

添付資料－2 (1) 大飯発電所 4号機 設計の経年化評価（内的事象）

## 1. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価(内的事象)

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。

本項では、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。

## 2. 評価方法

ガイドラインに従い、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、表2-3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、各観点に対する影響を「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観点

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も改善案を検討する。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)
制御用空氣系統

第 2-2 表 設計差異を抽出する視点

視点 <sup>※1</sup>	具体例
性能 (設計条件を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・性能の差異(系統流量、揚程等)</li> <li>・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)</li> </ul>
系統構成 (配管・弁構成を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・弁の有無、弁構成</li> <li>・ポンプ台数</li> <li>・ミニフローライン有無、タイライン有無、ヘッダ有無</li> <li>・注入配管や取水配管の接続場所</li> <li>・(配管上の)機器設置位置</li> <li>・設備の合理化(ほう酸注入タンク有無、CVスプレイヘッダ数)</li> </ul>
材料・材質 <sup>※2</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接材料</li> <li>・製作方法(溶接加工、一体鋳造)</li> </ul>
作動方法・インターロック	<ul style="list-style-type: none"> <li>・系統の隔離操作等に用いる弁の遠隔化、自動化</li> <li>・自動起動、作動ロジック(有無も含む)</li> <li>・再循環切替方式(一括自動方式)</li> </ul>
系統運用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・系統の隔離操作等に用いる弁の遠隔化、自動化</li> <li>・自動起動、作動ロジック(有無も含む)</li> <li>・再循環切替方式(一括自動方式)</li> </ul>
機器型式	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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)</li> <li>・ポンプ型式</li> <li>・弁型式(手動、電動)</li> <li>・電動機冷却方式(空冷、水冷)</li> <li>・重要機器の操作器(ハード、ソフト)</li> <li>・中央制御盤(アナログ、デジタル)</li> <li>・使用済燃料貯蔵ラック(アングル型、キャン型)</li> <li>・燃料取替用水源(タンク、ピット)</li> </ul>

※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。他の部位の材料・材質の差異は設計上の差異ではあるが、メンテナンスなど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は相違が無いもの)	・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	・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(静的機器单一故障に係る対策))
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	・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	・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第 3-1 表に纏める。

#### (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、いずれも安全機能又は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また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作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。

第 3-1 表 対象系統毎に抽出した着眼点、評価結果まとめ

参考資料に記載する。

#### 4. まとめ

今回は、「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・改善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、第 3-1 表のとおり検討した。

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に対する対策案については、大飯4号機では設計初期より対応済もしくは既に設備対応により導入済であることから追加でのハード対策等が不要であることを確認した。また、大飯4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、これらの知見を技術資料(教育資料等)に反映し、運転員・保修課員等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。

添付資料－2 (2) 大飯発電所 4号機 設計の経年化評価（地震事象）

## 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。

本項では、ガイドライン（2023年6月6日改訂 ATENA 20-ME03(Rev.1)）及び ATENA 実施計画に基づき、外的事象のうち、地震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、外的事象については、共通的に外力が働く事象であるため、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。そこで、プラントの地震ハザードに対する脆弱性を評価する地震 PRA を活用することが効果的と考えられる。

したがって、地震 PRA の結果を精査することで、大飯4号機の地震に対する脆弱性を把握し、対策案を検討する。加えて、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、地震に対する対策案を検討する。

## 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）に加えて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、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。具体的には、個別プラントの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を抽出し、当該の基事象による影響が大きくなった要因を分析する。加えて、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。また、リスク評価結果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確認する。

### 2.1. 個別プラントの脆弱性把握

#### (1) FV 重要度及びフラジリティに着目した抽出・分析

安全性向上評価で実施した地震 PRA 評価結果を用いて、大飯 4 号機を対象に全炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)及び全格納容器機能喪失頻度(以下「CFF」という。)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、FV 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、基事象の抽出にあたっては、設計経年化を評価する観点から、設備損傷以外の基事象(人的過誤に関連する基事象など)は除外する。

※ ここでは、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。

## (2) カットセットに着目した抽出・分析

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、安全性向上評価で実施した大飯 4 号機の地震 PRA 評価結果を用いて、カットセットの分析を行う。

まず、CDF/CFF 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(同種のカットセットを合算すると CDF/CFF 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)。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を、重要な基事象として抽出する。

次に、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を、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。

## 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

安全性向上評価実施済の以下のプラント<sup>\*</sup>について、地震 PRA の評価結果を用いて、CDF/CFF 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、特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)設置前の状態について、地震 PRA を実施したプラントを対象とした。

#### 【対象プラント】

- ・ 九州電力株式会社 川内 1 及び 2 号機  
玄海 3 及び 4 号機
- ・ 四国電力株式会社 伊方 3 号機

- ・ 関西電力株式会社      高浜 3 及び 4 号機  
                                大飯 3 及び 4 号機

次に、プラントと FV 重要度 0.01 以上の基事象の星取表を整理する。そして、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/CFF 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

###### (1) 基事象の抽出・分析

第3回安全性向上評価で実施した大飯 4 号機の地震 PRA での CDF/CFF 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抽出した。抽出にあたっては、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については除外した。また、建屋や代表評価を行っているもの(弁・ケーブルトレイ・配管)についても同じく除外した。第 3-1 表に CDF 算出に係る設備の抽出結果を、第 3-2 表に CFF 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 重要度上位となった、すなわち 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：

