

第 3 章 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

目 次

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	3.1.1- 1
3.1.1.2 確認方法	3.1.1- 1
3.1.1.3 内部事象及び外部事象に係る評価に必要な情報	3.1.1- 2
3.1.1.4 内部事象及び外部事象に係る評価の結果	3.1.1- 3
3.1.1.5 まとめ	3.1.1- 42
3.1.2 決定論的安全評価	
3.1.2.1 決定論的安全評価の見直し要否	3.1.2- 1
3.1.2.2 BEPU 手法の検討状況	3.1.2- 35
3.1.2.3 特定重大事故等対処施設に係る現実的なプラント挙動	3.1.2- 63
3.1.2.4 重大事故時において特定重大事故等対処施設 を活用した場合のプラント挙動	3.1.2- 65
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(PRA)	
3.1.3.1 内部事象出力運転時 PRA	3.1.3- 3
3.1.3.2 内部事象停止時 PRA	3.1.3-238
3.1.3.3 地震出力運転時 PRA	3.1.3-239
3.1.3.4 津波出力運転時 PRA	3.1.3-415
3.1.3.5 被ばく評価	3.1.3-557
3.1.3.6 PRA により抽出された追加措置	3.1.3-598
3.1.3.7 PRA 改善に向けた取組み方針	3.1.3-599

3.1.4	安全裕度評価	
3.1.4.1	評価実施方法	3.1.4- 2
3.1.4.2	地震及び津波に対する評価	3.1.4-13
(1)	地震	3.1.4-13
(2)	津波	3.1.4-25
(3)	地震及び津波の重畳	3.1.4-40
3.1.4.3	安全裕度評価により抽出された追加措置	3.1.4-64
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	
3.2.1	中長期的な評価の目標及び目的	3.2- 1
3.2.2	中長期的な評価の実施方法	3.2- 1
3.2.3	安全因子レビューの結果	3.2-13
3.2.3.1	プラント設計	3.2-13
3.2.3.2	安全上重要な構築物、系統及び機器(SSC)の現状	3.2-17
3.2.3.3	機器の性能認定	3.2-24
3.2.3.4	経年劣化	3.2-28
3.2.3.5	決定論的安全解析	3.2-34
3.2.3.6	確率論的リスク評価	3.2-39
3.2.3.7	ハザード解析	3.2-46
3.2.3.8	安全実績	3.2-51
3.2.3.9	他プラント及び研究成果の利用	3.2-57
3.2.3.10	組織、マネジメントシステム及び安全文化	3.2-64
3.2.3.11	手順	3.2-75
3.2.3.12	人的要因	3.2-80
3.2.3.13	緊急時計画	3.2-87

3.2.3.14 環境への放射線影響	3.2-94
3.2.4 総合評価	3.2-98

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

「第 2 章 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」に示す、評価の実施時点における最新の文献、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。

3.1.1.2 確認方法

安全評価においては、「第 1 章 1.3 安全目標及び SSC に関する設計規則」に記載の適合のための設計方針で示された事象を考慮して設計した設備について、重大事故等対策においてアクセスルートを確保するうえでの想定並びに重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力として考慮している自然事象、外部人為事象（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を前提として評価を行っている。

安全評価の前提として考慮したこれらの内部事象及び外部事象については、「第 1 章 1.2 敷地特性」に記載した内容が根拠となっているため、評価の実施時点における最新の文献、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、「第 1 章 1.2 敷地特性」に記載した最新の発電用原子炉設置変更許可からの見直しの要否を確認し、内部事象及び外部事象に対する発電所の防護策が適切かを判断する。

3.1.1.3 内部事象及び外部事象に係る評価に必要な情報

(1) 情報の収集

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で用いた情報は、発電用原子炉設置変更許可申請で適用している法令・内規、基準・規格の改正、発行された情報及び評価で必要となる情報(気象情報、文献による情報等)を対象とした。

情報の収集期間は、川内原子力発電所 1 号炉の第 22 回施設定期検査終了日の翌日(2017 年 1 月 7 日)から評価時点となる第 25 回定期事業者検査終了日(2020 年 12 月 15 日)までとし、適用法令、適用基準及び適用規格以外で評価が必要となる情報(気象情報、文献による情報等)は、第 1 回届出書「第 3 章 3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価」及び本届出書「第 1 章 1.2 敷地特性」に記載の情報に応じて連続性を考慮して設定した。

なお、今回の評価対象とする事象は、IAEA 特定安全ガイド No.SSG-25「原子力発電所の定期安全レビュー」に記載の内部ハザード及び外部ハザードのリストを参考に、当該敷地の立地条件を踏まえ、川内原子力発電所において確認すべきと考えられるものを対象とした。第 3.1.1-1 表に SSG-25 に記載の内部ハザード及び外部ハザードと確認すべきと考えられる事象の整理選定結果を示す。

(2) 情報の抽出結果

内部事象及び外部事象に係る評価に必要な情報を第 3.1.1-2 表～第 3.1.1-28 表に示す。

なお、収集する情報のうち「第 2 章 2.2.2.4 安全に係る研究」、「第 2 章 2.2.2.7 国内外の規準等」及び「第 2 章 2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報」に該当するものについては、各事象に関連する情報を抜粋し再掲した。

3.1.1.4 内部事象及び外部事象に係る評価の結果

以下に内部事象及び外部事象に係る評価の確認結果を示す。

(1) 内部事象に係る評価

a. 内部火災

(a) 適用基準及び適用規格

内部火災に関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第 3.1.1-2 表に示す。

「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」について、高エネルギーアーク損傷に係る改正が平成 29 年 8 月 8 日に公布、施行され、工事計画認可申請を実施している。

それ以外については、火災発生防止、感知・消火、影響軽減に係る改正がなく、基本設計方針を変更する必要はないことを確認した。

(内部火災に関する適用基準及び適用規格)

イ 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

(制定 平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306195 号)

(改正 令和 2 年 3 月 31 日 原規技発第 20033110 号)

ロ 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針

(昭和 55 年 11 月 6 日原子力安全委員会決定、平成 19 年 12 月 27 日
原子力安全委員会一部改訂)

ハ JIS A 4201-1992 建築物等の避雷設備(避雷針)

(改正 平成 15 年 7 月 8 日 JIS A 4201-2003 建築物等の雷保護)

ニ 原子力発電所の火災防護規程(JEAC4626-2010)

(制定 平成 22 年 3 月 15 日)

- ホ 原子力発電所の火災防護指針(JEAG4607-2010)
(制定 昭和 60 年 10 月 31 日)
- ヘ 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061914 号)
(改正 平成 29 年 9 月 6 日原規技発第 1909069 号)
- ト 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
(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)
(改正 令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号)
- チ 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
(制定 平成 17 年 12 月 16 日 平成 17・12・15 原院第 5 号)
(改正 平成 23 年 10 月 7 日 平成 23・09・09 原院第 2 号)
- リ 建築基準法(昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号)
(改正 令和 2 年 6 月 10 日号 法律第 43 号)
- ヌ 建築基準法施行令(昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号)
(改正 令和 2 年 9 月 4 日 政令第 268 号)
- ル 高圧ガス保安法(昭和 26 年 6 月 7 日法律第 204 号)
(改正 令和元年 6 月 14 日号外法律第 37 号)
- ヲ 高圧ガス保安法施行令(平成 9 年 2 月 19 日政令第 20 号)
(改正 平成 29 年 7 月 20 日政令第 198 号)
- ワ 消防法(昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号)
(改正 平成 30 年 6 月 27 日号外法律第 67 号)
- カ 消防法施行令(昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号)
(改正 令和元年 12 月 13 日政令第 183 号)
- コ 消防法施行規則(昭和 36 年 4 月 1 日自治省令第 6 号)
(改正 令和 2 年 4 月 1 日号総務省令第 35 号)

- タ 危険物の規制に関する政令(昭和 34 年 9 月 26 日政令第 306 号)
(改正 平成元年 12 月 13 日政令第 183 号)
- レ 平成 12 年建設省告示第 1400 号 不燃材料を定める件
(改正 平成 16 年 9 月 29 日国土交通省告示第 1178 号)
- ロ 発電用火力設備の技術基準の解釈
(制定 平成 25 年 5 月 17 日 20130507 保局第 2 号)
(改正 令和元年 7 月 4 日 20190628 商局第 1 号)
- ヲ 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
(平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定、平成 21 年 3 月 9 日原子力安全委員会一部改訂)
- ネ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
(平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂)
- ナ JIS L 1091-1999 繊維製品の燃焼性試験方法
(制定 昭和 46 年 1 月 1 日)
- ラ 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)
(制定 昭和 59 年 9 月)
- ム 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)
(改定 昭和 62 年 8 月)
- ウ 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1991 追補版)
(改定 昭和 62 年 8 月)
- キ 原子力発電所 耐震設計技術指針(JEAG4601-2007)
(改定 平成 19 年 9 月 5 日)

- ノ 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-2015)
(改定 平成 28 年 12 月 13 日 2016 追補版)
- オ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
(JSME S NC1-2005/2007/2012)
- ク “Fire Dynamics Tools (FDT^S) : Quantitative Fire Hazard Analysis
Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection
Inspection Program,” NUREG-1805、December 2004
- ヤ IEEE Std 1202-1991 垂直トレイ燃焼試験
(改正 IEEE Std 1202-2006)
- マ IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験
(改正 IEEE Std 383-2015)
- ケ Underwriters Laboratories UL 1581 (Fourth Edition) 1080.VW-1 垂直
燃焼試験
- フ 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)
- コ 産業安全研究所 工場電気設備防爆指針(ガス蒸気防爆 2006)
(NIIS-TR-NO.39(2006))
- エ 電池工業会 蓄電池室に関する設計指針(SBA G 0603-2001)
(改正 電池工業会 蓄電池室－蓄電池設備に関する技術指針
(SBA G 0603-2012))

