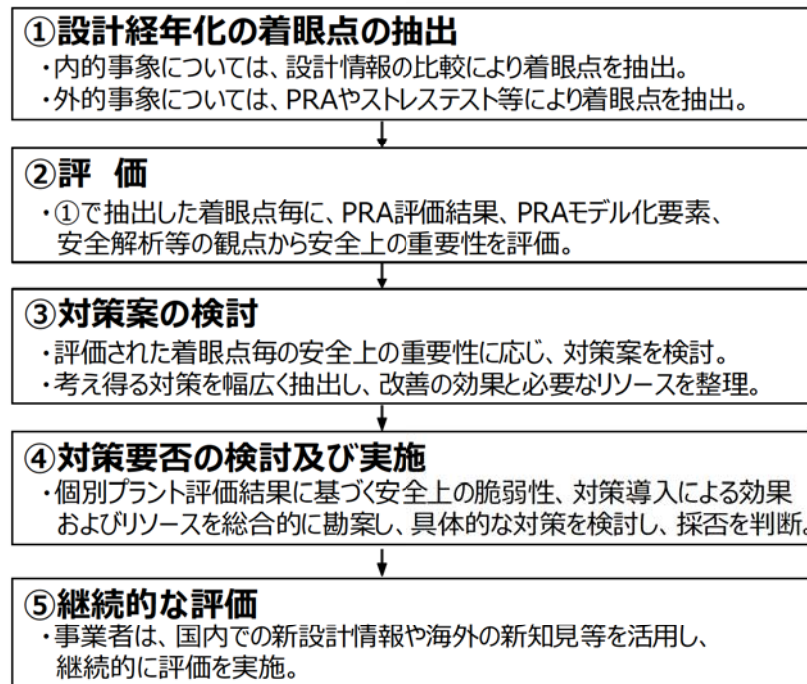
目 次

1. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価（地震事象）
2. 評価方法
 - 2.1 個別プラントの脆弱性の把握
 - (1) F V 重要度及びフラジリティに着目した抽出・分析
 - (2) カットセットに着目した抽出・分析
 - 2.2 他プラントとの設計差異からの改善点の把握
 - (1) F V 重要度及びフラジリティのプラント間比較による抽出・分析
3. 評価結果
 - 3.1 個別プラントの脆弱性の把握
 - 3.1.1 F V 重要度及びフラジリティに着目した抽出・分析
 - 3.1.2 カットセットに着目した抽出・分析
 - 3.2 他プラントとの設計差異からの改善点の把握
 - 3.2.1 F V 重要度及びフラジリティのプラント間比較による抽出・分析
4. まとめ
5. 抽出された追加措置検討の現状の取り組み

1. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価（地震事象）

時間の経過に従って原子力発電所（以下「プラント」という。）の設計に関する知見が蓄積されることにより、プラント設計そのものが変遷し、新旧プラントの差異（設計経年化）が生じる。このため、新旧プラント設計の違いに着目して安全性を評価する仕組みを事業者自主の仕組みとして導入することとし、その具体的取組み方法について標準化・明確化するため、原子力エネルギー協議会が2020年9月25日にガイド文書「ATENA 20-ME03 設計の経年化評価ガイドライン」（以下「ガイドライン」という。）を発行した。

設計の経年化評価ガイドラインの評価フローの概要を第1-1図に示す。



第1-1図 設計の経年化評価ガイドラインの評価フローの概要

本届出書では、ガイドライン（2023年6月6日改訂 ATENA 20-ME03 (Rev. 1)）に基づき、外的事象のうち、地震事象に係る評価を実施し、プラントの設計差異に関して安全上の得失を原子炉リスクの観点から分析して、プラントの安全性の特徴を理解するとともに、必要に応じてハード対策及びソフト対策を検討する。

地震評価については、地震の発生により、設備には共通的に外力が働くため、個別の設備等の比較結果で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。そこで、プラントの地震ハザードに対する脆弱性について、設計基準超の領域も対象として評価する地震事象の確率論的リスク評価（以下「地震PRA」という。）の結果を活用することが効果的と考えられる。

地震PRAにおける各機器等の損傷確率は、加速度領域ごとにフラジリティ曲線から求めることから、地震PRAにおける炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）や格納容器機能喪失頻度（以下「CCF」という。）は、低加速度領域から基準地震動を上回る高加速度領域を踏まえた各機器等の損傷確率を考慮した上で評価されることとなる。そのため、地震PRAの評価結果からは炉心損傷や格納容器機能喪失に至った状態において、どのような機器等が機能喪失しているのかといった状況を、炉心損傷等を発生させる基事象（起因事象に対する緩和系の不動作等）の組み合わせ（以下「カットセット」という。）から把握できることに加え、そのような状況における各機器の重要度も確認できる。したがって、想定を上回るような外的事象の検討、すなわち、基準地震動を上回る領域での炉心損傷や格納容器機能喪失に至った状態での対策案の検討としては、ガイドラインに記載のとおり、低加速度領域から高加速度領域に対する各機器の損傷確率を考慮した地震PRAの評価結果を用いることが適している。

したがって、地震PRAの結果を精査することで、伊方3号機の地震に対する脆弱性を把握するとともに、他プラントとの設計の違いから生ずる脆弱性にも着目し、地震時のリスク低減を目的とした安全性向上に資する実効的な対策案を検討する。伊方3号機においては、これまでの安全性向上評価において地震PRAを実施しており、これを活用した。

2. 評価方法

ガイドラインに従い、2.1項から2.2項に示す手順に基づき、設計基準内の領域（基準地震動以下）に加え、設計差異による影響が現れると考えられる設計基準超の領域も対象とした地震PRA結果を活用し、原子炉リスクへの影響を評価して安全上の重要度を確認する対象となる設計経年化の着眼点について、以下のとおり抽出・分析する。