建屋応答については、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。

第 3-1 表及び第 3-2 表の各項目について、特段 HCLPF 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「特記無し」としている。ここで、CDF/CFF 算出における FV 重要度 0.01 以上の設備の抽出にあたっては、特重施設が反映された地震 PRA の評価結果を活用することとしたが、当該設備の損傷に関連する基事象の FV 重要度は 0.01 未満であることから、分析対象として抽出されなかった。

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 FV 重要度 0.01 以上となった要因と考えられる。

### 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

大飯 4 号機の安全性向上評価にて実施済の地震 PRA での CDF/CFF 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については 1 つの基事象として纏めることとした。抽出した重要な基事象について、機能喪失との関連性（事故シナリオ）をプラントの系統構成等を踏まえて分析を行った。第 3-3 表に CDF 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 CFF 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、CCW 常用系や主蒸気隔離弁下流配管の低耐震部の早期隔離が重要であることが分かった。

### 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. 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

##### (1) プラント間比較による基事象の抽出・分析

2.2.(1)に示す安全性向上評価実施済のプラントを対象として、地震 PRA の結果を分析し、各プラントで FV 重要度の高い設備を抽出し整理した。ここで、高浜 4 号機及び大飯 4 号機については、地震 PRA の評価結果が高浜 3 号機及び大飯 3 号機と同等であることから、プラント間比較においては、高浜 3 及び 4 号機、大飯 3 及び 4 号機をそれぞれ共通のものとして扱った。また、地震 PRA における CFF 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、設計経年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、本検討では CDF 算出にあたっての FV 重要度をプラント間比較の対象とした。さらに、2.2.(1)に示す安全性向上評価実施済のプラントのうち、川内 1 及び 2 号機、高浜 3 及び 4 号機、大飯 3 及び 4 号機は、第 1 回安全性向上評価にて地震 PRA を実施した後、特重施設を反映した地震 PRA を最新の安全性向上評価にて実施しているが、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ついて、地震 PRA を実施した第 1 回安全性向上評価での地震 PRA の評価結果を活用することとした。なお、大飯 3 及び 4 号機について、特重施設を反映した場合においても、FV 重要度 0.01 以上となる追加の機器はない。第 3-5 表に FV 重要度上位の機器を整理した結果を示す。

第 3-5 表に抽出された各機器について、機器の応答、機器の耐力及び建屋応答の各観点から HCLPF が小さめとなっている要因を抽出した。抽出された

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、プラント間の相違が設計経年によるものかどうか、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 3-6 表に検討結果を示す。検討にあたっては、3.1.1.(1)と同じく、機器の応答、機器の耐力及び建屋応答の各観点から、HCLPF が小さくなる要因を抽出した。

第 3-6 表の各項目について、特段 HCLPF 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「特記無し」としている。また、第 3-6 表では他プラントの比較のために FV 重要度が「-」(FV 重要度 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 3-5 表において、特定プラントのみで FV 重要度上位 (FV 重要度 0.01 以上) として抽出された機器については、当該プラントにおいては FV 重要度として突出したものが少ないと FV 重要度が低いものが多数現れること、及び FV 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が FV 重要度上位にあがってきたものであり、いずれも HCLPF が極端に小さいものではないことも併せて考えると、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た。

設計経年による影響検討の結果、FV 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が、メタ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。

第 3-1 表 大飯 4 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

参考資料に記載する。

第 3-2 表 大飯 4 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

参考資料に記載する。

第 3-3 表 大飯 4 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

参考資料に記載する。

第 3-4 表 大飯 4 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

参考資料に記載する。

第 3-5 表 プラント間比較による FV 重要度上位機器の抽出結果

参考資料に記載する。

第 3-6 表 炉心損傷に影響の大きい機器のプラント間比較(1/2)

参考資料に記載する。

第 3-6 表 炉心損傷に影響の大きい機器のプラント間比較(2/2)

参考資料に記載する。

#### 4. まとめ

今回は、「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)」及び ATENA 実施計画に基づき、大飯 4 号機の炉心損傷や格納容器破損に至るシナリオの把握を目的に、安全性向上評価で実施した地震 PRA の評価結果を用いて、FV 重要度 0.01 以上となる基事象についても、FV 重要度が高い理由を確認のうえ、これらに対しても FV 重要度が大きくなっている理由を分析した。

また、CDF/CFF への寄与割合が 0.5% 以上となる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を重要な基事象として抽出し、基事象と機能喪失の関連性を、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って分析した。

以上の分析の結果、常用系機器の CCW 配管や主蒸気隔離弁下流配管の低耐震部の早期隔離が重要であることが分かった。これを踏まえて、効果的に意識を高め事故対応能力を向上させることが重要と考え、若年層への知識付与及び反復的な注意喚起を目的に、設計経年化評価から得られた知見の技術資料(教育資料等)への反映を追加措置として抽出した。

加えて、安全性向上評価実施済プラントの地震出力時 PRA のリスク評価結果から、FV 重要度のプラント間比較により、CDF/CFF への影響が大きい傾向であると考えられる FV 重要度 0.01 以上となる基事象を着眼点として抽出し、FV 重要度が大きくなっている理由について、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した。

FV 重要度のプラント間比較の結果、メタクラッドスイッチギアにつ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、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考えられる。大飯 4 号機については、既にデジタル式保護リレーを採用しており、設備対策が不要であることを確認した。