

添付資料-2 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価

目 次

| | |
|---------------------------------|--------|
| 1. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価 | 添 2- 1 |
| 2. 評価方法 | |
| 2.1 設計経年化の着眼点の抽出 | |
| 2.1.1 内的事象に係る設計経年化の着眼点の抽出 | 添 2- 1 |
| 2.2 評価 | 添 2- 3 |
| 2.3 対策案の検討 | 添 2- 4 |
| 3. 評価結果 | 添 2- 8 |
| 4. まとめ | 添 2-11 |

1. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価

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。

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、内的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。なお、外的事象に係る評価については、ATENA 実施計画に基づき実施する。

2. 評価方法

2.1 項から2.3 項に示す手順に基づき、原子炉リスクへの影響の観点から設計経年化の着眼点を広く抽出し、これらの安全上の重要性を評価し、その重要性に応じて対策を検討する。

2.1 設計経年化の着眼点の抽出

2.1.1 内的事象に係る設計経年化の着眼点の抽出

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を抽出する。内的事象については、設計情報を比較してその差異によるプラントへの影響を確認することで設計経年化の着眼点を抽出する。

(1) 評価対象とする安全機能の整理

以下の情報を踏まえて、評価の対象とする安全機能(系統)を整理する。第

2-1 表に評価の対象とする 19 系統を示す。

- ・安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針 (JEAG4612-2010) の安全重要度クラス 1、2 の機能
- ・設置許可申請書添付書類十の「解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能 (運転時の異常な過渡変化, 設計基準事故)」で整理される機能

(2) 設計差異の整理

対象系統を構成する機器について、設計図書の記載を基に確認し、以下に示す国内の規制基準適合した加圧水型原子炉 (PWR) プラント及び規制基準適合審査の申請済プラントを対象に、設計差異 (着眼点候補) を抽出する。

【対象プラント】

- ・北海道電力株式会社 泊 1、2 及び 3 号機
- ・関西電力株式会社 高浜 1、2、3 及び 4 号機、
美浜 3 号機
大飯 3 及び 4 号機
- ・四国電力株式会社 伊方 3 号機
- ・日本原子力発電株式会社 敦賀 2 号機
- ・九州電力株式会社 玄海 3 及び 4 号機、
川内 1 及び 2 号機

設計差異の抽出に際しては、上記対象プラントの原子炉設置許可申請書等の文書を基に、第 2-2 表に示す視点 (どのような差異を抽出するのかという考え方) により行う。ただし、第 2-3 表に示す差異は原子炉リスクへの影響がないと考えられることから、着眼点の候補として抽出しない。

(3) 着眼点の抽出

主として内的事象のリスクを支配する信頼性や事故時挙動に対して有意に影響する可能性のある設計差異を着眼点として抽出する。具体的には、評価項目(確率論的リスク評価(以下「PRA」という。))結果、決定論的安全解析及びその他安全上の影響を評価できると考えられる視点)に影響を与えると考えられる要素(多重性・多様性・設備信頼性・操作性)を含むものを抽出する。

2.2 評価

抽出した着眼点毎に、PRA 結果、決定論的安全解析及びその他安全上の影響を評価できると考えられる視点から安全上の重要性を①、②及び③に示す観点で評価し、各視点に対する影響を「有」、「軽微」、「無」の3段階に分類する。

なお、定性的に影響を「軽微」としたものについては、着眼点(設計差異)がどのように影響し得るか分析する。

①PRA 結果及び PRA モデル化要素

PRA 結果から、以下の分類基準に基づき影響を評価する。

- ・炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)、格納容器機能喪失頻度(以下「CFF」という。)の設計差異による差 $\geq 1\%$:影響「有」
- ・CDF、CFF の設計差異による差 $< 1\%$:影響「軽微」
- ・CDF、CFF の設計差異による差に影響なし:影響「無」

また、設計差異が PRA モデル化要素である基事象へ与える影響等を踏まえ、設備の機器故障率、人的過誤率の観点から系統信頼性への影響等を確認する。

②決定論的安全解析

着眼点毎に、決定論的安全解析への影響を評価する。具体的には、関連

する設計基準解析（過渡事象、設計基準事故）、重大事故等に対する有効性評価解析（以下「SA 有効性評価解析」という。）の結果を確認し、影響を評価する。

解析結果の確認に際しては、特に当該解析における評価項目に対する影響（時間的裕度等）がないか確認する。

なお、設計基準解析や SA 有効性評価解析に影響しない、事故時等緩和機能に関連しない系統であっても、通常時被ばく評価に影響し得る場合にはその影響について確認する。

③その他安全上の影響を評価できると考えられる視点

PRA 結果、決定論的安全解析の観点以外に、放射線の環境影響、ヒューマンファクタ並びに他プラントでの経験及び最新知見の観点により、抽出した着眼点毎に安全上の重要性を評価する。