- ・ 自プラントのCDFやCFRといったリスク評価結果への影響が有意となる設備損傷に関連する故障要因（以下「基事象」という。）を抽出し、当該の基事象による影響が大きくなった原因を分析する。
- ・ 自プラントの炉心損傷や格納容器機能喪失に至るシナリオにおけるカットセットの分析を行い、主要なシナリオの要因を分析する。
- ・ リスク評価結果への影響が有意となる設備損傷に関連する基事象のプラント間比較を行い、特定のプラントで設計差異に起因する特徴がないかを確認する。

2.1 個別プラントの脆弱性の把握

(1) F V重要度及びフラジリティに着目した抽出・分析

伊方3号機において、特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）設置を考慮し、最新となる第4回安全性向上評価で実施した地震加速度を2.0Gまで拡張した地震PRAの感度解析結果^{※1}（以下「既地震評価」という。）を用いて、CDF及びCFRの1%以上に相当し、CDF及びCFRへの影響が有意となる可能性がある「F V重要度^{※2}0.01 以上」となる設備損傷に関連する基事象を分析の着眼点として抽出する。当該の基事象については、建屋応答等のサイト影響や設計差異の影響が考えられるため、F V重要度が高い理由を確認する。確認の結果、設計差異による機器の耐震性への影響が考えられる場合、その影響について基事象の設定条件等に立ち返り分析する。なお、分析の着眼点となる基事象の抽出に当たっては、設計経年化を評価する観点から、地震による設備損傷以外の基事象（人的過誤やランダム故障に関連する基事象など）は除外する。耐震性への影響については、地震PRAにおいて、各機器等の損傷確率を求めるうえで作成したフラジリティ曲線を基に、95%信頼度における5%損傷確率（HCLPF：High Confidence of Low Probability of Failure（高信頼度低損傷確率の略称））を参照するものとする。

※1：設計基準超の領域を大きくとることにより、地震により損傷する多くの設備を対象として分析できることから、地震加速度を2.0Gまで拡張した感度解析の結果を活用した。

※2：PRAにおける設備等の重要度指標の一つ。Fussell-Vesely 重要度。当該設備の故障に関わる炉心損傷シーケンス（カットセット）の発生頻度の全炉心損傷頻度に対する割合で定義。
F V重要度＝（機器Aの損傷が寄与して炉心損傷に至る頻度）

／（プラントが炉心損傷に至る頻度）

分子：機器Aが関わるカットセットによる炉心損傷頻度の合計

→「ハザード発生頻度」×「機器Aが関わるプラント耐力」の積分

分母：全カットセットによる炉心損傷頻度の合計

→「ハザード発生頻度」×「プラント全体の耐力」の積分

本指標により、地震PRAで算出される炉心損傷頻度等はハザードによる影響を大きく受けるが、分母・分子でハザード発生頻度を相殺することにより、その影響をできるだけ排除して、耐力（設備構成・設計・手順）を比較検討できる。

(2) カットセットに着目した抽出・分析

伊方3号機において、既地震評価における炉心損傷や格納容器破損に至るシナリオを把握するため、カットセットの分析を行う。

カットセットの分析に当たっては、CDF及びCCFへの寄与割合が目安として0.5%以上となるカットセットを対象とする。これは、同種のカットセットを合算するとCDF及びCCFへの寄与割合が1%以上となり影響が有意となる可能性があるためである。これらのカットセットのうち、同一の基事象が複数回登場するものから重要な基事象を分析の着眼点として抽出する。

分析の着眼点とした重要な基事象が含まれるカットセットについて、基事象の組み合わせであるカットセットからのみでは、どのような想定で炉心損傷や格納容器破損に至るかが読み取り難いため、基事象と機能喪失の関連性について、プラントの系統構成等を踏まえ、基事象の設定条件に立ち返り分析する。

2.2 他プラントとの設計差異からの改善点の把握

(1) FV重要度及びフラジリティのプラント間比較による抽出・分析

他プラントとの設計差異から改善点を把握するため、各プラントにおいてFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を整理し、複数のプラントにおいてCDFへの影響が有意であるFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を分析の着眼点として抽出する。

プラント間比較の前提条件を揃える観点から、特重施設設置前の状態において、以下のプラントにおける第1回安全性向上評価における地震PRAの評価結果を用いて、CDFへの影響が有意であるFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を対象とする。プラント間比較において、CDF算出におけるFV重要度0.01以上となる基事象を対象としたのは、CCFの算出は炉心損傷が発

生した前提で行うものであることから、設計の経年化が地震によるリスクに与える影響があるとすれば、炉心損傷を対象とするCDF算出の範囲が主となると考えられるためである。なお、伊方3号機については、特重施設設置を反映した第4回安全性向上評価において第1回安全性向上評価と同じ加速度区分範囲（～1.2G）を対象とした評価も示しているが、第4回評価において新たにFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象がないことを確認している。

【対象プラント】

- ・四国電力株式会社 伊方3号機
- ・関西電力株式会社 高浜3号機及び4号機、大飯3号機及び4号機
- ・九州電力株式会社 川内1号機及び2号機、玄海3号機及び4号機

具体的には、対象プラントとFV重要度0.01以上の基事象の星取表を整理し、FV重要度0.01以上となるプラント数が全体の3割程度以上となる基事象は、各プラントに共通してCDFへの影響が大きい傾向であると考えられることから、重点的にプラント間比較を行う。比較の結果、特定のプラントでFV重要度が大きくなっている場合、その理由が設備の差異や運用の差異に起因しないか、基事象の設定条件等に立ち返り分析する。