(b) 内部火災影響評価の確認

「火災防護計画(基準)」及び「火災防護計画(要領)」に基づき、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、火災の影響軽減対策を行うこととしている。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a)項の適用基準及び適用規格のうち、「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」における高エネルギーーク損傷に係る改正内容を踏まえた工事計画認可申請を実施しており、これ以外に新たに反映すべき知見がないことを確認した。

また、(b)項のとおり、火災区域・火災区画ごと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ついて見直しをする必要はない。

b. 内部溢水

(a) 適用基準及び適用規格

内部溢水に関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第3.1.1-3表に示す。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「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」について、溢水源及び溢水量の設定等に係る改正が平成30年2月20日に公布、施行され、設置変更許可申請及び工事計画認可申請を実施している。

それ以外は、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がなく、基本設計方針を変更する必要がないことを確認した。

(内部溢水に関する適用基準及び適用規格)

イ 土木学会 2002 年 コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕

(統合・改訂 土木学会 2017 年 コンクリート標準示方書〔設計編〕)

ロ 日本建築学会 2010 年 各種合成構造設計指針・同解説

ハ 日本港湾協会 2007 年 港湾の施設の技術上の基準・同解説

(改訂 平成 30 年 5 月)

ニ 日本道路協会 平成 14 年 3 月 道路橋示方書・同解説 (I 共通編・IV 下部構造編)

(改訂 2017 年 11 月 22 日 道路橋示方書・同解説 I 共通編)

(改訂 2017 年 11 月 22 日 道路橋示方書・同解説 IV 下部構造編)

(改訂 2017 年 11 月 22 日 道路橋示方書・同解説 V 耐震設計編)

ホ 防波堤の耐津波設計ガイドライン(国土交通省港湾局 平成 25 年 9 月)

(改訂 平成 27 年 12 月 22 日)

ヘ 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド

(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061913 号)

(改定 令和元年 9 月 6 日原規技発第 1909069 号)

ト 耐津波設計に係る工認審査ガイド

(平成 25 年 6 月 19 日原管地発第 1306196 号)

(改定 令和 2 年 3 月 31 日原規技発第 20033110 号)

チ 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

(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)

(改正 令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号)

リ 建築基準法(昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号)

(改正 令和 2 年 6 月 10 日号 法律第 43 号)

- ヌ 建築基準法施行令(昭和 25 年 11 月 16 日政令第 338 号)
(改正 令和 2 年 9 月 4 日 政令第 268 号)
- ル 消防法(昭和 23 年 7 月 24 日法律第 186 号)
(改正 平成 30 年 6 月 27 日号外法律第 67 号)
- ヲ 消防法施行令(昭和 36 年 3 月 25 日政令第 37 号)
(改正 令和元年 12 月 13 日政令第 183 号)
- ワ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
(平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会一部改訂)
- カ JIS B 1082-2009 ねじの有効断面積及び座面の負荷面積
- コ JIS C 0920-2003 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)
- ク JIS G 3475-2014 建築構造用炭素鋼鋼管(改正 JIS G 3475-2016)
- ケ 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)
- コ 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)
(改定 JEAG4601-2015)
- セ 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1991 追補版)
- タ 原子力発電所の火災防護指針(JEAG4607-2010)
- チ 原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG4613-1998)
- ツ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2005/2007/2012)
- テ ステンレス構造建築協会 2001 年 ステンレス建築構造設計基準・同解説【第 2 版】
- ト ターボ機械協会基準「ポンプ吸込水槽の模型試験方法(TSJ S 002-2005)」
(改訂 2019 年 4 月 12 日)

ノ 日本建築学会 1999 年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説—許容
応力度設計法—

(改訂 2018 年 12 月 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説)

オ 日本建築学会 2004 年 建築物荷重指針・同解説(改定 2015 年 2 月)

ク 日本建築学会 2005 年 鋼構造設計規準—許容応力度設計法—

(改訂 2019 年 10 月 鋼構造許容応力度設計規準)

ヤ 日本建築学会 2005 年 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同
解説(改訂 2013 年 9 月 4 日)

マ 日本建築学会 2012 年 鋼構造接合部設計指針

ケ 日本水道協会 1997 年版 水道施設耐震工法指針・解説

フ 日本水道協会 1997 年 水道施設耐震工法指針・解説(改訂 2009 年)

コ 日本道路協会 平成 14 年 3 月 道路橋示方書・同解説(Ⅰ共通編・Ⅲコ
ンクリート橋編)

(改訂 2017 年 11 月 22 日 道路橋示方書・同解説 Ⅰ共通編)

(改訂 2017 年 11 月 22 日 道路橋示方書・同解説 Ⅲコンクリート橋・
コンクリート部材編)

エ プレストレスト・コンクリート建設業協会 2004 年道路橋用プレストレストコ
ンクリート橋げた 設計・製造便覧 (JIS A 5373-2004)

(改正 プレキャストプレストレストコンクリート JIS A 5373-2016)

(b) 溢水影響評価の確認

「非常事態対策基準」及び「非常事態対策要領」に基づき、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。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a)項の適用基準及び適用規格のうち、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「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」における溢水源及び溢水量の設定等に係る改正内容を踏まえた設置変更許可申請及び工事計画認可申請を実施しており、これ以外に新たに反映すべき知見がないことを確認した。

また、(b)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ついて見直しをする必要はない。

c. 配管ホィップ

(a) 適用基準及び適用規格

配管ホィップに関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第3.1.1-4表に示す。これらについては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の材料選定、強度設計、配管破損を想定した動的影響を踏まえた発電用原子炉施設の機能喪失を防止するための配置上の考慮に関する改正はなく、配管ホィップに係る基本設計方針を変更する必要がないことを確認した。

(配管ホィップに関する適用基準及び適用規格)

イ 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

(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)

(改正 令和2年1月23日 原子力規制委員会規則第3号)

ロ 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

(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)

(改正 令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号)

ハ 原子力発電所配管破損防護設計技術指針(JEAG4613-1998)

(b) 配管ホイップの影響についての措置

配管ホイップに関する発電所の防護策に係る設備改造等を行う場合は、「設計・調達管理基準」、「調達管理要領」及び「設計管理要領」において、設備に応じた供給者に対する品質保証上の要求事項を明確化し設計・調達管理を行い、設計段階において、関連する適用基準及び適用規格を参照し、安全性を損なわない設計を行うこととしている。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a) 項の適用基準及び適用規格に新たに反映すべき知見はなく、(b) 項のとおり、配管ホイップの影響については、設計段階において必要な措置が講じられていることから、安全評価の前提となっている配管ホイップについて見直しをする必要はない。

d. 内部ミサイル

(a) 適用基準及び適用規格

内部ミサイルに関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第 3.1.1-5 表に示す。これらについては、高速回転機器の損壊により飛散物とならないよう保護装置を設ける等オーバースピードとならない設計、定格回転速度が非常に高速である設備については、仮想的に損壊することを想定した影響評価に関する改正はなく、内部ミサイルに係る基本設計方針を変更する必要がないことを確認した。

(内部ミサイルに関する適用基準及び適用規格)

イ 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

(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)

(改正 令和 2 年 1 月 23 日原子力規制委員会規則第 3 号)

ロ 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

(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)

(改正 令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号)

ハ 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令

(平成 9 年 3 月 27 日通商産業省令第 51 号)

(改正 平成 26 年 11 月 5 日経済産業省令第 55 号)

ニ 発電用火力設備の技術基準の解釈

(平成 25 年 5 月 17 日 20130507 商局第 2 号)

(改正 令和元年 9 月 7 日 20190628 保局第 1 号)

ホ タービンミサイル評価について

(昭和 52 年 7 月 20 日原子力安全委員会 原子炉安全専門審査会)

(b) 内部ミサイルの影響を考慮した措置

内部ミサイルに関する発電所の防護策に係る設備改造等を行う場合は、「設計・調達管理基準」、「調達管理要領」及び「設計管理要領」において、設備に応じた供給者に対する品質保証上の要求事項を明確化し設計・調達管理を行い、設計段階において、関連する適用基準及び適用規格を参照し、安全性を損なわない設計を行うこととしている。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a) 項の適用基準及び適用規格に新たに反

映すべき知見はなく、(b)項のとおり、内部ミサイルの影響については、設計段階において必要な措置が講じられていることから、安全評価の前提となっている内部ミサイルについて見直しをする必要はない。

e. 重量物落下

(a) 適用基準及び適用規格

重量物落下に関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第3.1.1-6表に示す。これらについては、燃料体等の落下防止機能(二重ワイヤ、駆動源喪失時の保持機能等)及び燃料体等・重量物の落下時における防護対策(ステンレス鋼内張り厚さの確保等)に関する改正はなく、重量物落下に係る基本設計方針を変更する必要がないことを確認した。

(重量物落下に関する適用基準及び適用規格)

イ 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

(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)

(改正 令和2年1月23日 原子力規制委員会規則第3号)

ロ 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

(平成25年6月19日原規技発第1306194号)

(改正 令和2年1月15日原規技発第2001159号)

(b) 重量物落下の影響を考慮した措置

重量物落下に関する発電所の防護策の設備改造等を行う場合は、「設計・調達管理基準」、「調達管理要領」及び「設計管理要領」において、設備に応じた供給者に対する品質保証上の要求事項を明確化し設計・調達管理を行い、設計段階において、関連する適用基準及び適用規格を参照し、

