

### 3. 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

#### 3.1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

##### 3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価

###### 3.1.1.1 概要

評価の実施時点における最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を行う。

なお、今回の安全性向上評価では、第 16 回定期事業者検査終了日翌日（2019 年 10 月 11 日）から安全性向上評価の評価時点である第 17 回定期事業者検査終了日（2021 年 2 月 12 日）までに得られた科学的知見及び技術的知見に基づいて、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象を評価した。

###### 3.1.1.2 確認方法

安全評価の前提となる原子炉施設に対しては、自然現象そのものをもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても、安全機能を損なうことがない設計としている。

その際に前提となっている内部事象及び外部事象として、設置変更許可申請書添付資料八に記載の、設計上考慮している自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を対象として、評価を実施した。これ以外の事象については、今後、「3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価」において、IAEA 安全ガイド「**Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants**」(No.SSG-25)と同等の規格である日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015」(AESJ-SC-S006:2015)に基づき評価を行う予定としている。

###### 3.1.1.3 確認結果

以下に内部事象及び外部事象に係る確認結果を示す。

### 3.1.1.3.1 内部事象に係る評価

#### 3.1.1.3.1.1 内部火災

##### (1) 適用規格及び適用基準

以下に内部火災に関する適用規格及び適用基準を示す。これらについては、設置変更許可の内容を変更する必要があるような、火災発生防止、感知・消火、影響軽減に係る改正の有無を確認した。

##### a. 建築基準法

(1950年5月24日法律第201号)

(改正2019年6月14日号外法律第37号)

##### b. 消防法

(1948年7月24日法律第186号)

(改正2018年6月27日号外法律第67号)

##### c. 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈

(2013年6月19日原規技発第1306194号)

(改正2020年1月15日原規技発第2001159号)

##### d. 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈

(2005年12月15日原院第5号)

(改正2011年9月9日原院第2号)

##### e. 発電用火力設備の技術基準の解釈

(2013年5月17日20130507商局第2号)

(改正2019年7月4日20190628保局第1号)

##### f. 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針

(1990年8月30日原子力安全委員会決定、2001年3月29日一部改訂)

##### g. 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

(2013年6月19日原規技発第1306195号)

(改正2020年3月31日原規規発第20033110号)

- h. 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針  
(2007年12月27日原子力安全委員会決定)
- i. 原子力発電所の火災防護規程  
(JEAC4626-2010)
- j. 原子力発電所の火災防護指針  
(JEAG4607-2010)
- k. JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- l. JIS A 4201-1992 建築物等の避雷設備 (避雷針)
- m. 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド  
(2013年6月19日原規技発第13061914号)  
(改正2019年9月6日原規技発第1909069号)
- n. 建築基準法施行令  
(1950年11月16日政令第338号)  
(改正2020年9月4日政令第268号)
- o. 消防法施行令  
(1961年3月25日政令第37号)  
(改正2019年12月13日政令第183号)
- p. 消防法施行規則  
(1961年4月1日自治省令第6号)  
(改正2020年12月25日号外総務省令第123号)
- q. 高圧ガス保安法  
(1951年6月7日法律第204号)  
(改正2019年6月14日号外法律第37号)
- r. 高圧ガス保安法施行令  
(1997年2月19日政令第20号)  
(改正2017年7月20日政令第198号)
- s. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針  
(1990年8月30日原子力安全委員会決定、2009年3月9

日一部改訂)

- t. 公益社団法人 日本空気清浄協会「空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針」  
(JACA No.11A-2003)
- u. 工場電気設備防爆委員会「工場電気設備防爆指針」  
(ガス蒸気防爆 2006)
- v. 社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」  
(SBA G 0603-2001)
- w. JIS L 1091-1999 繊維製品の燃焼性試験方法
- x. 原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編  
(JEAG4601・補 1984) 日本電気協会
- y. 原子力発電所耐震設計技術指針  
(JEAG4601-1987) 日本電気協会
- z. 原子力発電所耐震設計技術指針  
(JEAG4601-1991 追補版) 日本電気協会
- aa. 2000 年建設省告示第 1400 号  
(2004 年 9 月 29 日国土交通省告示第 1178 号による改定)
- ab. "Fire Dynamics Tools (FDTS) : Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program,"  
(NUREG-1805, December 2004)
- ac. IEEE Std 1202-1991 垂直トレイ燃焼試験
- ad. IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験
- ae. UL1581 (Fourth Edition) 1080.VW-1 垂直燃焼試験,2006
- af. UL2775 Fixed Condensed Aerosol Extinguishing System Units, 2014
- ag. 電力共通研究「鉛直地震動を受ける設備の耐震評価手法に関する研究 (1995~1998)」

ah. 危険物の規制に関する政令

(1959年9月26日政令第306号)