2.3 対策案の検討

2.2 にて影響「有」と評価した着眼点については対策案を検討する。対策案の検討にあたっては、ハード対策に加えて、迅速な対応が可能なソフト対策の充実も考慮し、改善の効果とコストを勘案したうえで対策案を幅広く検討する。

2.2 にて影響「軽微」と評価した着眼点については改善案を検討する。改善案の検討にあたっては、ソフト対策を検討する。

第 2-1 表 評価の対象とする系統

補助給水系統

余熱除去系統

非常用炉心冷却系統

原子炉補機冷却水系統

原子炉補機冷却海水系統

1 次冷却材系統

計測制御系統

非常用電源系統

燃料貯蔵設備及び取扱設備

化学体積制御系統

主蒸気及び主給水系統

廃棄物処理系統

放射線管理施設

原子炉格納施設

格納容器スプレイ系統

換気空調系統(中央制御室)

換気空調系統(アニュラス空気浄化系統)

換気空調系統(安全補機室空気浄化系統)

制御用空気系統

第 2-2 表 設計差異を抽出する視点

| 視点※1 | 具体例 |
|---------------------|---|
| 性能 (設計条件を含む) | <ul style="list-style-type: none"> ・性能の差異(系統流量, 揚程等) ・性能の差異に基づく設計条件の差異(設計圧力, 設計温度, 寸法等) |
| 系統構成 (配管・弁構成を含む) | <ul style="list-style-type: none"> ・弁の有無、弁構成 ・ポンプ台数 ・ミニフローライン有無、タイライン有無、ヘッダ有無 ・注入配管や取水配管の接続場所 ・(配管上の)機器設置位置 ・設備の合理化(ほう酸注入タンク有無、CV スプレーヘッダ数) |
| 材料・材質※2 | <ul style="list-style-type: none"> ・溶接材料 ・製作方法(溶接加工, 一体鋳造) |
| 作動方法・インターロック | <ul style="list-style-type: none"> ・系統の隔離操作等に用いる弁の遠隔化、自動化 ・自動起動、作動ロジック(有無も含む) ・再循環切替方式(一括自動方式) |
| 系統運用 | <ul style="list-style-type: none"> ・系統の隔離操作等に用いる弁の遠隔化、自動化 ・自動起動、作動ロジック(有無も含む) ・再循環切替方式(一括自動方式) |
| 機器型式 | <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器型式(アニュラスシール有無、真空逃がし弁装置有無、再循環ユニットダクト開放機構有無(配置差)等も含む) ・ポンプ型式 ・弁型式(手動、電動) ・電動機冷却方式(空冷、水冷) ・重要機器の操作器(ハード、ソフト) ・中央制御盤(アナログ、デジタル) ・使用済燃料貯蔵ラック(アングル型、キャン型) ・燃料取替用水源(タンク、ピット) |

※1 設計図書に記載されている事項から、視点を抽出する(ただし、内的事象に影響を与える事項とし、配置のような外的事象において重要となり得る事項はここでは抽出しない)。

※2 異常発生防止の最重要設備である原子炉冷却材圧力バウンダリに適用する。その他の部位の材料・材質の差異は設計上の差異ではあるが、メンテナンス等でその信頼性を維持していくものであり、設計経年化評価の対象とはしない。

第 2-3 表 着眼点候補として抽出しない差異

| 着眼点候補として抽出しない差異 | 具体例 |
|---|--|
| 出力の相違により容量等が異なるもの (性能の対象ではあるが、サイジングの考え方に相違が無いもの) | <ul style="list-style-type: none"> ・加圧器の容量(1次冷却材の温度変化に伴う膨張・収縮を吸収できる容量として決定される点は各プラント共通。プラント出力や1次冷却材の保有水量が異なるため、それに対応するための加圧器容量が異なる。) |
| 設計改良等により現在では重要性が低下したもの | <ul style="list-style-type: none"> ・新規制基準対応による設計差異の解消(高浜1,2号機の原子炉格納容器トップドームの設置(新規制基準以前は非設置)、高浜1,2号機の中央制御室空調の分離(新規制基準以前は共用)、泊3号機の格納容器スプレイ配管の追設(静的機器単一故障に係る対策)) |
| 新知見対応、運転経験対応等として別途対応しているもの | <ul style="list-style-type: none"> ・デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策、1相開放故障事象対応、高エネルギーアーク損傷対策 |
| 設計差異はあるが、内的事象の観点から明らかに原子炉リスクに寄与しないもの | <ul style="list-style-type: none"> ・復水貯蔵タンク又は貯蔵槽 ・気体廃棄物処理系の触媒種類(金属又はセラミック) ・制御棒のタイプ(B4C又はHf) |

3. 評価結果

第 2-1 表に示す対象系統毎に、着眼点を抽出し、評価の結果、影響「有」と分類したものについては以下のとおり対策案を検討した。なお、対象系統毎に抽出した着眼点、評価の内容等の詳細については参考資料I-4 に示す。