安全性を損なわない設計を行うこととしている。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a)項の適用基準及び適用規格に新たに反映すべき知見はなく、(b)項のとおり、重量物落下の影響については、設計段階において必要な措置が講じられていることから、安全評価の前提となっている重量物落下について見直しをする必要はない。

f. 蒸気放出

(a) 適用基準及び適用規格

蒸気放出に関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第 3.1.1-7 表に示す。これらについては、蒸気影響評価、蒸気影響を緩和する設備の設置(蒸気漏えい早期検知システム、ターミナルエンド部防護カバーの設置又は配置上の考慮)等に係る改正がなく、基本設計方針を変更する必要がないことを確認した。

(蒸気放出に関する適用基準及び適用規格)

イ 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

(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)

(改正 令和 2 年 1 月 23 日 原子力規制委員会規則第 3 号)

ロ 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

(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)

(改正 令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号)

ハ 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド

(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 13061913 号)

(改定 令和元年 9 月 6 日原規技発第 1909069 号)

(b) 蒸気放出の影響を考慮した措置

蒸気放出に関する発電所の防護策の設備改造等を行う場合は、「設計・調達管理基準」、「調達管理要領」及び「設計管理要領」に基づき、設備に応じた供給者に対する品質保証上の要求事項を明確化し設計・調達管理を行い、設計段階において、関連する適用基準及び適用規格を参照し、安全性を損なわない設計を行うこととしている。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a)項の適用基準及び適用規格に新たに反映すべき知見はなく、(b)項のとおり、蒸気放出の影響については、設計段階において必要な措置が講じられていることから、安全評価の前提となっている蒸気放出について見直しをする必要はない。

g. 爆発

(a) 適用基準及び適用規格

水素爆発に関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第3.1.1-8表に示す。これらについては、水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止対策(水素濃度低減機能、水素濃度監視機能等)に関する改正はなく、基本設計方針を変更する必要がないことを確認した。

(爆発に関する適用基準及び適用規格)

イ 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

(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)

(改正 令和2年1月23日 原子力規制委員会規則第3号)

- ロ 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
(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)
(改正 令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号)

(b) 爆発の影響を考慮した措置

爆発に関する発電所の防護策の設備改造等を行う場合は、「設計・調達管理基準」、「調達管理要領」及び「設計管理要領」に基づき、設備に応じた供給者に対する品質保証上の要求事項を明確化し設計・調達管理を行い、設計段階において、関連する適用基準及び適用規格を参照し、安全性を損なわない設計を行うこととしている。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a) 項の適用基準及び適用規格に新たに反映すべき知見はなく、(b) 項のとおり、爆発の影響を考慮した措置が講じられていることから、安全評価の前提となっている爆発について見直しをする必要はない。

h. 振動

(a) 適用基準及び適用規格

振動(流体振動又は温度変動による損傷)に関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第 3.1.1-9 表に示す。これらについては、1 次冷却材又は 2 次冷却材の循環、沸騰その他の挙動により生ずる流体振動若しくは温度差のある流体の混合その他の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする上で考慮するための配管内円柱状構造物の流体振動評価、配管高サイクル熱疲労に関する評価に関する改正はなく、基本設計

方針を変更する必要がないことを確認した。

(振動に関する適用基準及び適用規格)

イ 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

(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)

(改正 令和 2 年 1 月 23 日 原子力規制委員会規則第 3 号)

ロ 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

(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)

(改正 令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号)

ハ 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S 012-1998)

ニ 配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針(JSME S 017-2003)

(b) 振動(流体振動又は温度変動による損傷)の影響を考慮した措置

振動に関する発電所の防護策の設備改造等を行う場合は、「設計・調達管理基準」、「調達管理要領」及び「設計管理要領」に基づき、設備に応じた供給者に対する品質保証上の要求事項を明確化し設計・調達管理を行い、設計段階において、関連する適用基準及び適用規格を参照し、安全性を損なわない設計を行うこととしている。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a)項の適用基準及び適用規格に新たに反映すべき知見はなく、(b)項のとおり、振動(流体振動又は温度変動による損傷)の影響を考慮した措置が講じられていることから、安全評価の前提となっている振動について見直しをする必要はない。

(2) 外部事象に係る評価

a. 敷地特性

(a) 敷地の概況

評価の実施時点における発電所敷地の概況は、「1.2.2.1 敷地」のとおりである。発電所敷地概況図を確認した結果、敷地レイアウトの変更をしているものの、敷地レベルの大きな変更はないことを確認した。

(b) 敷地周辺の地形

第 3.1.1-10 表のとおり、国土地理院 2 万 5 千分の 1 地形図及び国土交通省より入手した主な事業の工事状況及び川内川改修計画を確認した結果、評価期間において、敷地周辺の地形及び、発電所周辺区域のダム、貯水池、河川の新設、変更がないことを確認した。

(c) 敷地周辺における地滑り地形他の分布

第 3.1.1-10 表のとおり、土砂災害警戒区域等マップを確認した結果、評価期間において、川内原子力発電所に影響を及ぼすような地滑りの素因となる地形が存在しないことを確認した。

(d) 敷地周辺の浸水想定区域

第 3.1.1-10 表のとおり、国土交通省より入手した川内川水系洪水浸水想定区域図を確認した結果、評価期間において、発電所周辺の地形図及び浸水想定区域に大きな変更がなく、発電所に影響を及ぼすような浸水がないことを確認した。

(e) 確認結果

評価期間において、敷地の概況及び敷地周辺の地形図に関する情報を確認した結果、安全評価の前提となっている敷地特性について見直しをする必要がない。

b. 気象

(a) 風(台風)

第 3.1.1-11 表のとおり、最寄の気象官署(鹿児島地方気象台、阿久根特別地域気象観測所、枕崎特別地域気象観測所)の観測記録に基づき、敷地付近で観測された最大瞬間風速を確認した。

第 3.1.1-1 図に、最大瞬間風速の時間的な推移について確認した結果を示す。収集期間における敷地付近で観測された最大瞬間風速は、発電用原子炉設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月 8 日付発本原第 86 号、平成 26 年 9 月 10 日付け原規規発第 1409102 号にて許可)(以下、設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)という。)に記載の枕崎特別地域気象観測所の 62.7m/s(1945 年 9 月 17 日)を超えていないことを確認した。

また、第 3.1.1-11 表のとおり、「地球温暖化対策に資するアンサンブル気候予測データベース」を用いた気候変動評価結果に基づき、風(台風)に関する現在気候からの将来変化量を確認した。風(台風)に関する気候変動評価においては、使用可能な将来予測データの制約により、1 時間風速により評価を行った。第 3.1.1-2 図に、1 時間風速の年最大値の気候変動評価の確認結果を示す。現在気候と大きな変化はなく、ハザードの想定として変わらないことを確認した。

(b) 最高気温

第 3.1.1-11 表のとおり、最寄の気象官署(鹿児島地方気象台、阿久根特別地域気象観測所、枕崎特別地域気象観測所)の観測記録に基づき、敷地付近で観測された最高気温を確認した。

第 3.1.1-1 図に、最高気温の時間的な推移について確認した結果を示す。収集期間における敷地付近で観測された最高気温は、鹿児島地方気象台の 37.4℃(2016 年 8 月 22 日)であることを確認した。

また、第 3.1.1-11 表のとおり、「地球温暖化対策に資するアンサンブル気候予測データベース」を用いた気候変動評価結果に基づき、最高気温に関する現在気候からの将来変化量を確認した。第 3.1.1-2 図に、日最高気温の年最大値の気候変動評価の確認結果を示す。ハザードの想定としては少し大きくなる予測であるものの、ハザードの想定が直ちに変更が必要でない程度の変化量であることを確認した。

(c) 最低気温(凍結)

第 3.1.1-11 表のとおり、最寄の気象官署(鹿児島地方気象台、阿久根特別地域気象観測所、枕崎特別地域気象観測所)の観測記録に基づき、敷地付近で観測された最低気温を確認した。

第 3.1.1-1 図に、最低気温の時間的な推移について確認した結果を示す。収集期間における敷地付近で観測された最低気温は、設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)に記載の鹿児島地方気象台の -6.7℃(1923 年 2 月 28 日)を下まわらないことを確認した。

また、第 3.1.1-11 表のとおり、「地球温暖化対策に資するアンサンブル気候予測データベース」を用いた気候変動評価結果に基づき、最低気温に関する現在気候からの将来変化量を確認した。第 3.1.1-2 図に、日最低気温の

年最大値の気候変動評価の確認結果を示す。ハザードの想定としては弱くなる予測であることを確認した。

(d) 降水

第 3.1.1-11 表のとおり、最寄の気象官署(鹿児島地方気象台、阿久根特別地域気象観測所、枕崎特別地域気象観測所)の観測記録に基づき、敷地付近で観測された日最大 1 時間降水量を確認した。

第 3.1.1-1 図に、日最大 1 時間降水量の時間的な推移について確認した結果を示す。収集期間における敷地付近で観測された日最大 1 時間降水量は、設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)に記載の枕崎特別地域気象観測所の 127.0mm(2000 年 6 月 25 日)を超えていないことを確認した。

また、第 3.1.1-11 表のとおり、「地球温暖化対策に資するアンサンブル気候予測データベース」を用いた気候変動評価結果に基づき、降水に関する現在気候からの将来変化量を確認した。第 3.1.1-2 図に、1 時間降水量の年最大値の気候変動評価の確認結果を示す。ハザードの想定としては少し大きくなる予測であるものの、ハザードの想定が直ちに変更が必要でない程度の変化量であることを確認した。