3. 評価結果

3.1 個別プラントの脆弱性の把握

3.1.1 FV重要度及びフラジリティに着目した抽出・分析

伊方3号機の既地震評価におけるCDF及びCFR算出において、FV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を分析の着眼点として抽出した。抽出に当たっては、設備の設計経年の影響検討という観点から、人的過誤やランダム故障といった地震損傷以外の基事象、並びに、地震損傷の基事象についても、建屋や代表評価を行っている弁、ケーブル、配管等に係る基事象は対象外とした。

第3-1表にCDF算出に係る設備の抽出結果を、第3-2表にCFR算出に係る設備の抽出結果を示す。第3-1表及び第3-2表に抽出された各機器に対して、FV重要度上位となり、比較的HCLPFが小さめの値となった理由として考えられるものを、フラジリティ評価において考慮される「機器の応答」、「機器の耐力」及び「建屋応答」の観点から、それぞれ以下のとおり抽出した。

・機器の応答

HCLPFが小さくなる要因として、機器の応答加速度や発生応力が大きいことを抽出した。ここで、応答加速度については、設置EL.が高い、固有値が柔(30Hzより小)などの場合に大きくなるため、そのような事項を要因とした。

・機器の耐力

評価対象部位の材質の強度や機能限界加速度が十分に大きくない場合にHCLPFが小さくなるため、これらの事項を要因とした。

・建屋応答

建屋応答係数の大小が直接HCLPFの大小に関与するため、評価対象機器に使用される建屋応答係数を同プラントの他の建屋と比べたときの大小を要因とした。

なお、第 3-1 表及び第 3-2 表の各項目について、特段 H C L P F が小さい要因となっていないと考えられるものについては、「特記なし」としている。

設計経年による影響検討の結果、第 3-1 表及び第 3-2 表に抽出された機器については、一般的に機能維持に関する耐力が低い非常用ディーゼル発電機を除いて、全体的に設置場所や機器固有周期の影響により応答が大きめとなっていることが F V 重要度 0.01 以上となった要因と考えられる。

F V 重要度に着目した着眼点の抽出、分析において、抽出された着眼点のいずれにおいても、F V 重要度が高くなった要因は設置場所や機器固有周期による影響であるため、機器自体の設計経年による影響はないことを確認した。

3.1.2 カットセットに着目した抽出・分析

(1) カットセット上位に複数回登場する基事象の抽出

伊方 3 号機において、既地震評価の C D F 及び C F F 算出におけるカットセットのうち、寄与割合が 0.5% 以上となるカットセットを対象とし、複数回登場する基事象を重要な基事象として抽出した。なお、加速度区分ごとに複数回登場する同一の基事象は、一つの基事象としてまとめることとした。

抽出した重要な基事象と機能喪失の関係性（事故シナリオ）について、プラントの系統構成等を踏まえた分析を行った。第 3-3 表に C D F 算出におけるカットセットの抽出・分析結果を、第 3-4 表に C F F 算出におけるカットセットの抽出・分析結果をそれぞれ示す。抽出・分析の結果、地震による損傷により、「全交流動力電源喪失」と「原子炉補機冷却機能の全喪失」が同時に発生する可能性が示唆され、炉心損傷防止や格納容器機能喪失防止のために実施する炉心冷却手段や電源供給手段に係る操作が重要であることが分かった。なお、第 4 回安全性向上評価における地震 P R A 結果の分析から、これらの操作の信頼性向上のため、既に教育・訓練プログラム策定へのリスク情報活用を抽出しており、引き続き、

信頼性向上への取り組みを継続することにより、反復的な注意喚起を促し、事故対応能力の向上に努める。

カットセット上位に複数回登場する重要な基事象として、伊方3号機特有の系統構成が要因として抽出されるものではなく、設計経年による影響はないことを確認した。

なお、第3-3表及び第3-4表に示すCDF及びCFR算出におけるカットセットに複数回登場する重要な基事象は、概ね「3.1.1 FV重要度及びフラジリティに着目した抽出・分析」において抽出された第3-1表及び第3-2表に示すFV重要度0.01以上となる基事象であったが、それ以外にFV重要度0.01未満の設備の地震損傷に関連する基事象が含まれている。これらの基事象を第3-5表に示す。これらの基事象が抽出された理由は、地震加速度を2.0Gまで拡張した地震PRAの感度解析の結果を活用したことにより、より高加速度の範囲で損傷する設備を含むカットセットの頻度が、他のシナリオよりも相対的に大きかったためである。

これらの基事象についても、「3.1.1 FV重要度及びフラジリティに着目した抽出・分析」と同様に、フラジリティ評価において考慮される「機器の応答」、「機器の耐力」及び「建屋応答」の観点から、設計経年による影響を分析した。なお、分析に当たっては、設備の設計経年の影響検討という観点から、建屋や代表評価を行っている設備に係る基事象は対象外とした。

設計経年による影響検討の結果、第3-5表に抽出されたFV重要度0.01未満である機器についても、全体的に設置場所の影響により応答が大きめとなっているためであり、機器自体の設計経年による影響はないことを確認した。

3.2 他プラントとの設計差異からの改善点の把握

3.2.1 F V重要度及び fragility のプラント間比較による抽出・分析

特重施設設置前の状態における地震 P R A を実施済のプラントを対象として、地震 P R A 結果を分析し、各プラントで F V 重要度の高い設備を抽出し整理した。第 3-6 表にプラント間比較による F V 重要度上位機器を整理した結果を示す。