(改正2019年12月13日号外 政令第183号)

ai. (社)日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規定  
JEAC4601-2008」

### (2) 内部火災影響評価の確認

設備改造又は資機材の持込みにより火災評価条件に見直しがある場合には、火災区域・火災区画ごとの火災荷重の合計の管理及び内部火災影響評価への影響の確認を行い、火災防護情報の管理、必要に応じて火災の影響軽減対策を行うこととしている。

### (3) 確認結果

評価の実施時点において、(1)項の規格・基準に新たに反映すべき知見はなく、(2)項のとおり、火災区域・火災区画毎の火災荷重の合計の管理及び内部火災影響評価への影響の確認を行っていることから、安全評価の前提となっている内部火災に係る設置変更許可の内容を見直しする必要はない。

## 3.1.1.3.1.2 内部溢水

### (1) 適用規格及び適用基準

以下に内部溢水に関する適用規格及び適用基準を示す。これらについては、設置変更許可の内容を変更する必要があるような、溢水源及び溢水量の設定、溢水評価区画及び溢水経路の設定等に係る改正の有無を確認した。

a. 建築基準法

(1950年5月24日法律第201号)

(改正2019年6月14日号外法律第37号)

b. 建築基準法施行令

(1950年11月16日政令第338号)

(改正2019年9月6日政令第91号)

- c. 消防法
  - (1948年7月24日法律第186号)
  - (改正2018年6月27日号外法律第67号)
- d. 消防法施行令
  - (1961年3月25日政令第37号)
  - (改正2019年12月13日政令第183号)
- e. 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
  - (2013年6月19日原規技発第1306194号)
  - (改正2020年1月15日原規技発第2001159号)
- f. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
  - (1990年8月30日原子力安全委員会決定、2009年3月9日一部改訂)
- g. 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
  - (1990年8月30日原子力安全委員会決定、2001年3月29日一部改訂)
- h. JIS G 4303-2012 ステンレス鋼棒
- i. JIS G 4304-2012 熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯
- j. JIS G 4317-2013 熱間成形ステンレス鋼形鋼
- k. JIS G 3101-2015 一般構造用圧延鋼材
- l. JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
- m. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編  
JEAG4601・補 - 1984 (社) 日本電気協会
- n. 原子力発電所耐震設計技術指針  
JEAG4601-1987 ((社) 日本電気協会)
- o. 原子力発電所耐震設計技術指針  
JEAG4601-1991 追補版 ((社) 日本電気協会)
- p. 原子力発電所の火災防護指針

- JEAG4607-2010 (社) 日本電気協会
- q. 原子力発電所配管破損防護設計技術指針  
JEAG4613-1998 (社) 日本電気協会
- r. 鋼構造設計規準一許容応力度設計法一  
( (社) 日本建築学会 2005 年 9 月改定)
- s. 各種合成構造設計指針・同解説  
( (社) 日本建築学会 2010 年 11 月)
- t. コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕  
( (社) 土木学会、2002 年制定)
- u. 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説一許容応力度設計法一 ( (社) 日本建築学会、1999 改定)
- v. ステンレス建築構造設計基準・同解説【第 2 版】  
( (社) ステンレス構造建築協会、2001 年改定)
- w. 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド  
(2013 年 6 月 19 日原規技発第 13061913 号)  
(改定 2020 年 3 月 31 日原規規発第 20033110 号)
- x. 耐津波設計に係る工認審査ガイド  
(2013 年 6 月 19 日原管地発第 1306196 号)  
(改正 2020 年 3 月 31 日原規規発第 20033110 号)
- y. 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド  
(2013 年 6 月 19 日原規技発第 13061911 号)  
(改定 2019 年 9 月 6 日原規技発第 1909069 号)
- z. 耐震設計に係る工認審査ガイド  
(2013 年 6 月 19 日原管地発第 1306195 号)  
(改正 2020 年 3 月 31 日原規規発第 20033110 号)
- aa. 水門鉄管技術基準 ( (社) 水門鉄管協会、2007 年 9 月)
- ab. 日本工業規格 (JIS)
- ac. 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程  
JEAC4616-2009 ( (社) 日本電気協会)

- ad. 建物荷重指針・同解説（（社）日本建築学会、2016）
- ae. 港湾の施設の技術上の基準・同解説  
（（社）国土交通省港湾局、2007年版）
- af. 津波漂流物対策施設設計ガイドライン  
（（財）沿岸技術研究センター、（社）寒地港湾技術研究センター、2014年）
- ag. 防波堤の耐津波評価ガイドライン  
（国土交通省港湾局、2013年9月）
- ah. 道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅱ鋼橋編）・同解説  
（（社）日本道路協会、2012年3月）
- ai. 道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅲコンクリート橋編）・同解説  
（（社）日本道路協会、2002年3月）
- aj. 道路橋示方書（Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編）・同解説  
（（社）日本道路協会、2002年3月）
- ak. 杭基礎設計便覧（（社）日本道路協会、2006年度改訂版）
- al. JEM 1423-2008 原子力発電所用バルブの検査
- am. 構造力学公式集（昭和61年版）（土木学会）