(e) 積雪

第 3.1.1-11 表のとおり、最寄の気象官署(鹿児島地方気象台)の観測記録に基づき、敷地付近で観測された積雪深さの月最大値を確認した。

第 3.1.1-1 図に、積雪深さの月最大値の時間的な推移について確認した結果を示す。収集期間における敷地付近で観測された積雪深さの日最大値は、設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)に記載

載の阿久根特別地域気象観測所の 38cm(1963 年 1 月 25 日)を超えていないことを確認した。

(f) 高潮

第 3.1.1-11 表のとおり、最寄の験潮場(阿久根験潮場)の観測記録により、収集期間における敷地付近で観測された最高潮位は、設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)に記載の T.P.(東京湾平均海面)+2.12m(2012 年 9 月 17 日:台風 16 号)を超えていないことを確認した。

(g) 落雷

第 3.1.1-11 表のとおり、当社の落雷位置評定システムの観測結果を基に、川内原子力発電所を含む 3km 四方のエリアで発生した落雷の最大雷撃電流値は、141kA であることを確認した。雷ハザードの経年的な傾向についても、有意な上昇傾向等は得られなかった。ハザードの想定を見直す必要がないことを確認した。

(h) 安全解析に使用する気象条件

第 3.1.1-11 表のとおり、発電所の気象観測装置による観測結果に基づき、風向出現頻度(16 方位)及び風速階級出現頻度(11 階級)について、敷地内観測点(標高 75m)の最近 10 年間(2010 年 4 月～2020 年 3 月)の気象資料と安全解析に使用した 1986 年 4 月から 1987 年 3 月までの 1 年間の気象資料との F 分布検定を行った。この結果、有意水準 5%で棄却されたものは 27 項目中 1 項目であり、安全解析に使用した気象資料は最近の気象状態と比較して同等と判断でき、評価条件、評価方針等の見直しをする必要

はない。

(i) 確認結果

評価期間において、最寄の気象官署の測定記録及び発電所の気象観測装置による観測記録を確認した結果、安全評価の前提となっている気象について見直しをする必要はない。

c 水理

(a) 海水温度

第 3.1.1.12 表のとおり、発電所の取水口海水温度観測記録により、収集期間における海水温度の年間平均温度は、設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)に記載の年間平均温度と同等であり、安全評価の前提となる海水温度条件の見直しをする必要がないことを確認した。なお、収集期間における海水温度の最大値(瞬時値)として、32.0℃を観測していることから、安全解析の結果に与える影響について、以下のとおり検討を行った。

安全解析においては、1971 年 9 月から 1972 年 8 月までの 1 年間の海水温度をもとに、海水温度を 30℃として解析を実施している。海水温度は、再循環運転や余熱除去運転時の入力としているが、これらの運転開始時点には、評価項目である燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力は既に最高値に到達し低下していることから、海水温度が安全解析の結果に影響を及ぼさないことを確認した。

(b) 潮位

第 3.1.1-12 表のとおり、最寄の験潮場(阿久根験潮場)の測定記録により、

収集期間における敷地付近で観測された潮位は、設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)に記載の串木野漁港の潮位観測記録と同等であり、安全評価の前提となる潮位条件の見直しをする必要がないことを確認した。

(c) 確認結果

評価期間において、発電所の取水口海水温度観測記録及び最寄りの検潮所の測定記録を確認した結果、安全評価の前提となっている水理について見直しをする必要はない。

d. 生物

(a) 海生生物

第 3.1.1-13 表のとおり、「川内原子力発電所 技術基準」に基づく、発電所の周辺海域モニタリング調査における発電所周辺の生物の調査の結果、評価期間において、過去の調査結果の変動の範囲内であることを確認した。また、周辺海域において、クラゲ等の来襲により安全施設の安全機能が損なわれた実績はなく、海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の来襲の想定に変更がないことを確認した。

(b) 植生

第 3.1.1-13 表のとおり、現地調査、目視確認等の結果、評価期間において、発電所周辺の樹種の植生の状況について、変更がないことを確認した。

(c) 確認結果

評価期間において、海生生物及び植生に関する情報を確認した結果、安

全評価の前提となっている生物について見直しをする必要はない。

c. 社会環境

(a) 人口分布

評価の実施時点における人口分布は、「1.2.1.2 人口」のとおりである。第 3.1.1-14 表のとおり、薩摩川内市及びいちき串木野市における人口及び人口密度の推移結果、発電所周辺の方位別人口分布を確認した結果、発電所周辺の人口分布は減少傾向であり、大きく変化するような変更がないことを確認した。

(b) 産業活動

第 3.1.1-14 表のとおり、薩摩川内市から入手した防災計画を基に近隣の産業施設について、新設、増設等の変更がなかったことを確認し、評価期間において、近隣産業施設の立地、施設内容の状況に変更がないことを確認した。

(c) 交通運輸

第 3.1.1-14 表のとおり、川内原子力発電所周辺地域の幹線道路、鉄道路線に変更がないこと及び発電所港湾内に入港する船舶の状況に変更がないことを確認した。

また、「航空路誌」(2020 年 3 月 26 日版 国土交通省航空局)及び「航空機落下事故に関するデータ」(令和元年 12 月 原子力規制委員会)を確認した結果、評価期間において、航空機落下確率評価の前提となっている航空路及び航空機落下事故データについて、既評価の見直しをする必要のないことを確認した。

(d) 確認結果

評価期間において、人口分布及び産業活動、交通運輸に関する情報を確認した結果、安全評価の前提となっている社会環境について見直しをする必要はない。

f. 天文

(a) 隕石

第 3.1.1-15 表のとおり、アメリカ航空宇宙局隕石データに基づき、隕石が川内原子力発電所に衝突する確率の概略計算では、 1.34×10^{-10} であり、事象の発生頻度が非常に低く、既評価と同等であることを確認した。

(b) 太陽フレア、磁気嵐

太陽フレアによる磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが、日本では、磁気緯度、大地抵抗率の条件から地磁気変動が電力系統に影響を及ぼす可能性は極めて小さく、その影響は欧米に比べて無視しうる程度である。

また、太陽フレアによる電磁波障害については、上記の通りわが国における影響は極めて小さいことを鑑みれば、安全保護回路等には、落雷や電磁波対策を行い、鋼製筐体に収納され、遮蔽されていることから、これらの対策に包絡される。

なお、これまで国内で問題になったことはない。

(c) 確認結果

評価期間において、隕石及び太陽フレア、磁気嵐に関する情報を確認した結果、安全評価の前提となっている天文について見直しをする必要はない。

い。

g. 電磁的障害

(a) 適用基準及び適用規格

電磁的障害に関する適用基準及び適用規格の改正内容とその影響を第 3.1.1-16 表に示す。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、電磁的障害に係る基本設計方針を変更する必要がないことを確認した。

(電磁的影響に関する適用基準及び適用規格)

イ 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

(平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)

(改正 令和 2 年 1 月 23 日原子力規制委員会規則第 3 号)

ロ 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

(平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号)

(改正 令和 2 年 1 月 15 日原規技発第 2001159 号)

ハ 試験及び測定技術—電氣的ファストランジェント／バーストイミュニティ試験 (JIS S 61000-4-4)

(b) 電磁的障害の影響についての措置

電磁的障害に関する発電所の防護策の設備改造等を行う場合は、「設計・調達管理基準」、「調達管理要領」及び「設計管理要領」に基づき、設備に応じた供給者に対する品質保証上の要求事項を明確化し設計・調達管理を行い、設計段階において、関連する適用基準及び適用規格を参照し、安全性を損なわない設計を行うこととしている。

(c) 確認結果

評価の実施時点において、(a)項の基本方針に新たに反映すべき知見はなく、(b)項のとおり、電磁的障害の影響については、設計段階において必要な措置が講じられていることから、安全評価の前提となっている電磁的障害について見直しをする必要はない。

h. 地盤

(a) 地質・地質構造

第 3.1.1-17 表のとおり、原子力施設の耐震に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、既存評価を見直すような知見がないことを確認した。

(b) 確認結果

評価期間において、大規模な地殻変動を伴うような地震の発生はなく、敷地周辺の調査、敷地近傍の調査、敷地の調査、発電用原子炉施設設置位置付近の調査の結果に変更がないことから、安全評価の前提となっている地盤について見直しをする必要はない。

i. 地震

(a) 活断層評価

第 3.1.1-17 表のとおり、原子力施設の耐震に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、活断層長さ及び規模、敷地内破砕帯について既評価値を見直すような知見がないことを確認した。

(b) 基準地震動 S_s

第 3.1.1-17 表のとおり、原子力施設の耐震に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームによる報告書を踏まえた設置許可基準等の改正が予定されており、設置変更許可等の手続きを実施していく。

それ以外については、評価期間において、地震動規模の見直しや追加に係る新知見はなく、既評価値を見直すような知見がないことを確認した。

なお、川内原子力発電所の設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)において基準地震動の超過確率を評価した確率論的地震ハザードに対し、高度化を図り、より現実的なハザードの設定を行った。

(c) 確率論的地震ハザード評価の高度化

イ 評価方針

確率論的地震ハザード評価については、日本原子力学会(2015)の方法に基づき、以下の流れで検討した。

ロ ハザード評価

(イ) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

i 特定震源モデル

基本的に川内原子力発電所敷地から 100km 程度以内にある「新編 日本の活断層」に掲載されている確実度 I 及び II の活断層、地震調査研究推進本部の長期評価等を踏まえてモデル化し、敷地に