(1) 非常用炉心冷却系統

8 件の設計差異を整理し、その中から安全機能に影響があると考えられる 7 件の着眼点を抽出した。評価の結果、以下の着眼点が、安全性に影響すると考えられることから、その対策案を検討した。

a. 安全性に影響すると考えられる着眼点

- ・再循環切替操作手段

再循環切替操作手段に関しては、手動、半自動、自動の方式が採用されている。半自動方式、自動方式は、再循環切替という、事故時の高ストレス下での複雑な操作に対する運転員の負担軽減という観点から採用されているものである。

b. 対策案の検討結果

- ・再循環切替の自動化
- ・運転員への教育訓練の強化

(2) 原子炉補機冷却水系統

10 件の設計差異を整理し、いずれも安全機能に影響があると考えられたことから 10 件を着眼点として抽出した。評価の結果、安全性に影響すると考えられた着眼点は、(1) 項と共通の着眼点であったことから、その対策案も(1) 項と共通である。

(3) 1次冷却材系統

7件の設計差異を整理し、その中から安全機能又は SA 時挙動に影響があると考えられる 4 件を着眼点として抽出した。評価の結果、以下の着眼点が、安全性に影響すると考えられることから、その対策案を検討した。

a. 安全性に影響すると考えられる着眼点

- ・RCP シャットダウンシール

高浜 3 及び 4 号機並びに大飯 3 及び 4 号機では、RCP シャットダウンシールを導入している。RCP シャットダウンシールは、全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時における RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えいに対する防止対策として有効であり、PWR プラントにおいては、これまで実施した PRA により、RCP シール LOCA がリスク上重要な事象であるとの知見が得られている。

b. 対策案の検討結果

- ・RCP シャットダウンシールの導入
- ・運転員への教育訓練の強化

(4) 非常用電源系統

9 件の設計差異を整理し、その中から安全機能に影響があると考えられる 4 件の着眼点を抽出した。評価の結果、以下の着眼点が、安全性に影響すると考えられることから、その対策案を検討した。

a. 安全性に影響があると考えられる着眼点

- ・DG 負荷試験時の外部電源喪失対策

負荷試験中に外部電源喪失が発生した場合、外部電源喪失に伴う原子炉トリップにより保護ロジックが作動するプラントと外部電源喪失に伴う非常用母線の周波数低下により保護ロジックが差移動するプラントがある。

b. 対策案の検討結果

- ・DG 負荷試験時の外部電源喪失対策
- ・定期検査中における負荷試験手順書等の充実化

(5) 格納容器スプレイ系統

6 件の設計差異を整理し、いずれも安全機能に影響があると考えられたことから 6 件を着眼点として抽出した。評価の結果、安全性に影響すると考えられた着眼点は、(1) 項と共通の着眼点であったことから、その対策案も(1) 項と共通である。

4. まとめ

今回は、「ATENA 20-ME03 設計の経年化評価ガイドライン(2023年6月6日改訂 ATENA 20-ME03 (Rev.1)」に基づき、設置許可申請書等に記載の重要度分類クラス1、2の安全機能を有する19系統・設備の設計差異のうち、PRA結果又は決定論的安全解析等に影響を与えると考えられる要素を含むものを評価の着眼点として抽出し、プラントの安全性への影響について評価し、対策案の検討を実施した。

結果として、19系統・設備から85件の着眼点が抽出され、そのうち影響「有」が5件、影響「軽微」が65件であり、影響「有」と整理した設計差異に対してはハード及びソフトの対策案、影響「軽微」と整理した設計差異に対しては改善案を、参考資料I-4のとおり検討した。

本検討結果に基づく個別プラントの評価の結果、影響「有」と整理した設計差異のうち、「再循環切替操作手段」については、川内1号機はECCS再循環の切替方式は手動方式であり、「RCPシャットダウンシール」については、川内1号機はRCPシャットダウンシールを導入していないことから、設計差異に対して対策を実施することで更に安全性が向上することを確認した。

「再循環切替操作手段」ハード対策については、工事成立性等の確認結果を踏まえて、導入する設備の詳細を検討しており、導入の採否については引き続き検討する。

「RCPシャットダウンシール」ハード対策については、設備導入に伴う影響確認及び事故収束の成立性確認等を今後行い、引き続き検討する。

なお、「DG負荷試験時の外部電源喪失対策」については、川内1号は既に導入済であることから、追加でのハード対策等は不要であることを確認した。

上記を踏まえ、川内1号機として設計差異に係るリスク情報等を把握し、他プラントとの設計差異の影響を把握することが重要であることから、本評価結果の知見

に関する技術資料を作成し、周知することで、社内関係者の認識の促進を図ることをソフト対策の追加措置案として抽出した。