第 3-6 表に抽出された F V 重要度上位機器のうち、3 プラント以上に共通する機器について、プラント間での比較のため機器ごとに整理し直し、個別プラントの評価と同様、fragility 評価において考慮される「機器の応答」、「機器の耐力」及び「建屋応答」の観点から、H C L P F が小さい値となった要因を抽出し、プラント間の相違が設計経年による場合は、その要因について検討を行った。第 3-7 表に検討結果を示す。なお、第 3-7 表の各項目について、特段 H C L P F が小さい要因となっていないと考えられるものについては「特記なし」としている。また、第 3-7 表では他プラントの比較のため、F V 重要度が 0.01 未満のものも記載しているが、これらについては、比較のための耐力・応答の内容のみを記載した。

なお、第 3-6 表において特定プラントのみで F V 重要度上位として抽出された機器については、以下の理由により、設計経年が耐震性に影響したことが原因ではないと判断している。

- ・当該プラントにおいては F V 重要度として突出したものが少ないため、F V 重要度が低いものが多数現れること
- ・ F V 重要度上位に人的過誤の要因が多いことから、他プラントでは登場しない機器の地震損傷の基事象が F V 重要度上位に挙がってきたもの
- ・いずれも H C L P F が極端に小さいものではないこと

設計経年による影響検討の結果、F V 重要度が高い機器のうち、静的機器については、応答の影響により発生値が大きくなっているものであり、必ずしも設計

経年によるものとは言えない。メタルクラッドスイッチギアについては、保護リレーに機械式リレーが存在することにより、保護リレーがデジタル化されているものに比べて耐力が低めになっているものがあり、これは設計経年による影響と判断した。

以上のことから、メタルクラッドスイッチギアについては、保護リレーに機械式リレーを採用しているプラントについては、保護リレーを機械式からデジタル式に変更する対策案を抽出した。

第3-1表 伊方3号機 CDF算出におけるFV重要度に着目した
着眼点の抽出・分析の検討結果

参考資料6に記載する。

第3-2表 伊方3号機 CFF算出におけるFV重要度に着目した
着眼点の抽出・分析の検討結果

参考資料6に記載する。

第3-3表 伊方3号機 CDF算出におけるカットセットに着目した
着眼点の抽出・分析の検討結果

参考資料6に記載する。

第3-4表 伊方3号機 CFF算出におけるカットセットに着目した
着眼点の抽出・分析の検討結果

参考資料6に記載する。

第3-5表 伊方3号機 CFF算出におけるカットセット上位に
複数回登場する重要な基事象として抽出された設備に対する
HCLPF小となった要因・分析の結果

参考資料6に記載する。

第 3-6 表 プラント間比較による F V 重要度上位機器の抽出結果

参考資料6に記載する。

第 3-7 表 炉心損傷に影響の大きい機器のプラント間比較

参考資料6に記載する。

4. まとめ

今回は、ガイドライン（2023年6月6日改訂 ATENA 20-ME03（Rev.1））に基づき、地震事象に係る設計の経年化評価を実施した。

個別プラントの脆弱性の把握では、自プラントにおける地震PRA結果からFV重要度及びフラジリティ並びにカットセットに着目した抽出・分析を行った結果、設計経年による影響はないことを確認した。

また、これらの検討を行う過程で得られた知見として、個別プラントの地震PRAのCDF及びCFF算出におけるカットセットに着目した抽出・分析において、地震による損傷により、「全交流動力電源喪失」と「原子炉補機冷却機能の全喪失」が同時に発生する可能性が示唆され、炉心損傷防止や格納容器機能喪失防止のために実施する炉心冷却手段や電源供給手段に係る操作が重要であることが分かった。これを踏まえて、得られた知見を技術資料（教育資料等）に反映し、運転員・保守員等の力量の維持・向上を図ることを、ソフト対策の追加措置として抽出した。なお、第4回安全性向上評価における地震PRA結果の分析から、これらの操作の信頼性向上のため、既に教育・訓練プログラム策定へのリスク情報活用を抽出しており、本評価で得られた知見も活用しつつ、信頼性向上への取り組みを継続することにより、反復的な注意喚起を促し、事故対応能力の向上に努める。

他プラントとの比較による脆弱性の把握では、複数プラントにおける地震PRA結果からFV重要度及びフラジリティに着目した抽出・分析を行った結果、メタルクラッドスイッチギアにおいて保護リレーに機械式リレーを採用しているプラントについては、設計経年による影響があるため、保護リレーを機械式からデジタル式に変更する対策案が抽出された。

5. 抽出された追加措置検討の現状の取り組み

他プラントとの比較による脆弱性の把握において抽出された「メタルクラッドスイッチギアにおける保護リレーを機械式からデジタル式に変更」については、伊方3号機においては、第2回安全性向上評価において示しているように、メタルクラッドスイッチギアをデジタル式に取替しており、伊方3号機は既に対策済であることを確認した。

地震事象における設計の経年化評価に係る知見については、第4回安全性向上評価における地震PRA結果の分析から、これらの操作の信頼性向上のため、既に教育・訓練プログラム策定へのリスク情報活用として抽出しているものと類似している。本評価で得られた知見も活用しつつ、これまでの信頼性向上への取り組みを継続することにより、反復的な注意喚起を促し、事故対応能力の向上に努める。

設計の経年化評価から抽出された追加措置及び取り組み状況を第5-1表にまとめた。

第5-1表 地震事象の設計の経年化評価から抽出された追加措置及び取り組み状況

追加措置	取り組み状況
メタルクラッドスイッチギアの保護リレーを機械式からデジタル式に変更	取替済
地震事象における設計の経年化評価に係る知見を技術資料（教育資料等）に反映	地震PRAの結果分析などの成果を活用して継続的に教育・訓練を行うことにより、力量の維持・向上に努めており、本知見も活用していく