影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果に基づいてモデル化した。

特定震源モデルは、文献又は活動度に応じて奥村・石川(1998)に基づき設定した年平均変位速度と、断層長さから松田(1975)の関係式により求めた一回の地震によるすべり量を用いて平均発生頻度を設定し、ポアソン過程により発生確率を評価する。活動度が不明な場合は、海域の活断層は活動度 B 級、陸域の活断層は活動度 C 級とする。また、最新活動時期が不明で平均活動間隔が確認できる場合は、平均活動間隔から発生頻度を求め、ポアソン過程により発生確率を評価する。平均活動間隔に加え最新活動時期が確認できる場合は、地震の発生間隔が BPT 分布に従うと仮定して発生確率を評価する。

第 3.1.1-3 図に敷地周辺の主な活断層の図を、第 3.1.1-18 表に主な活断層の震源モデルの諸元を示す。また、第 3.1.1-4 図に主な活断層の応答スペクトルを示す。

第 3.1.1-5 図にその他の活断層の図を、第 3.1.1-19 表にその他の活断層の諸元を示す。

なお、プレート間地震及び海洋プレート内地震は、川内原子力発電所から震源域まで 100km 以上の距離があるため、プレート間地震及び海洋プレート内地震による揺れの影響は内陸地殻内地震による揺れよりも小さいと判断し、モデル化の対象としない。

ii 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原(1991)、垣見ほか(2003)及び地震調査委員会(2018)の領域区分に基づいたサイトから 100km 以内の領域並びに地震調査委員会(2002)の領域を区分しない方法に

基づいたサイトから 150km 以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値等をもとに設定した。第 3.1.1-6 図に萩原(1991)、垣見ほか(2003)、地震調査委員会(2018)及び領域を区分しない方法の領域区分の図を示す。また、第 3.1.1-7 図に川内原子力発電所周辺の各領域区分と地震発生状況の図を示し、これに対応する各領域の諸元を第 3.1.1-20 表に示す。参考として地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及び b 値に関する図を第 3.1.1-8 図に示す。

(ロ) 地震動伝ばモデルの設定

地震動伝ばモデルとしては Noda et al.(2002)による距離減衰式を用いることとし、距離減衰式のばらつきは、自然対数標準偏差 0.53 と設定する。基準地震動の策定では、Noda et al.(2002)における観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正は適用していないが、確率論的地震ハザード評価では、ロジックツリーにおいて、観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正の有無を考慮する。観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正を第 3.1.1-9 図に示す。

また、地震ハザード曲線に対する寄与度が大きい甕断層帯甕区間による地震については、Noda et al.(2002)による距離減衰式に加えて、断層モデルを用いた手法をロジックツリーに考慮する。断層モデルを用いた手法は、短周期帯に九州西側海域の地震(1984年8月15日、M5.5)の観測記録を要素地震とした Dan et al.(1989)に基づく経験的グリーン関数法、長周期帯に Hisada(1994)に基づく理論的方法を用いたハイブリッド合成法による評価を行う。要素地震の

震源パラメータを第 3.1.1-21 表に示す。断層パラメータの不確かさに伴う地震動評価結果のばらつきについては、モンテカルロシミュレーション(以下、MCS という。)により評価する。断層パラメータは、基準地震動の策定における基本震源モデルを参照し、アスペリティの平均応力降下量、背景領域の実効応力、アスペリティ位置及び破壊開始点について、不確かさを考慮する。基準地震動の策定における基本震源モデルを第 3.1.1-10 図に、不確かさを考慮するパラメータを第 3.1.1-22 表に示す。断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の中央値を第 3.1.1-11 図に、ばらつきを第 3.1.1-12 図に示す。確率論的地震ハザード評価において、断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のばらつきは、周期 0.5 秒までの自然対数標準偏差の平均値を参照し、全周期帯において 0.40 と設定する。

地下構造については、地質調査結果、地震観測記録及び微動アレイ探査結果等により、地下構造に特異な増幅特性が見られないことから、水平成層とする。解放基盤表面の S 波速度は 1.5km/s、P 波速度は 3.2km/s と設定する。また、断層モデルを用いた手法による地震動評価のうち、長周期帯における理論的方法による評価に用いる解放基盤表面以深の地下構造モデルは、試掘坑内弾性波試験の調査結果、微動アレイ探査から推定された地盤のせん断波速度構造、宮腰ほか(2004)及び地震調査委員会(2003)を参考に設定する。設定した地下構造モデルを第 3.1.1-23 表に示す。

(ハ) ロジックツリーの作成

日本原子力学会(2015)に示される専門家活用水準 1 を採用し、震源モデル及び地震動伝ばモデルの設定において、選定した認識

論的不確実さの要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を考慮して、ロジックツリーを作成した。考慮した不確実さを第 3.1.1-24 表に示す。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層（甑断層帯甑区間、市来断層帯市来区間、市来断層帯甑海峡中央区間）については、基準地震動策定における地質調査、地震調査委員会(2013)の知見反映、考慮した不確かさを詳細にロジックツリーに展開し、評価した。また、地震ハザード曲線に対する寄与度が大きい甑断層帯甑区間による地震について、アスペリティ位置に関する不確実さをロジックツリーに展開し、評価した。作成したロジックツリーを第 3.1.1-13 図に、ロジックツリーで考慮した分岐の根拠及び重みの考え方を第 3.1.1-25 表に示す。

ハ ハザード曲線の作成

(イ) 地震ハザード曲線

上記により作成した平均地震ハザード曲線を第 3.1.1-14 図に、特定震源モデルによる地震ハザード曲線の内訳を第 3.1.1-15 図に示す。第 3.1.1-15 図より、特定震源の地震ハザード曲線において、甑断層帯甑区間による地震の寄与度が高い。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.1.1-16 図に示し、距離減衰式に対する観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正の有無を第 3.1.1-17 図及び第 3.1.1-18 図に示す。

(ロ) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第 3.1.1-19 図に示す。基準地震動 S_s の年超過

確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの平均地震ハザード曲線を第 3.1.1-20 図に示す。特定震源 + 距離減衰式に対する平均地震ハザード曲線、領域震源 + 距離減衰式に対する平均地震ハザード曲線及び全体のロジックツリーによる平均地震ハザード曲線を比較したものを第 3.1.1-21 図に示す。

(ハ) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は年超過確率 10^{-4} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬波とし、経時特性を基準地震動の策定と同様に Noda et al.(2002)に基づき地震規模 $M=7.0$ 、等価震源距離 $X_{eq}=10\text{km}$ とした。年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波を第 3.1.1-22 図に示す。

(d) 確認結果

評価期間において、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から、供用中に耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による地震動(基準地震動)の想定に変更がないため、安全評価の前提となっている地震について見直しをする必要はない。

なお、「震源を特定せずに策定する地震動」について、今後、設置許可基準規則及び審査ガイド等が改正予定であることを確認した。今後、設置変更許可等の手続きを実施していく予定である。

また、川内原子力発電所の設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請、平成 26 年 9 月許可)において基準地震動の超過確率を評価した確率論的

地震ハザードに対し、高度化を図り、より現実的なハザードの設定を行った。
本確率論的地震ハザード評価結果については、「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」における特重施設に関する評価において使用する。

j. 原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性

(a) 原子炉建屋基礎地盤の安定性

第 3.1.1-17 表のとおり、原子力施設の耐震に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、基礎地盤の安定性について、既評価値を下回る可能性を示すような知見はなく、過去の地震履歴を調査した結果、大規模な地殻変動を伴う地震はなく、また、工事実績を確認した結果、発電所の地形の変更を伴うような大規模な工事はないことから、既評価値を見直すような知見がないことを確認した。

(b) 地震随伴事象(周辺斜面)に対する安定性

第 3.1.1-17 表のとおり、原子力施設の耐震に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、既評価値を見直すような知見がなく、周辺斜面の安定性、津波水位について既評価値を下回る可能性及び安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こさないことを確認した。

(c) 確認結果

評価期間において、大規模な地殻変動を伴う地震、発電所周辺の地形の変更を伴うような大規模な工事はなく、基準地震動による地震力に対して、基礎地盤が十分な安定性を持つこと及び周辺斜面が対象施設の安全機能

に重大な影響を与えるような崩壊を起こさないことを確認しており、安全評価の前提となっている原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性について見直しをする必要はない。

k. 津波

(a) 地震随件事象に対する安全性

第 3.1.1-26 表のとおり、原子力施設の耐津波に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、地すべり及び斜面崩壊に伴う津波について、既評価値を見直すような知見がないことを確認した。

(b) 確認結果

評価期間において、地震に伴う津波、地震以外を要因とする津波及びこれらの組合せによる津波の想定に変更はなく、供用中に設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波(基準津波)の想定に変更がないことから、安全評価の前提となっている津波について見直しをする必要はない。

l. 竜巻

(a) 竜巻

第 3.1.1-27 表のとおり、竜巻の発生実績、発生メカニズム、性状(発達、衰退、風速分布)や敷地効果、竜巻と同時に発生する自然現象に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、既評価値を上回る知見がないことを確認した。

(b) 設計竜巻

第 3.1.1-27 表のとおり、竜巻規模の見直しや追加等に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、既評価値を上回る知見がないことを確認した。

(c) 解析手法

第 3.1.1-27 表のとおり、竜巻の解析コード、モデル化、新たな解析方法に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、既評価値の見直しが必要となる知見がないことを確認した。

(d) 竜巻随伴事象(火災、溢水、外部電源喪失等)に対する安全性

第 3.1.1-27 表のとおり、原子力施設の竜巻、火山その他自然災害への防護に係る新知見収集、分析・評価、対策要否検討の結果、評価期間において、既評価値を上回る知見がないことを確認した。