## (2) 溢水影響評価の確認

設備改造又は資機材の持込みにより溢水評価条件に見直しがある場合には、溢水評価への影響の確認及び溢水評価上の管理値について更新管理を行い、内部溢水に関する運用、管理を行うこととしている。

## (3) 確認結果

評価の実施時点において、(1)項の規格・基準に新たに反映すべき知見はなく、(2)項のとおり、溢水評価への影響の確認及び溢水評価上の管理値について更新管理を行っていることから、安全評価の前提となっている内部溢水に係る設置変更許可の内容を見直しする必要はない。

### 3.1.1.3.2 外部事象に係る評価



### 3.1.1.3.2.1 自然現象

#### (1) 地震

「2.2.2.2(1)f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）」に示すとおり、評価期間において、自然現象に関する反映が必要な新知見情報には、地震に関するものはなく、設計上考慮している地震について見直しをする必要がないことを確認した。

#### (2) 津波

「2.2.2.2(1)f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）」に示すとおり、評価期間において、自然現象に関する反映が必要な新知見情報には、津波に関するものはなく、設計上考慮している津波について見直しをする必要がないことを確認した。

#### (3) 風（台風）

最寄の気象官署（舞鶴特別地域気象観測所）の観測記録により、評価期間における最大瞬間風速は、設置変更許可申請書に記載の 51.9m/s（2004年10月20日）を上回らないことを確認した。

#### (4) 竜巻

「2.2.2.2(1)f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）」に示すとおり、評価期間において、自然現象に関する反映が必要な新知見情報には、竜巻に関するものはなく、設計上考慮している竜巻について見直しをする必要がないことを確認した。

#### (5) 凍結

最寄の気象官署（舞鶴特別地域気象観測所）の観測記録により、評価期間における最低気温は、設置変更許可申請書に記載の -8.8℃（1977年2月16日）を下回らないことを確認した。

#### (6) 降水

最寄の気象官署（舞鶴特別地域気象観測所）の観測記録によ

り、評価期間における日最大 1 時間降水量は、設置変更許可申請書に記載の 80.2mm（1957 年 7 月 16 日）を上回らないことを確認した。

#### (7) 積雪

最寄の気象官署（舞鶴特別地域気象観測所）の観測記録により、評価期間における積雪深さの月最大値は、設置変更許可申請書に記載の 87cm（2012 年 2 月 2 日）を上回らないことを確認した。

#### (8) 地滑り

想定される地滑りの設定根拠となっている文献を以下に示す。これらについては、変更がなく、設計上考慮している地滑りについて見直しをする必要がないことを確認した。

- a. 地すべり地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）
- b. 土砂災害危険箇所図（国土交通省国土政策局発行）

#### (9) 火山の影響

「2.2.2.2(1)f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）」に示すとおり、評価期間において、自然現象に関する反映が必要な新知見情報には、火山に関するものはなく、設計上考慮している火山について見直しをする必要がないことを確認した。

#### (10) 生物学的事象

評価期間において、発電所の運転や安全性に影響を与えるような事象はなく、海生生物の来襲の想定に変更がないことから、設計上考慮している生物学的事象について、評価条件及び評価方針等の見直しをする必要がないことを確認した。

#### (11) 森林火災

防火帯外周の植生調査の結果、評価期間において、森林火災の解析に必要な入力データに変更がないことを確認した。

#### (12) 高潮

最寄の検潮所（舞鶴検潮所）の観測記録により、評価期間における最高潮位は、最新の設置変更許可申請書に記載の T.P.（東京湾平均海面）+0.93m（1998年9月22日）を上回らないことを確認した。なお、舞鶴検潮所の過去最高潮位については、3分間平均値を用いた見直しが実施されたことにより、T.P.+1.02m（1998年9月22日）に変更されているが、設置変更許可申請書上、安全施設は敷地高さ（T.P.+9.7m以上）に設置し、海水ポンプ室についても T.P.+8.0m の防護壁及び敷地で囲うことにより、安全機能を損なうことのない設計としているため、既許可の内容を見直す必要がないことを確認した。

### 3.1.1.3.2.2 外部人為事象

#### (1) 飛来物（航空機落下）

「航空路誌」（2020年10月8日国土交通省航空局）、「航空機落下事故に関するデータ」（2021年2月原子力規制委員会）及び「航空輸送統計年報」（2020年6月国土交通省総合政策局）を確認した結果、評価時点において、航空機落下確率評価の前提となっている航空路、航空機落下事故データ及び飛行距離データのうち、航空路に係る航空交通量、航空機落下事故データ及び飛行距離データを更新した。航空機落下確率を再評価した結果、別紙 3.1.1.3.2.2-1 のとおり判断基準値を下回り、既評価からわずかに増加したことを確認した。

#### (2) 爆発

発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設及び石油コンビナート施設に相当する産業施設が建設されていないことから、評価期間において、防護対象施設への影響を再評価する必要がないことを確認した。