添付資料 3 -b 設計の経年化評価（津波）

添付資料 3-b 設計の経年化評価（津波）

目 次

1．設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価（津波事象）

2．評価の進め方

- (1) 評価の前提条件及び留意事項
- (2) ガイドラインに基づく津波の想定
- (3) 津波に対する耐力評価の指標

3．評価

3.1 出力運転時炉心損傷防止対策

- (1) 評価方法
- (2) 評価結果

3.2 格納容器機能喪失防止対策

- (1) 評価方法
- (2) 評価結果

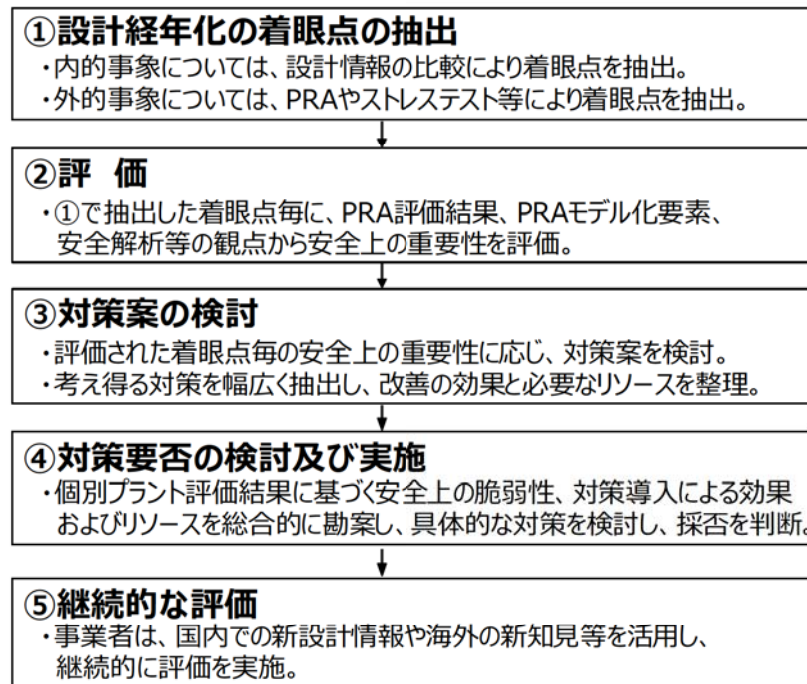
4．まとめ

5．抽出された追加措置検討の現状の取り組み

1. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価（津波事象）

時間の経過に従って原子力発電所（以下「プラント」という。）の設計に関する知見が蓄積されることにより、プラント設計そのものが変遷し、新旧プラントの差異（設計経年化）が生じる。このため、新旧プラント設計の違いに着目して安全性を評価する仕組みを事業者自主の仕組みとして導入することとし、その具体的取組み方法について標準化・明確化するため、原子力エネルギー協議会が2020年9月25日にガイド文書「ATENA 20-ME03 設計の経年化評価ガイドライン」（以下「ガイドライン」という。）を発行した。

設計の経年化評価ガイドラインの評価フローの概要を第1-1図に示す。



第1-1図 設計の経年化評価ガイドラインの評価フローの概要

本届出書では、ガイドライン（2023年6月6日改訂 ATENA 20-ME03 (Rev. 1)）に基づき、外的事象のうち、津波事象に係る評価を実施し、プラントの設計差異に関して安全上の得失を原子炉リスクの観点から分析して、プラントの安全性の特徴を理解するとともに、必要に応じてハード対策及びソフト対策を検討する。

津波評価については、敷地内及び建屋内が大規模に浸水することを想定した場合同じ階層の設備は同様な水没状態となり、設備には共通的に影響が生じるため、個別の設備等の比較結果で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。また、設計基準内の範囲では、ドライサイトを前提とすることから、設計差異（主にレイアウト）による影響は小さいと考えられる。そこで、津波による敷地内浸水時における設計経年化の着眼点を抽出するため、敷地内及び建屋内の浸水状況をストレステスト（安全裕度評価）的に評価することが効果的と考えられる。

ガイドラインに記載のとおり、発生頻度の低い自然現象に対する対策の整備に当たっては、設計基準を超えるような厳しい状況を想定し、検討を進める必要がある。また、津波については、設計基準を超え敷地内への浸水が発生した場合の影響が広範囲にわたることから、敷地内への浸水が発生した以降の緩和対策を深掘りして検討する。各種の恒設設備が設置されている建屋内に津波浸水が生じた場合、機器が設置されている区画の浸水状況に応じて機器の機能維持の成否が決まることになる。一方、実現象としては、水密扉の健全性には不確実さがあること及び浸水発生後の浸水速度や浸水時間の不確実さも大きいことから、浸水状況を個別に整理することは現実的ではない。本来設計基準を超える範囲の検討を行う際には、津波事象の確率論的リスク評価によりシナリオを網羅的に検討することが望ましいものの、本評価においては、建屋内の機器・系統の浸水状況に仮定を置きながら決定論的に評価を行い、機能維持する系統を確実に活用するという観点及び機能喪失した安全機能を復旧又は代替するという観点から対策案を検討する。

伊方3号機においては、これまでの安全性向上評価において津波に対する安全裕度評価を実施しており、これを活用した。

2. 評価の進め方

(1) 評価の前提条件及び留意事項

評価において、事象の進展過程をイベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性及び限界を示す。このような各段階の状況を示すことにより、深層防護の観点からの評価を明らかにする。評価に当たっては、以下の点に留意する。