(e) 確認結果

評価期間において、竜巻検討地域の設定、基準竜巻の最大風速の設定及び設計竜巻の最大風速の設定に変更がないことから、安全評価の前提となっている竜巻について見直しをする必要はない。

m. 火山

(a) 火山事象に関する情報

第 3.1.1-28 表のとおり、噴火履歴、噴火メカニズムに係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果並びにカルデラ火山モニタリング評価の結果、評価期間において、既評価の見直しや追加等が必要となる

知見がないことを確認した。

(b) 降下火砕物特性

第 3.1.1-28 表のとおり、降下火砕物特性に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果並びにカルデラ火山モニタリング評価の結果、評価期間において、既評価の見直しや追加等が必要となる知見がないことを確認した。

(c) モニタリング評価手法

第 3.1.1-28 表のとおり、原子力施設の火山防護に係る新たな科学的・技術的知見の収集及び対策要否検討の結果、評価期間において、モニタリング評価手法の見直しが必要となる知見がないことを確認した。

(d) 確認結果

評価期間において、敷地に影響を及ぼす可能性がある火山については、(a) 項に示した噴火履歴、噴火メカニズム、(b) 項に示した降下火砕物特性、(c) 項に示したモニタリング評価手法についてその活動性及び影響範囲を把握するため、文献調査を行った結果、新たに反映すべき事項がないことから、安全評価の前提となっている火山について見直しをする必要はない。

n. 外部火災

外部火災については、「火災防護計画(基準)」及び「火災防護計画(要領)」に定めた、以下の外部火災の影響評価項目について、定期的に評価を実施している。

(a) 森林火災

第 3.1.1-29 表のとおり、現地調査等の結果、評価期間において、森林火災の発生源となる敷地内、敷地外の植生データ(森林の位置、森林資源の現況(樹種、樹齢、材積)等)に変更がないことを確認した。

(b) 敷地内危険物タンク火災

第 3.1.1-29 表のとおり、発電所敷地内に存在する危険物タンクの新設、増設及び移設がなかったことから、評価期間において、火災源からの防護対象施設への熱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

第 3.1.1-29 表のとおり、評価条件に使用する発電所における航空機墜落評価の対象航空機の選定及び「航空機墜落の落下確率 10^{-7} 回/炉・年」から算出される離隔距離等に変更がなかったことから、評価期間において、防護対象施設への熱影響を再評価する必要がないことを確認した。

(d) 敷地内危険物タンク火災と航空機墜落による火災の重畳火災

上記(b)項、(c)項に変更がなかったことから、航空機墜落による火災により危険物タンク等の火災が誘発される重畳火災についても、評価期間において、防護対象施設への熱影響を再評価する必要がないことを確認した。

(e) 発電所港湾内に入港する船舶の火災

第 3.1.1-29 表のとおり、発電所港湾内に入港する船舶の最大燃料積載量に変更がなかったことから、評価期間において、防護対象施設への熱影響を再評価する必要がないことを確認した。

(f) 近隣産業施設の火災

第 3.1.1-29 表のとおり、薩摩川内市から入手した防災計画を基に近隣の産業施設について、新設、増設等の変更がなかったことを確認しており、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。

(g) 近隣産業施設の爆発による爆風圧・飛来物

第 3.1.1-29 表のとおり、薩摩川内市から入手した防災計画を基に近隣の産業施設について、新設、増設等の変更がなかったことを確認しており、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。

(h) 有毒ガス

第 3.1.1-29 表のとおり、幹線道路、鉄道路線、主要航路及び石油コンビナート施設に変更はなく、危険物を搭載した車両及び船舶を含む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。

(i) 確認結果

評価期間において、防護対象施設に対する外部火災影響評価については、(a)項～(h)項に示すように、防護対象施設に影響を及ぼす変更はなく、安全評価の前提となっている外部火災について見直しをする必要はない。

3.1.1.5 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、評価期間において見直しをする必要はない。

第 3.1.1-1 表 本章にて確認すべきと考えられる内部事象の整理選定結果(1/2)

SSG-25 に記載の 内部ハザード	整理結果	備考
火災	確認対象とする。	「a.内部火災」参照
洪水	「内部溢水」に包絡される。	—
配管ホイップ	確認対象とする。	「c.配管ホイップ」参照
ミサイル及び重量物の 落下	確認対象とする。	「d.内部ミサイル」参照 「e.重量物落下」参照
蒸気の放出	確認対象とする。	「f.蒸気放出」参照
高温ガスの放出	「蒸気放出」「内部溢水」に包絡される。	—
低温ガスの放出	「蒸気放出」「内部溢水」に包絡される。	—
溢水及び水煙	確認対象とする。	「b.内部溢水」参照
爆発	確認対象とする。	「g.爆発」参照
電磁妨害又は無線周 波妨害	外部事象「電磁的影響」に包絡される。	—
有毒及び／又は腐食 性の液体及び気体	敷地内での危険物は管理されており、対策 が適切に実施されている。また、外部事象 「外部火災(有毒ガス)」に包絡される。	—
振動	確認対象とする。	「h.振動」参照
地盤沈下	外部事象「地盤」「原子炉建屋基礎地盤及び 周辺斜面の安定性」に包絡される。	—
高湿度	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は 極めて低い。	—
構造崩壊	原子力発電所の安全関連構造物は、地震、 強風、特定の種類の航空機の衝撃、雪で生 じるような極端な負荷に耐えられるように設 計されている。	—
内部及び外部サービス (冷却水、電気など)の 喪失	本事象は、濁水や干ばつ、湖又は河川の水 位低下、海水面低あるいは関連設備の不具 合や損傷等の影響として想定される補機冷 却機能喪失、海水冷却機能喪失等、もしくは 竜巻を含む強風、落雷、積雪、地震等による 送電鉄塔、送電系統損傷の影響として想定 される外部電源喪失として対策が考慮されて いる。	—
高電圧過渡	本事象は、系統周波数異常、系統じょう乱、 送電系統事故あるいは発電所設備の電源系 統の不具合の影響として想定されるものであ る。また、雷サージ、サイト内外の電氣的障 害による過電圧トランジェントや過渡状態に よる影響は、「電磁的影響」や「落雷」の対策 に包絡される。	—
(高温をもたらす可能 性がある)空調の喪失 又は機能低下	本事象は、換気空調設備の不具合、電源喪 失時の影響として想定されるものである。万 一発生したとしても、事象の進展は遅く、十 分管理が可能である。	—

第 3.1.1-1 表 本章にて確認すべきと考えられる外部事象の整理選定結果(2/2)

SSG-25 に記載の 外部ハザード	整理結果	備考
津波を含む洪水	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「k.津波」参照 「a.敷地特性」参照
竜巻を含む強風	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「l.竜巻」参照 「b.気象」参照
火災	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「n.外部火災」参照
気象ハザード	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「b.気象」参照
太陽風	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「f.天文」参照
有毒及び／又は腐食性の液体及び気体、吸入空気の中の他の汚染物質	「社会環境」「外部火災」「火山」に包絡される。	「e.社会環境」参照 「n.外部火災」参照 「m.火山」参照
水理地質学的及び水理学的ハザード	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「c.水理」参照
地震ハザード	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「h.地盤」参照 「i.地震」参照 「j.原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性」参照
火山ハザード	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「m.火山」参照
航空機落下、外部からのミサイル	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「e.社会環境」参照
爆発	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「n.外部火災」参照
生物学的汚染	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「d.生物」参照
落雷	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「b.気象」参照
電磁妨害又は無線周波妨害	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「g.電磁的障害」参照
振動	本事象は、掘削工事による振動が考えられるが、敷地内での掘削は管理され、また、敷地外での掘削は離隔距離が確保されていることからプラントに影響を与えない。影響は「地震」に包絡される。	—
交通	地域の特性を踏まえ確認対象とする。	「e.社会環境」参照
内部及び外部サービス(冷却水、電気など)の喪失	本事象は、渇水や干ばつ、湖又は河川の水位低下、海水面低あるいは関連設備の不具合や損傷等の影響として想定される補機冷却機能喪失、海水冷却機能喪失等、もしくは竜巻を含む強風、落雷、積雪、地震等による送電鉄塔、送電系統損傷の影響として想定される外部電源喪失として対策が考慮されている。	—

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (1/9)

【内部火災/適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	内部火災に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
		R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正		
2	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	内部火災に係る改正なし
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化		

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (2/9)

【内部火災/適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (前項のつづき)	H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正	なし	内部火災に係る改正なし
H30.2.20	溢水による損傷の防止等の要求事項の明確化に伴う改正				
H30.6.8	引用条文及び用語の表記の変更に伴う改正				
H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正				
R1.7.1	引用条項の変更に伴う改正				
R2.1.23	引用条項の変更等に伴う改正				
3	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	H29.8.7	保安規定申請において施設管理に関することを変更しようとする書類の添付を要しない場合等に係る改正	なし	内部火災に係る改正なし
H29.9.28	発電用原子炉の運転の期間の延長に係る認可の申請時期の変更に係る改正				
H29.12.14	火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に伴う改正				
H29.12.22	安全対策の強化のための改正 引用条文の変更等				
H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更等				
H30.8.21	放射線管理等報告の合理化のための改正				
H31.4.2	設計の型式証明の申請が必要な特定機器に使用済燃料貯蔵用容器を追加等				
R1.6.28	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の一部を改正する規則 運転計画の様式変更等				

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (3/9)

【内部火災/適用法令・内規】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
3	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 (前項のつづき)	R1.7.1	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正	なし	内部火災に係る改正なし
		R1.9.13	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
		R2.1.23	安全対策の強化のための改正 使用前事業者検査の追加、使用前検査の削除等		
4	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	内部火災に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		
		H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)		
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化				

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (4/9)