#### (3) 近隣工場等の火災

##### a. 石油コンビナート等の施設の火災

発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナー

ト施設及び石油コンビナート施設に相当する産業施設が建設されていないことから、評価期間において、防護対象施設への影響を再評価する必要がないことを確認した。

b. 発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災

発電所敷地内に存在する危険物タンクの新設、仕様変更及び移設がなかったことから、評価期間において、防護対象施設への影響を再評価する必要がないことを確認した。

c. 航空機墜落による火災

「航空機落下事故に関するデータ」及び対象となる航空路を確認した結果、評価期間において、防護対象施設への影響を再評価する必要がないことを確認した。

d. 二次的影響（ばい煙等）

上記 b.、c.に変更がなかったことから、評価期間において、火災に伴う二次的影響（ばい煙等）を再評価する必要がないことを確認した。

(4) 有毒ガス

発電所周辺の石油コンビナート施設に変更がなく、事故による火災の二次的影響（有毒ガス）が防護対象施設へ及ぼす影響に変更がないことを確認した。

(5) 船舶の衝突

発電所周辺の船舶航路等に変更がないことから、評価期間において、船舶の衝突の影響について再評価する必要がないことを確認した。

(6) 電磁的障害

電磁的障害に関する適用規格及び適用基準を以下に示す。これらについては、サージ・ノイズの侵入を防止するために設置するラインフィルタや絶縁回路、電磁波の侵入を防止するために設置する鋼製筐体や金属シールド付ケーブルに関する改正はなく、電磁的障害にかかる基本設計方針を変更する必要がないことを確認した。

- a. 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則  
(2013年6月28日原子力規制委員会規則第6号)  
(改正2020年1月23日原子力規制委員会規則第3号)
- b. 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈  
(2013年6月19日原規技発第1306194号)  
(改正2020年1月15日原規技発第2001159号)
- c. 試験及び測定技術－電氣的ファストトランジェント／バー  
ストイミュニティ試験 (JIS C 61000-4-4)

#### 3.1.1.3.3 まとめ

最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価について、見直しの要否を確認した結果、評価期間において新たに見直しをする必要はない。

## 航空機落下確率の再評価について

大飯発電所4号機の航空機落下確率について、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25原院第1号）に基づき再評価を行ったところ、結果は約 $3.1 \times 10^{-8}$ 回/炉・年となり、判断基準値である $10^{-7}$ 回/炉・年を下回り、設置変更許可申請書記載値である約 $3.0 \times 10^{-8}$ 回/炉・年からわずかに増加したことを確認した。

評価対象事故、評価に用いた数値および評価結果について、以下に示す。

## 1. 評価対象事故

1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故		2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故	3) 自衛隊機又は米軍機の落下事故	
①飛行場での離着陸時における落下事故	②航空路を巡航中の落下事故		①訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中の落下事故	②基地－訓練空域間を往復時の落下事故
×注1	○注2	○	○注3	×注4

○：対象、×：対象外

注1：大飯発電所付近の空港の最大離着陸地点までの距離は、当該発電所と空港の距離よりも短いため、評価対象外とした。

注2：大飯発電所周辺に存在する航空路と当該発電所との距離が、それぞれの航空路の幅よりも短い場合は、評価対象とした。

注3：大飯発電所は、自衛隊の訓練空域が存在しない。

注4：大飯発電所は、基地－訓練空域間の往復の想定飛行範囲内にならない。

## 2. 評価に用いた数値

### (1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故（航空路を巡航中の落下事故）

$$Pc = fc \cdot Nc \cdot A / W$$

$Pc$  : 対象施設への巡航中の航空機落下確率（回／年）

$Nc$  : 評価対象とする航空路等の年間飛行回数（飛行回／年）

$A$  : 原子炉施設の標的面積(km<sup>2</sup>)

$W$  : 航空路幅(km)

$fc = Gc / Hc$  : 単位飛行距離当たりの巡航中の落下事故率（回／（飛行回・km））

$Gc$  : 巡航中事故件数（回）

$Hc$  : 延べ飛行距離（飛行回・km）

	大飯発電所 4 号機
対象航空路	RNAV 経路 Y18 (OVMAX-MIYAZU) / RNAV 経路 Y384 (MENOU-ROKKO)
$Nc$ <sup>注1</sup>	6570 / 5475 (2020 年データ)
$A$ <sup>注2</sup>	0.0103
$W$ <sup>注3</sup>	18.52
$fc$ <sup>注4</sup>	0.5/11,511,864,144=4.34×10 <sup>-11</sup>
$Pc$	2.91×10 <sup>-10</sup>

注1 : 国土交通省航空局への問い合わせ結果を 365 倍した値。

注2 : 大飯 4 号機については 0.0103km<sup>2</sup> であり、この面積を標的面積とした。

注3 : RNAV 経路(広域航法経路)については、航法精度を航空路の幅とみなすこととした。Y18、Y384 の航法精度は 10nm (=18.52km) であり航空路の幅は 18.52km とした。