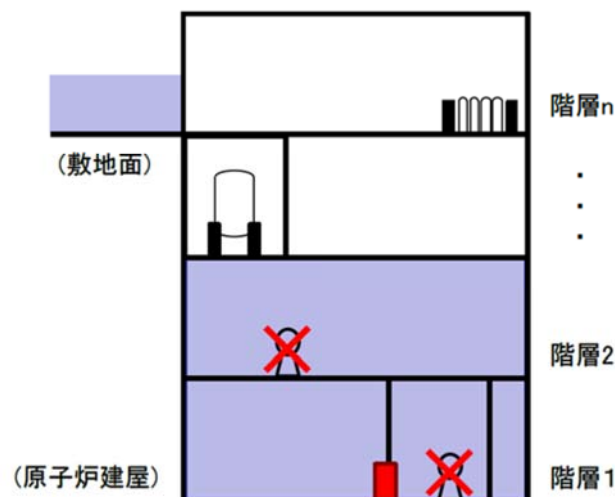
- a. 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転等、最も厳しい運転条件を想定するとともに、最も厳しい発電用原子炉の状態を設定する。
- b. 出力運転時炉心損傷防止対策及び格納容器機能喪失防止対策を評価対象とする。
評価においては、設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件及びそれを上回る事象を想定する。
- c. 防護措置の評価に当たっては、合理的な場合を除き、一度失った機能は回復しない及び外部からの支援は受けられないなど、厳しい状況を仮定する。
- d. 伊方3号機において最新となる第4回安全性向上評価における津波に対する安全裕度評価（以下「既津波評価」という。）の評価結果を踏まえた評価を実施する。
- e. 本評価は、ガイドラインに基づき、設計基準を超える津波が到達する非常に低い頻度の事象に対する評価であるが、福島第一原子力発電所事故の反映を踏まえ、低頻度高影響（発生する確率は低いが、万が一発生した場合に原子力安全に及ぼす影響が高い）事象時のプラントの挙動を把握することの重要性を認識しておくことに留意する。

(2) ガイドラインに基づく津波の想定

ガイドラインに基づく津波評価において想定する津波高さ（以下「評価用津波」という。）は、新規制基準において策定が求められている基準津波を大きく超える高さの押し津波である。

評価用津波が発電所に到達し、敷地高さを超えることにより、敷地内が浸水することを想定する。また、敷地内に浸水した津波は、建屋につながる開口部から建屋内に浸水することを想定する。

建屋内への浸水後は、浸水開始箇所や浸水速度、浸水ルート等の違いにより建屋内の同一階層に設置した設備等の機能喪失までの時間が異なる可能性があるが、ここでは、建屋内の最下層から順に階層ごとに一律に浸水し、機能喪失することを想定する（下のイメージ図参照）。



建屋内浸水のイメージ図（階層2より下部が浸水した場合）

（ガイドライン（添付書類3）より抜粋）

(3) 津波に対する耐力評価の指標

(2)に示すとおり、評価用津波が発電所に到達し、敷地内が浸水すること及び建屋内が浸水することを想定するため、本評価における耐力評価の指標としては、機器等の設置高さを用いて決定論的に評価することとする。

3. 評価

3.1 出力運転時炉心損傷防止対策

(1) 評価方法

a. 評価用津波高さ及び起因事象の設定

本評価において使用する評価用津波高さは、既津波評価の出力運転時の炉心損傷防止対策において特定したクリフェッジ津波高さを踏まえて選定する。

また、本評価において想定する起因事象は、既津波評価の出力運転時の炉心損傷防止対策と同様、クリフェッジ津波高さ未満となる津波高さ区分2（10.2～14.2m未満）で発生する起因事象を選定する。その理由は、本項において選定する評価用津波高さの津波が発電所に到達し、津波が開口部から建屋内に侵入した際に、上記の起因事象に対する収束シナリオに必要な機器が水没し、起因事象の収束が不可能となる階層を特定するためである。

b. 起因事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

a 項において選定した起因事象発生時において、既津波評価の出力運転時の炉心損傷防止対策において特定した、炉心損傷を防止するために必要な影響緩和機能及び一連の操作（収束シナリオ）を活用する。

c. 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

b 項において選定した各影響緩和機能のフロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその設備等が設置される階層区分を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る階層区分は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に係る各々の階層区分のうち小さい方となる。

階層区分は、プラント配置をもとに、建屋の階層ごとの設置高さを6つの

階層区分に分類した。なお、建屋へ津波が侵入する高さまで津波が到達することが前提条件であることを踏まえ、屋外に配置している設備、機器のうち、評価用津波高さより低いものは津波到達時点で機能喪失しているため、第1階層に区分している。設定した建屋の設置高さごとの階層区分を第3-1表に、また、区分ごとの建屋配置の概略図を第3-1図に示す。

d. 各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分の特定

c 項において特定した各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分を特定し、すべての収束シナリオにおいて炉心損傷に至ると評価される階層区分を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の階層区分のうち最も小さいものとなる。

(2) 評価結果

a. 評価用津波高さ及び起因事象の設定

(1)a 項のとおり、本評価において使用する評価用津波高さは、既津波評価の出力運転時の炉心損傷防止対策において特定したクリフエッジ津波高さ14.2mとした。

また、本評価において想定する起因事象は、既津波評価の出力運転時の炉心損傷防止対策と同様、津波高さ区分2（10.2～14.2m未満）で発生する起因事象である「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の全喪失」の重畳を選定した。

b. 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

起因事象「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の全喪失」が重畳

した場合について、既津波評価の出力運転時の炉心損傷防止対策において特定した影響緩和機能及び収束シナリオを活用した。影響緩和機能及び収束シナリオを第 3-2 図に示す。

c. 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

b 項において抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等が設置される階層区分を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る階層区分を第 3-2 表のとおり特定した。

d. 各収束シナリオの機能喪失に係る津波高さ及び階層区分の特定

起因事象「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の全喪失」が重畳した場合の収束シナリオ①から⑥の機能喪失に係る階層区分について、第 3-3 図のとおり特定した。