【内部火災/適用法令・内規】

№	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
5	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	H29.4.5	予期せぬ有毒ガス対応として空気呼吸具配備	なし	内部火災に係る改正なし
		H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		
		H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)		
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
6	建築基準法	H29.5.12	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正	なし	内部火災に係る改正なし
		H30.4.25	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.5.30	不正競争防止法等の改正(JIS 名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.8	郵便貯金簡易生命保険管理機構法の一部改正に伴う改正		
		H30.6.27	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.14	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
		R2.6.10	居住環境向上用途誘導地区の導入等に伴う改正		

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (5/9)

【内部火災／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
7	建築基準法施行令	H29.3.23	ガス事業者類型の変更等に伴う見直し	なし	内部火災に係る改正なし
		H29.6.14	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正		
		H30.7.11	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.9.12	建築基準法改正(容積規制の合理化等)に伴う改正		
		R1.6.19	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.28	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		R1.9.6	成年被後見人等の権利の制限に係る措置の適正化等に伴う改正		
		R1.12.11	構造計算適合性判定資格者検定に係る受験手数料の見直し、防火区画に関する規制の合理化等に伴う改正		
8	高圧ガス保安法	H29.6.2	他法令改正に伴う表現の見直し	なし	内部火災に係る改正なし
		H29.6.2	防衛省設置法等の改正(自衛官定数の変更等)に伴う改正		
		R1.6.14	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
9	高圧ガス保安法施行令	H29.7.20	事務権限の移譲、CO ₂ 冷媒の規制緩和に関する改正	なし	内部火災に係る改正なし
10	消防法	H29.5.31	学校教育法改正に伴う改正	なし	内部火災に係る改正なし
		H30.5.30	工業標準化法改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.27	建築基準法改正(既存建築ストックの有効活用、建築規制の合理化)に伴う改正		

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (6/9)

【内部火災／適用法令・内規】

№	法令、内規	改正発行	内 容	影響	判断根拠
11	消防法施行令	H29.3.29	児童福祉法改正に伴う改正	なし	内部火災に係る改正なし
		H29.9.1	学校教育法改正に伴う改正		
		H30.1.17	農林物資の規格化等に関する法律の改正に伴う改正		
		H30.3.22	障害者の支援のための法改正に伴う改正		
		H30.3.28	飲食店等消火器の設置施設拡大、設置維持に係る変更		
		R1.12.13	行政手続等における情報通信の技術の利用に関する法律等の改正に伴い引用条項等の変更に伴う改正		
12	消防法施行規則	H29.2.8	消防隊の編成、装備関係の変更 2 号のみ	なし	内部火災に係る改正なし
		H30.3.28	飲食店等消火器の設置施設拡大、設置維持に係る変更		
		H30.3.30	障害者の支援のための法改正に伴う改正		
		H30.6.1	住宅宿泊事業法施行に伴う改正		
		H30.11.30	学校教育法改正に伴う改正		
		R1.5.7	様式の整備		
		R1.6.28	不正競争防止に係る改正(表現の適正化)に伴う改正		
		R1.12.13	防火対象物点検資格者等が成年被後見人又は被保佐人となり、資格を失う場合の記載の明確化等に伴う改正		
		R2.4.1	消防計画作成(変更)届出書等の様式の変更に伴う改正		
13	危険物の規制に関する政令	H29.3.23	届出を要する液化石油ガス等の指定に係る改正	なし	内部火災に係る改正なし
		H29.9.1	検査員の資格要件に係る改正		
		R1.12.13	附則の「平成三十六年三月三十一日」を「令和六年三月三十一日」に改める改正		
14	平成 12 年建設省告示第 1400 号 不燃材料を定める件	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (7/9)

【内部火災／適用法令・内規】

№	法令、内規	改正 発行	内 容	影響	判断根拠
15	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	H31.2.13	火災報知設備の設置要求等による改正	なし	別途対応予定
		R2.3.31	新検査制度に係る使用前事業者検査等の導入に伴う改正		
16	発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針	改正なし	—	なし	—
17	原子力発電所の内部火災影響評価ガイド	H29.7.19	高エネルギーアーク損傷に係る名称変更	なし	内部火災に係る改正なし
		R1.9.6	工業標準化法の一部改正に伴う用語の変更		
18	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	改正なし	—	なし	—
19	発電用火力設備の技術基準の解釈	H29.3.31	非破壊検査の資格及び認証において、JIS 規格の改訂による引用年度の変更等に伴う改正	なし	内部火災に係る改正なし
		R1.6.3	一般地震に関する設計要求事項の改正		
		R1.7.4	高クロム鋼の寿命評価式の改正		
20	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	改正なし	—	なし	—
21	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令	H29.3.31	安全管理検査制度の見直し、水銀排出に係る届出制度、特定卸供給に係る内容に係る改正	なし	内部火災に係る改正なし
		R1.6.3	一般地震に関する設計要求事項の改正		
22	電気設備に関する技術基準を定める省令	H29.3.31	目次中「第十五条」を「第十五条の二」に改める改正	なし	内部火災に係る改正なし
		R2.5.13	支持物の倒壊防止等における風速の表記を十分間平均とする等の変更		
23	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (8/9)

【内部火災／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内 容	影響	判断根拠
1	原子力発電所の火災防護 規程 JEAC4626-2010	改正なし	—	なし	—
2	原子力発電所の火災防護 指針 JEAG4607-2010	改正なし	—	なし	—
3	建築物等の避雷設備(避 雷針) JIS A 4201-1992	改正なし	—	なし	—
	建築物等の雷保護 JIS A 4201-2003				
4	繊維製品の燃焼性試験方 法 JIS L 1091-1999	改正なし	—	なし	—
5	工場電気設備防爆指針 (ガス蒸気防爆 2006) NIIS-TR-NO.39(2006)	改正なし	—	なし	—
6	空気清浄装置用ろ材燃焼 性試験方法指針 JACA No.11A-2003	改正なし	—	なし	—
7	蓄電池室に関する設計指 針 SBA G 0603-2012	改正なし	—	なし	—
8	"Fire Dynamics Tools (FDT ^S) :Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program,"NUREG-1805、 December 2004	改正なし	—	なし	—
9	垂直トレイ燃焼試験 IEEE Std 1202-2006	改正なし	—	なし	—
10	垂直トレイ燃焼試験 IEEE Std 383-2015	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-2 表 内部事象に係る情報(内部火災) (9/9)

【内部火災／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
11	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2016	JSME S NC1-2017 追補	溶接規格、材料規格他の 最新年版の反映、JIS の最 新年版の反映等	なし	内部火災 に係る改 正なし
		JSME S NC1-2018 追補	非破壊試験規定関連の明 確化、JIS 及 JEAG の最新 年版の反映等	なし	内部火災 に係る改 正なし
		JSME S NC1-2019 追補	中空で熱処理されるボルト 材に対する規定の追加、 JIS 及び材料規格、溶接 規格の最新年版の反映等	なし	内部火災 に係る改 正なし
12	垂直燃焼試験 1080.VW-1 Underwriters Laboratories UL 1581 (Fourth Edition)	改正なし	—	なし	—
13	原子力発電所耐震設計技 術指針 JEAG4601-2015 JEAG4601-2016(追補版)	改正なし	—	なし	—

【内部火災／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-3 表 内部事象に係る情報(内部溢水)(1/6)

【内部溢水／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	内部溢水に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
		R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正		
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	内部溢水に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-3 表 内部事象に係る情報(内部溢水)(2/6)

【内部溢水／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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 (前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	内部溢水に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		
3	建築基準法	H29.5.12	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正	なし	内部溢水に係る改正なし
		H30.4.25	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.5.30	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.8	郵便貯金簡易生命保険管理機構法の一部改正に伴う改正		
		H30.6.27	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.14	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
		R2.6.10	居住環境向上用途誘導地区の導入等に伴う改正		
4	建築基準法施行令	H29.3.23	ガス事業者類型の変更等に伴う見直し	なし	内部溢水に係る改正なし
		H29.6.14	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正		
		H30.7.11	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.9.12	建築基準法改正(容積規制の合理化等)に伴う改正		
		R1.6.19	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.28	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		

第 3.1.1-3 表 内部事象に係る情報(内部溢水)(3/6)

【内部溢水／適用法令・内規】

№	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
4	建築基準法施行令 (前項のつづき)	R1.9.6	成年被後見人等の権利の制限に係る措置の適正化等に伴う改正	なし	内部溢水に係る改正なし
		R1.12.11	構造計算適合性判定資格者検定に係る受験手数料の見直し、防火区画に関する規制の合理化等に伴う改正		
		R2.9.4	居住環境向上用途誘導地区の導入に伴う改正		
5	消防法	H29.5.31	学校教育法改正に伴う改正	なし	内部溢水に係る改正なし
		H30.5.30	工業標準化法改正(JIS 名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.27	建築基準法改正(既存建築ストックの有効活用、建築規制の合理化)に伴う改正		
6	消防法施行令	H29.3.29	児童福祉法改正に伴う改正	なし	内部溢水に係る改正なし
		H29.9.1	学校教育法改正に伴う改正		
		H30.1.17	農林物資の規格化等に関する法律の改正に伴う改正		
		H30.3.22	障害者の支援のための法改正に伴う改正		
		H30.3.28	飲食店等消火器の設置施設拡大、設置維持に係る変更		
		R1.12.13	行政手続等における情報通信の技術の利用に関する法律等の改正に伴い引用条項等の変更に伴う改正		
7	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	R1.9.6	工業標準化法の一部改正に伴う用語の変更	なし	内部溢水に係る改正なし
8	耐津波設計に係る工認審査ガイド	改正なし	—	なし	—
9	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-3 表 内部事象に係る情報(内部溢水)(4/6)