注4 : 1999 年～2018 年の巡航中事故件数は 0 件（「航空機落下事故に関するデータ（1999 年～2018 年）」（2021 年 2 月 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ）であるが、保守的に 0.5 件として評価した。延べ飛行距離は、1999 年～2018 年の「航空輸送統計年報、第 1 表 総括表、1. 輸送実績」における運航キロメートルの国内の値（幹線、ローカル線、不定期）を合計した値。

(2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故

$$P_v = (f_v / S_v) \cdot A \cdot \alpha$$

$P_v$  : 対象施設への航空機落下確率 (回/年)

$f_v$  : 単位年当たりの落下事故率 (回/年)

$S_v$  : 全国土面積(km<sup>2</sup>)

$A$  : 原子炉施設の標的面積(km<sup>2</sup>)

$\alpha$  : 対象航空機の種類による係数

	大飯発電所 4号機	
$f_v$ <sup>注1</sup>	大型固定翼機	0.5/20=0.025
	小型固定翼機	24/20=1.200
	大型回転翼機	2/20=0.100
	小型回転翼機	18/20=0.900
$S_v$ <sup>注2</sup>	37.2 万	
$A$	0.0103	
$\alpha$ <sup>注3</sup>	大型固定翼機、大型回転翼機 : 1 小型固定翼機、小型回転翼機 : 0.1	
$P_v$	9.28×10 <sup>-9</sup>	

注1 : 「航空機落下事故に関するデータ (1999年～2018年)」(2021年2月 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ) の有視界飛行方式民間航空機の事故件数を用いて算出した。なお、1999年～2018年の大型固定翼機の事故件数は0件であるが、保守的に0.5件として評価した。

注2 : 「航空機落下事故に関するデータ (1999年～2018年)」(2021年2月 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ) の値を用いた。

注3 : 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について (内規)」の値を用いた。



(3) 自衛隊機又は米軍機の落下事故（訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中の落下事故）

$$Psi = fsi \cdot A / Si$$

$Psi$  : 訓練空域内での対象施設への航空機落下確率（回／年）

$fsi$  : 単位年当たりの訓練空域内落下事故率（回／年）

$Si$  : 全国の陸上の訓練空域の面積(km<sup>2</sup>)

$A$  : 原子炉施設の標的面積(km<sup>2</sup>)

$$Pso = fso \cdot A / So$$

$Pso$  : 訓練空域外での対象施設への航空機落下確率（回／年）

$fso$  : 単位年当たりの訓練空域外落下事故率（回／年）

$So$  : 全国土面積から全国の陸上の訓練空域の面積を除いた面積(km<sup>2</sup>)

$A$  : 原子炉施設の標的面積(km<sup>2</sup>)

	大飯発電所 4号機
$fso$ 注1	自衛隊機( $fso$ ) 9/20=0.450 米軍機( $fso$ ) 4/20=0.200
$So$ 注2	自衛隊機( $So$ ) 37.2万-7.80万=29.4万 米軍機( $So$ ) 37.2万-0.05万≒37.2万
$A$	0.0103
$Pso$	$2.14 \times 10^{-8}$

注1 : 「航空機落下事故に関するデータ（1999年～2018年）」（2021年2月 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ）の自衛隊機又は米軍機の事故件数を用いて算出した。

注2 : 「航空機落下事故に関するデータ（1999年～2018年）」（2021年2月 原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ）の値を用いた。

### 3. 落下確率値の合計値

1) 計器飛行方式民間航空機の 落下事故		2) 有視界飛行 方式民間航 空機の落下 事故	3) 自衛隊機又は米軍機の落下事故		合 計
① 飛行場での離 着陸時におけ る落下事故	② 航空路を巡航 中の落下事故		① 訓練空域内で 訓練中及び訓 練空域外を飛 行中の落下事 故	② 基地－訓練空 域間を往復時 の落下事故	
—	$2.91 \times 10^{-10}$	$9.28 \times 10^{-9}$	$2.14 \times 10^{-8}$	—	約 $3.1 \times 10^{-8}$

### 3.1.2 決定論的安全評価

決定論的安全評価は、第 1 回安全性向上評価届出書（2020 年 4 月 13 日付け関原発第 39 号）（以下「第 1 回届出書」という。）の評価時点以降、評価結果が変わるような大規模な工事等を行っていないため、改めて調査、分析又は評定をする必要がなく、第 1 回届出書の記載内容から大きな変更はない。

なお、第 1 回届出書において、「今後講じる措置等に応じてその効果を適切に評価すること等を目的として、最新知見を取り入れた評価手法（最適評価コード、統計的安全評価手法等）についても調査、研究・開発に取り組んでいる。」としており、その状況について以下に示す。