収束シナリオ①から⑥の緩和機能のうち、評価用津波高さより低い屋外設置設備に関連する収束シナリオは、第 1 階層が浸水することで機能喪失する。一方、屋外設置設備に期待せず屋内設置設備により収束するシナリオは、建屋内に浸水することにより設備が機能喪失し、緩和設備の設置場所により、第 1 階層または第 2 階層が浸水することで機能喪失する。

以上より、すべての収束シナリオにおいて炉心損傷に至ると評価される階層区分は第 2 階層 (A/B EL. 3.3m) であると特定した。

3.2 格納容器機能喪失防止対策

(1) 評価方法

a. 評価用津波高さ及び起因事象の設定

本評価において使用する評価用津波高さは、既津波評価の格納容器機能喪失防止対策において特定したクリフエッジ津波高さを踏まえて選定する。

なお、既津波評価の格納容器機能喪失防止対策では、津波高さ区分3（14.2m以上）において、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却海水系の全喪失」及び「炉心損傷直結」が重畳して発生し、炉心損傷防止に必要な緩和機能が喪失するとともに格納容器機能喪失防止に係る収束シナリオが機能喪失する結果となっている。

一方で、本評価では、評価用津波高さの津波が発電所に到達し、津波が開口部から建屋内に侵入した際に、起因事象に対する収束シナリオに必要な機器が水没して、起因事象の収束が不可能となる階層を特定することを目的としている。このため、事象緩和に期待できない「炉心損傷直結」については、評価対象とする起因事象からは除外することとする。

したがって、本評価においては、津波が開口部から建屋内に侵入した際に、上記の起因事象に対する収束シナリオに必要な機器が水没し、起因事象の収束が不可能となる階層を特定するため、津波高さ区分2（10.2～14.2m未満）で発生する起因事象を選定する。

b. 起因事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

a 項において選定した起因事象発生時において、既津波評価の格納容器機能喪失防止対策において特定した必要な影響緩和機能及び一連の操作（収束シナリオ）を活用する。

c. 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

b 項において選定した各影響緩和機能のフロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその設備等が設置される階層区分を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る階層区分は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に係る各々の階層区分のうち小さい方となる。なお、階層区分の分類については、3.1(1)c.と同様である。

d. 各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分の特定

c 項において特定した各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分を特定し、すべての収束シナリオにおいて格納容器機能喪失に至ると評価される階層区分を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の階層区分のうち最も小さいものとなる。

(2) 評価結果

a. 評価用津波高さ及び起因事象の設定

(1)a 項のとおり、本評価において使用する評価用津波高さは、既津波評価の格納容器機能喪失防止対策において特定したクリフェッジ津波高さ 14.2m とした。

また、本評価にて想定する起因事象は、既津波評価の格納容器機能喪失防止対策と同様、「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系の全喪失」の重畳を選定し、炉心損傷に至った後の事象進展として、1 次系が高圧または中圧の状態を選定した。

b. 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

1次系が高圧または中圧の状態において、既津波評価の格納容器機能喪失防止対策において特定した影響緩和機能及び収束シナリオを活用した。なお、既津波評価と同様、炉心損傷後の原子炉格納容器の健全性が維持されているシナリオを収束シナリオ（格納容器健全又は放射性物質管理放出）とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ（格納容器機能喪失）とした。影響緩和機能及び収束シナリオを第3-4図に示す。

c. 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

b項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等が設置される階層区分を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る階層区分を第3-3表のとおり特定した。

d. 各収束シナリオの機能喪失に係る津波高さ及び階層区分の特定

収束シナリオ①から⑧の機能喪失に係る階層区分について、第3-5図のとおり特定した。

収束シナリオ①から⑧の緩和機能のうち、特重施設に期待する放射性物質管理放出による収束シナリオも存在するが、すべての収束シナリオにおいて格納容器機能喪失に至ると評価される階層区分は第2階層（A/B EL. 3.3m）であると特定した。

第 3-1 表 原子炉建屋及び原子炉補助建屋の設置高さごとの階層区分

設置高さ	階層区分
EL. 32. 3m 以上	第 6 階層
EL. 24. 0m～EL. 32. 3m 未満	第 5 階層
EL. 17. 0m～EL. 24. 0m 未満	第 4 階層
EL. 10. 0m～EL. 17. 0m 未満	第 3 階層
EL. 3. 3m～EL. 10. 0m 未満	第 2 階層
EL. 3. 3m 未満・屋外	第 1 階層