#### ○SPARKLE-2 コードの設計基準事象への適用

国内で運転実績のある PWR プラントを対象として、SPARKLE-2 コード\*を一部の設計基準事象に適用し、評価した結果を MHI-NES-1072「三菱 PWR 設計基準事象への SPARKLE-2 コードの適用性について（解析モデル、検証・妥当性確認編）」（2020 年 7 月発行）及び MHI-NES-1073「三菱 PWR 設計基準事象への SPARKLE-2 コードの適用性について（解析適用例編）」（2020 年 7 月発行）にまとめている。本文献では SPARKLE-2 コードが従来の PWR における「原子炉冷却材喪失」事象を除いた設計基準事象に適用可能であることが確認されている。また、従前の解析コードによる評価結果と比較して裕度が拡大する結果が得られており、より実現象に即した評価となっていることが確認されている。

※三菱重工業（株）が開発した 1 次系全体の熱流動と 3 次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コード。従来の PWR における設計基準事象の解析に用いられているプラント過渡特性解析コード MARVEL 等に対して、SPARKLE-2 コードでは、過渡時の出力分布変化やボイド生成に伴う反応度帰還効果を適切に取り込むことで、最小 DNB R や燃料中心温

度の最適評価が可能となる。炉心損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価に適用している。

### 3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（P R A）

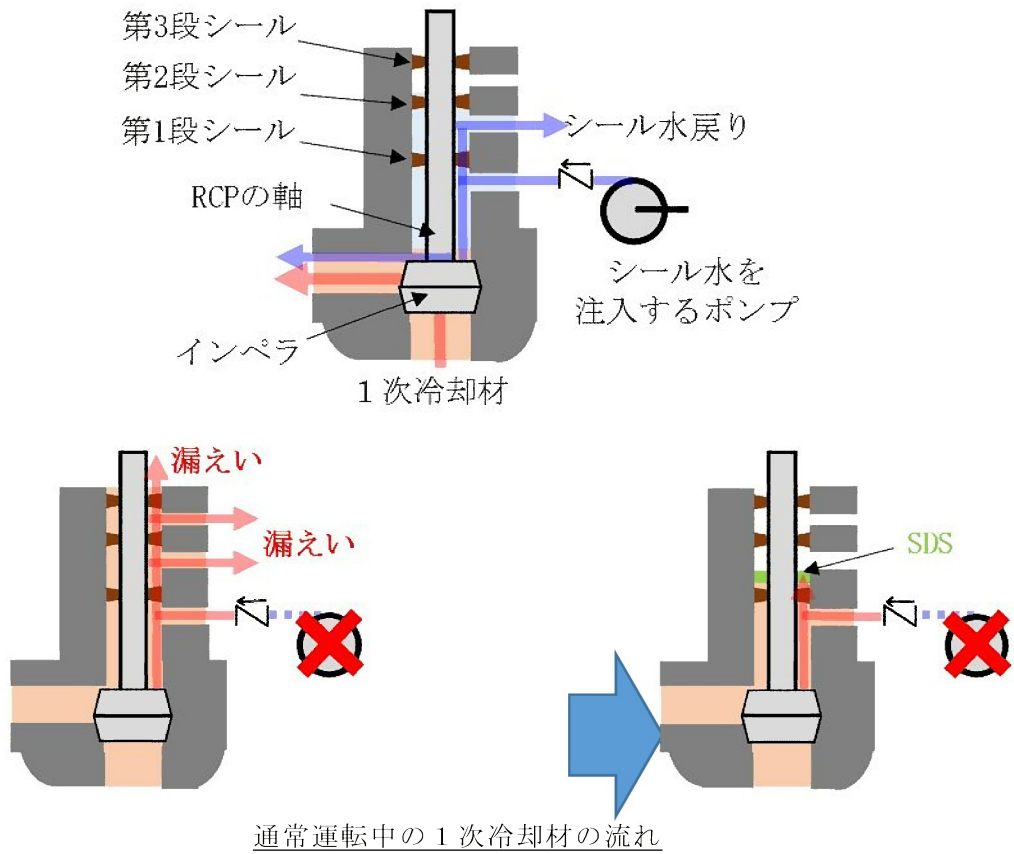
内部事象及び外部事象に係るP R Aについては、第 1 回安全性向上評価届出書（2020 年 4 月 13 日付け関原発第 39 号）（以下「第 1 回届出書」という。）の評価時点以降、評価結果が変わるような大規模な工事等を行っていないため、改めて調査、分析又は評定をする必要がなく、第 1 回届出書の記載内容から変更はない。

なお、第 1 回届出書にて示していた追加措置のうち、内部事象出力運転時P R Aの結果から抽出されたR C Pシャットダウンシール（以下「R C P－S D S」という。）を導入したことによりR C Pシール部からの漏えいのないシナリオが追加されたため、第 3.1.3.1 表に示すとおり炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度は改善された。

R C P－S D Sの導入に係る概念図及び、追加されたシナリオについて第 3.1.3.1 図及び第 3.1.3.2 図に示す。

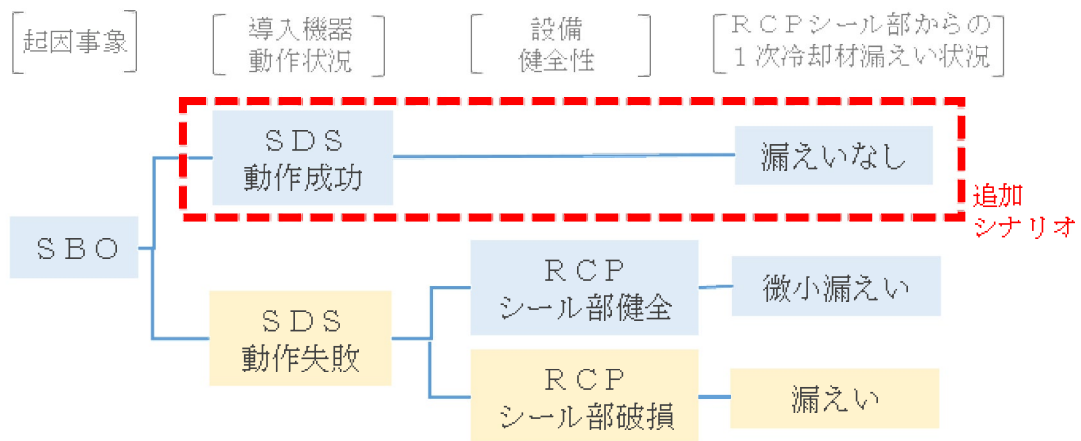
第 3.1.3.1 表 炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の結果

	R C P－S D S 導入前	R C P－S D S 導入後
炉心損傷頻度（／炉年）	$2.4 \times 10^{-6}$	$1.1 \times 10^{-6}$
格納容器機能喪失頻度（／炉年）	$6.4 \times 10^{-7}$	$4.2 \times 10^{-7}$



SBO時の1次冷却材の流れ (SDSなし)    SBO時の1次冷却材の流れ (SDSあり)

第 3.1.3.1 図 RCP-SDSの導入に係る概要図



第 3.1.3.2.図 RCP-SDSの導入に係るシナリオ追加概要図

#### 3.1.4 安全裕度評価

安全裕度評価については、第1回安全性向上評価届出書（2020年4月13日付け関原発第39号）（以下「第1回届出書」という。）の評価時点以降、評価結果が変わるような大規模な工事等を行っていないため、改めて調査、分析又は評定をする必要がなく、第1回届出書の記載内容から大きな変更はない。

## 3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

I A E A 安全ガイド「Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants」(No.SSG-25)と同等の規格である日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015」(AESJ-SC-S006:2015)（以下「P S R + 指針」という。）に基づき評価を行うことを検討する。

### 3.2.1 評価の実施について

安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価を実施するにあたり、P S R + 指針では、安全因子（14因子：I A E A 安全ガイドを参照して策定されたもの）のレビューと総合評価を実施し、安全性向上措置を抽出し、その実行により発電所の安全性向上を図る。

#### (1) 安全因子レビューについて

安全因子として挙げられる以下の 14 項目に対し、P S R + 指針に沿った評価を実施する。具体的には、安全因子ごとの評価を行い、その評価結果を“好ましい所見”と“好ましくない所見”に分類した上で、それぞれに対して安全性向上措置候補の検討を行う。

- ①プラント設計
- ②安全上重要な S S C（構築物・系統・機器）の現状
- ③機器の性能保証
- ④経年劣化
- ⑤決定論的安全解析
- ⑥確率論的リスク評価
- ⑦ハザード解析
- ⑧安全実績
- ⑨他のプラントでの経験及び研究結果の利用
- ⑩組織、マネジメントシステム、及び安全文化
- ⑪手順
- ⑫ヒューマンファクター
- ⑬緊急時計画



#### ⑭放射性物質が環境に与える影響

##### (2) 総合評価について

総合評価として、安全因子間の相関関係を分析し、(1)で評価した安全因子ごとの評価結果及び安全性向上措置候補から実行可能な安全性向上措置を抽出する。さらに、将来のプラント運用の安全性を確認するとともに、安全性向上措置実行計画を策定する。

##### 3.2.2 評価実施予定（計画）について

P S R + 指針において、安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価は、プラントの運転が開始されてから定期的を実施し、時間経過に伴い顕在化するプラント及び環境の諸変化について、プラントの安全性へ及ぼす累積的影響の評価を可能とするため実施間隔が極端に短期にならないよう留意することとされ、安全上重要な問題の発見の遅れや評価の連続性が喪失する可能性を考慮し、10年を超えない期間で実施することが望ましいとされている。

14の安全因子については、今回の届出書においても調査が行われている事項が存在する。14の安全因子のレビュー項目と本届出書にて関連する箇所を第 3.2.1 表に示す。