第 3-2 表 フロントライン系とサポート系の関連及び

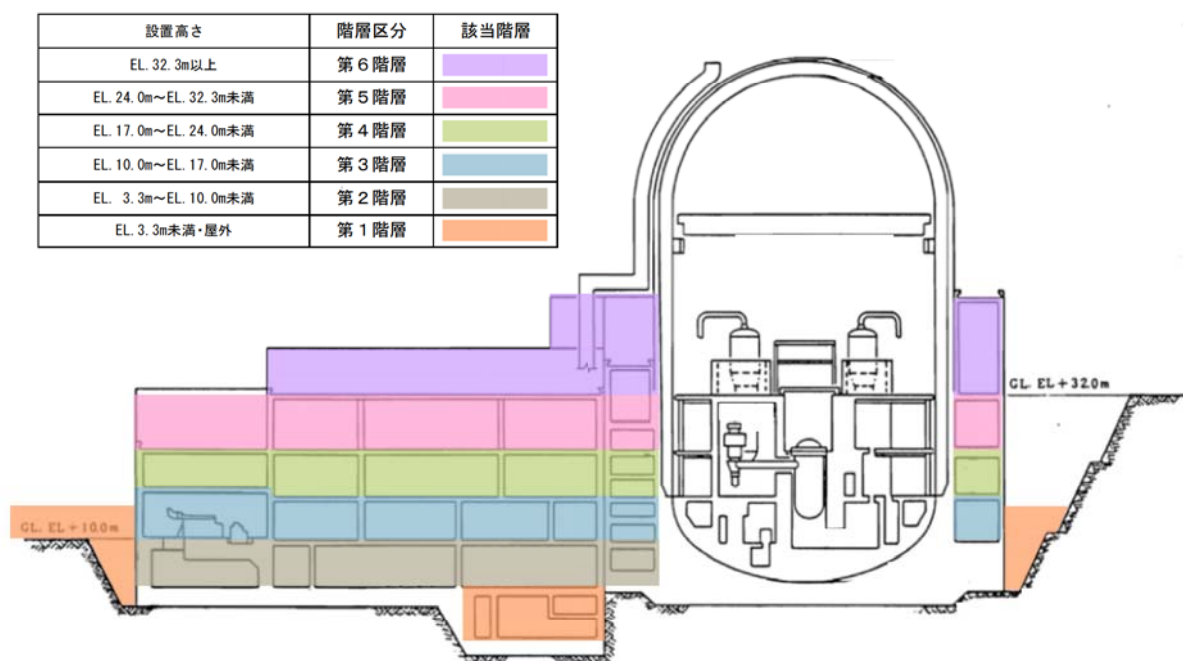
各影響緩和機能の喪失に係る階層区分（津波：出力運転時炉心損傷）

参考資料 6 に記載する。

第 3-3 表 フロントライン系とサポート系の関連及び

各影響緩和機能の喪失に係る階層区分（津波：格納容器機能喪失）

参考資料 6 に記載する。



第3-1図 区分ごとの建屋配置の概略図

参考資料6に記載する。

第3-2 図 影響緩和機能及び収束シナリオ（津波：出力運転時炉心損傷）

参考資料6に記載する。

第3-3 図 各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分（津波：出力運転時炉心損傷）

参考資料6に記載する。

第 3-4 図 影響緩和機能及び収束シナリオ（津波：格納容器機能喪失）

参考資料6に記載する。

第 3-5 図 各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分（津波：格納容器機能喪失）

4. まとめ

今回は、ガイドライン（2023年6月6日改訂 ATENA 20-ME03（Rev.1））に基づき、津波事象に係る設計の経年化評価を実施した。

本評価は、設計基準を超える津波が到達する非常に低い頻度の事象に対する評価である。しかしながら、低頻度高影響事象において、発生した場合の挙動や脆弱性を把握しておくことは、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上につながる。安全裕度評価では、許容津波高さをを超える津波が襲来した場合には、建屋内（原子炉格納容器外）の機器のほとんどが浸水・水没するため、炉心損傷に至ると評価していたが、本評価では、建屋内における緩和設備の設置場所により、収束シナリオにおいて期待できる設備（機能）が異なるため、建屋内のある階層の緩和設備が浸水することで機能喪失し、炉心損傷に至ると評価した。

これを踏まえて、設計基準を大きく超える津波が起こり、建屋内に流入した際に予想されるプラント挙動（建屋内に津波が侵入し、最下層から順に水没した場合に、炉心損傷防止対策及び格納容器機能喪失防止対策の収束シナリオに必要な緩和機能が、どの階層までは期待できるか）等の得られた知見について、技術資料（教育資料等）に反映し、運転員・保修員等の力量の維持・向上を図ることを、ソフト対策の追加措置として抽出した。なお、第4回安全性向上評価における津波の安全裕度評価結果の分析から、安全裕度評価結果から得られるクリフエッジシナリオに係る教育・訓練として、津波高さに応じて段階的に起因事象が発生すること、発生した起因事象の収束シナリオに必要な緩和機能が一定程度の津波高さにより機能喪失に至ることなど、起因事象の発生及び必要な緩和機能の耐力に係る知見並びに特定した各収束シナリオがどの程度の津波高さに耐えることができるかなど、各収束シナリオの耐性或脆弱点に係る知見について教育や訓練を行うことにより、運転員や緊急時対応要員の事故対応能力向上を図っており、本評価で得られた知見も活用しつつ、信頼性向上への取り組みを継続することにより、反復的な注意喚起を促し、事故対応能力の向上に努める。

5. 抽出された追加措置検討の現状の取り組み

津波事象における設計の経年化評価に係る知見については、第4回安全性向上評価における津波の安全裕度評価結果の分析から、各収束シナリオの耐性或脆弱点に係る知見を活用して運転員や緊急時対応要員の事故対応能力向上を図っている。本評価で得られた知見も活用しつつ、これまでの信頼性向上への取り組みを継続することにより、反復的な注意喚起を促し、事故対応能力の向上に努める。

設計の経年化評価から抽出された追加措置及び取り組み状況を第5-1表にまとめた。

第5-1表 津波事象の設計の経年化評価から抽出された追加措置及び取り組み状況

追加措置	取り組み状況
津波事象における設計の経年化評価に係る知見を技術資料（教育資料等）に反映	津波の安全裕度評価の結果分析などの成果を活用して継続的に教育・訓練を行うことにより、力量の維持・向上に努めており、本知見も活用していく

なお、今後、他プラントの評価結果（階層ごとに一律に浸水し機能喪失）と比較し、自プラントとの設計差異が抽出された際には、設計差異による影響も踏まえ、別途対策の実施も含め検討する。