第 3.2.1 表 安全因子のレビュー項目と本屆出書の関連箇所

14 の安全因子	本屆出書にて安全因子のレビュー項目に関連する箇所
①プラント設計	1.1 発電用原子炉施設概要、 1.2 敷地特性
②安全上重要な S S C（構築物・系統・機器）の現状	1.3 構築物、系統及び機器
③機器の性能保証	1.3 構築物、系統及び機器
④経年劣化	2.2.1.3 保守管理、 「大飯 3，4 号機 定期安全レビュー（第 2 回）報告書」（2017 年 7 月）
⑤決定論的安全解析	1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果、 3.1.2 決定論的安全評価
⑥確率論的リスク評価	3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（P R A）
⑦ハザード解析	1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果、 3.1.4 安全裕度評価の地震・津波
⑧安全実績	2.2.1 保安活動の実施状況の「実績指標」
⑨他のプラントでの経験及び研究結果の利用	2.2.1.7 緊急時の措置、 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見
⑩組織、マネジメントシステム、及び安全文化	1.4 保安のための管理体制及び管理事項、 2.2.1 保安活動の実施状況の「組織・体制」、 2.2.1.8 安全文化の醸成活動
⑪手順	2.2.1 保安活動の実施状況の「社内マニュアル」
⑫ヒューマンファクター	1.4 保安のための管理体制及び管理事項
⑬緊急時計画	2.2.1.7 緊急時の措置
⑭放射性物質が環境に与える影響	2.2.1.5 放射線管理及び環境放射線モニタリング、 2.2.1.6 放射性廃棄物管理

ただし、今回の安全性向上評価において「3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価」を実施するにあたり、以下の課題があると考えており、現時点で P S R + 指針に沿った総合評価を行うことは難しいと考えている。

評価実施に向けて、以下に示す課題について、解決に取り組み、課題解決に向けた進捗状況を見極めた上で、総合評価を実施する。

(1) 安全因子の傾向把握

安全因子のうち、新規制基準の導入後の再稼動に伴って安全因子に係る管理方法等が大きく変化し、中長期的な傾向を把握できるまでの実績がないため、安全因子ごとの評価が難しいものがある。そのため、中長期の傾向把握するため実績を重ねる必要がある。

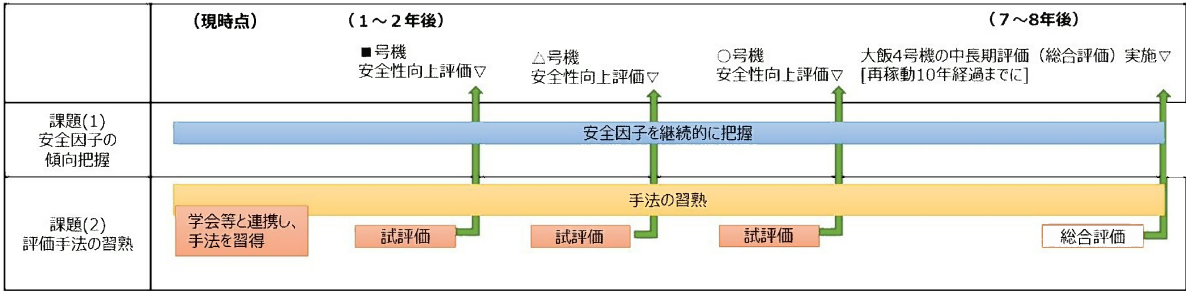
(例) ⑪手順、⑬緊急時計画 等

## (2) 評価手法の習熟

総合評価として、安全因子間の相関関係を分析し、安全因子ごとの評価結果及び安全性向上措置候補から実行可能な安全性向上措置を抽出するが、原子力発電所の活動は、安全因子が複雑に関連し成り立っていることを踏まえて、総合評価の実施に向けて、安全因子間の相関関係の分析や安全因子ごとの評価等の総合評価に至る一部分の評価を取り出して試評価を行い、評価手法の習熟に努める。

なお、今回の安全性向上評価においても、確率論的リスク評価の結果から安全性向上に寄与する対策を検討したプロセスは、6番目の安全因子である「確率論的リスク評価」、2番目の安全因子である「安全上重要なSSC（構築物・系統・機器）の現状」、11番目の安全因子である「手順」の相関関係を分析したものであり、部分的な評価に相当するものと考えられる。

現在、評価手法の習熟に向けてPSR+指針に関する技術レポートを作成中であり、技術レポートの中で安全因子レビュー及び総合評価に関してPSR+指針が要求する事項の理解の助けとなるような補足説明を「解説」としてまとめ、その実施サンプルを例示する予定である。技術レポートが完成した後、PSR+指針と技術レポートを組み合わせ活用することで、上記に示すようなPSR+指針に沿った部分的な評価を他の安全因子への拡大等に取り組み、総合評価の時期とされている再稼動から10年後の時期に縛られることなく、当社の各ユニットにおける安全性向上評価の機会を活用して適時試評価を行い、その結果を届出書に記載し、公表していく。今後の具体的な進め方について、第3.2.1図に示す。



第 3.2.1 図 評価手法の習熟に向けた具体的な進め方