【内部溢水／適用基準及び適用規格】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	コンクリート標準示方書 〔設計編〕 2013 年	2018 年 3 月	設計、施工、維持管理の 連携、災害、事故からの教 訓の反映、生産性向上へ の寄与を目的とした記載の 充実、用語の見直し	なし	内部溢水に 係る改正な し
2	各種合成構造設計指針・ 同解説 2010 年	改正なし	—	なし	—
3	港湾の施設の技術上の基 準・同解説 H26 年	H30 年 5 月	生産性向上の推進、既存 ストックの有効活用の促 進、東日本大震災などの 教訓を踏まえた防災・減災 対策の強化、国際競争力 の強化、環境への配慮	なし	内部溢水に 係る改正な し
4	道路橋示方書・同解説 H24 年 3 月 I 共通編・III コンクリート 橋編 I 共通編・IV 下部構造編 V 耐震設計編	改正なし	—	なし	—
	道路橋示方書・同解説 I 共通編 III コンクリート橋・コンクリ ート部材編 IV 下部構造編 V 耐震設計編	H29.11.22	安全性や性能に対しきめ 細やかな設計が可能な設 計手法を導入。章構成の 見直し。	なし	内部溢水に 係る改正な し
5	防波堤の耐津波設計ガイ ドライン 2015 年	改正なし	—	なし	—
	電気機械器具の外郭によ る保護等級(IP コード) JIS C 0920-2003	改正なし	—	なし	—
7	ステンレス鋼棒 JIS G 4303-2012	改正なし	—	なし	—
8	建築構造用炭素鋼鋼管 JIS G 3475-2014 JIS G 3475-2016 追補 1 JIS G 3475-2016 追補 2	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-3 表 内部事象に係る情報(内部溢水)(5/6)

【内部溢水／適用基準及び適用規格】

№	項目	改正 発行	内 容	影響	判断根拠
9	原子力発電所耐震設計 技術指針 JEAG4601-2015 JEAG4601-2015(2016 追補版)	改正なし	—	なし	—
10	原子力発電所の火災防 護指針 JEAG4607-2010	改正なし	—	なし	—
11	原子力発電所配管破損 防護設計技術指針 JEAG4613-1998	改正なし	—	なし	—
12	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2016	JSME S NC1-2017 追補	溶接規格、材料規格他の 最新年版の反映、JIS の最 新年版の反映等	なし	内部溢水に 係る改正なし
		JSME S NC1-2018 追補	非破壊試験規定関連の明 確化、JIS 及 JEAG の最 新年版の反映等	なし	内部溢水に 係る改正なし
		JSME S NC1-2019 追補	中空で熱処理されるボルト 材に対する規定の追加、 JIS 及び材料規格、溶接 規格の最新年版の反映等	なし	内部溢水に 係る改正なし
13	ステンレス建築構造設計 基準・同解説【第 2 版】 2001 年	改正なし	—	なし	—
14	ポンプ吸込水槽の模型 試験方法 TSJ S 002-2005	TSJ S 002 -2019	模型試験の経験の反映	なし	内部溢水に 係る改正なし
15	鉄筋コンクリート構造計 算規準・同解説 —許容応力度設計法— 2010 年	2018 年 12 月	鉄筋の付着規定に関する 明確化・簡略化・緩和、耐 震壁の枠部材や開口低減 率について、本文や解説 の表現、内容の見直し	なし	内部溢水に 係る改正なし
16	建築物荷重指針・同解説 2015 年	改正なし	—	なし	—
17	鋼構造設計規準—許容 応力度設計法— 2005 年	2019.10	文献名を「鋼構造許容応 力度設計規準」に改称	なし	内部溢水に 係る改正なし
18	水道施設耐震工法指針・ 解説 1997 年	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-3 表 内部事象に係る情報(内部溢水)(6/6)

【内部溢水／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
19	道路橋用プレストレストコンクリート橋げた 設計・製造便覧 JIS A 5373-2004	改正なし	—	なし	—
	プレキャストプレストレストコンクリート製品 JIS A 5373-2016	改正なし	—	なし	—

【内部溢水／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-4 表 内部事象に係る情報(配管ホ IPP) (1/2)

【配管ホ IPP / 適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	配管ホ IPPに係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	配管ホ IPPに係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-4 表 内部事象に係る情報(配管ホ IPP) (2/2)

【配管ホ IPP / 適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	配管ホ IPPに係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		

【配管ホ IPP / 適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998	改正なし	—	なし	—

【配管ホ IPP / 適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-5 表 内部事象に係る情報(内部ミサイル)(1/2)

【内部ミサイル／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	内部ミサイルに係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
		R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正		
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	内部ミサイルに係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		
		H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)		
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		

第 3.1.1-5 表 内部事象に係る情報(内部ミサイル)(2/2)

【内部ミサイル／適用法令・内規】

№	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
2	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 (前項のつづき)	R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正	なし	内部ミサイルに係る改正なし
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		
3	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令	H29.3.31	安全管理検査制度の見直し、水銀排出に係る届出制度、特定卸供給に係る内容に係る改正	なし	内部ミサイルに係る改正なし
		R1.6.3	一般地震に関する設計要求事項の改正		
4	発電用火力設備の技術基準の解釈	H29.3.31	非破壊検査の資格及び認証において、JIS 規格の改訂による引用年度の変更等に伴う改正	なし	内部ミサイルに係る改正なし
		R1.6.3	一般地震に関する設計要求事項の改正		
		R1.7.4	高クロム鋼の寿命評価式の改正		

【内部ミサイル／適用基準及び適用規格】

№	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
1	タービンミサイル評価について(原子力安全委員会原子炉安全専門審査会報告会)	改正なし	—	なし	—

【内部ミサイル／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

№	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-6 表 内部事象に係る情報(重量物落下)(1/2)

【重量物落下／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	重量物落下に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	重量物落下に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-6 表 内部事象に係る情報(重量物落下)(2/2)

【重量物落下／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	重量物落下に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		

【重量物落下／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【重量物落下／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-7 表 内部事象に係る情報(蒸気放出)(1/2)

【蒸気放出／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	蒸気放出評価に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	蒸気放出評価に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-7 表 内部事象に係る情報(蒸気放出)(2/2)

【蒸気放出／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	蒸気放出評価に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		
3	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	R1.9.6	工業標準化法の一部改正に伴う用語の変更	なし	蒸気放出評価への影響なし

【蒸気放出／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【蒸気放出／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-8 表 内部事象に係る情報(爆発)(1/2)

【爆発／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	爆発評価に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	爆発評価に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-8 表 内部事象に係る情報(爆発)(2/2)

【爆発／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	爆発評価に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		

【爆発／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【爆発／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-9 表 内部事象に係る情報(振動)(1/2)

【振動／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	振動評価に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	振動評価に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-9 表 内部事象に係る情報(振動)(2/2)

【振動／適用法令・内規】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	振動評価に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		

【振動／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
1	配管内円柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S 012-1998)	改正なし	—	なし	—
2	配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針(JSME S 017-2003)	改正なし	—	なし	—

【振動／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-10 表 外部事象に係る情報(敷地特性)(1/1)

【敷地特性／適用法令・内規】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【敷地特性／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【敷地特性／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
1	国土地理院 2 万 5 千分の 1 地形図(国土地理院ホームページ)	2017 年～ 2020 年	国土地理院 2 万 5 千分の 1 地形図を確認した結果、敷地周辺の地形の変更の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
2	川内川改修計画(国土交通省川内川河川事務所ホームページ)	2017 年～ 2020 年	国土交通省の川内川改修計画の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
3	国土交通省主な事業の工事状況(国土交通省九州地方整備局鹿児島国道事務所ホームページ)	2017 年～ 2020 年	国土交通省の主な事業の工事状況の変更の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
4	土砂災害計画区域等マップ(鹿児島県ホームページ)	2017 年～ 2020 年	土砂災害計画区域の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
5	川内地域 滄浪地区 防災マップ(薩摩川内市ホームページ)	2017 年～ 2020 年	川内地域 滄浪地区 防災マップの状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
6	庵ノ平ため池ハザードマップ(薩摩川内市ホームページ)	2017 年～ 2020 年	庵ノ平ため池ハザードマップの状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
7	川内川水系洪水浸水想定区域図(国土交通省九州地方整備局ホームページ)	2017 年～ 2020 年	川内川水系洪水浸水想定区域の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため

第 3.1.1-11 表 外部事象に係る情報(気象)(1/5)

【気象／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	気象業務法 (気象に関する法令)	H29.5.31	学校教育法の一部を改正に伴う見直し	なし	気象評価に係る改正なし
2	建築基準法	H29.5.12	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正	なし	気象評価に係る改正なし
		H30.4.25	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.5.30	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.8	郵便貯金簡易生命保険管理機構法の一部改正に伴う改正		
		H30.6.27	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.14	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
R2.6.10	居住環境向上用途誘導地区の導入等に伴う改正				

【気象／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-11 表 外部事象に係る情報(気象)(2/5)

【気象／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
1	最大瞬間風速観測記録 (気象庁ホームページ)	2017年2月～2020年12月	最寄りの気象官署(鹿児島地方気象台、阿久根特別地域気象観測所、枕崎特別地域気象観測所)における観測記録のうち、枕崎特別地域気象観測所での最大記録 45.9m/s (参考:既評価値) 最寄りの気象官署のうち、枕崎特別地域気象観測所での最高記録 62.7m/s(1942～2017年)	なし	収集期間における最大瞬間風速は、既評価で用いた記録を上回らない。
2	最高気温観測記録 (気象庁ホームページ)	1883年1月～2020年12月	最寄りの気象官署(鹿児島地方気象台、阿久根特別地域気象観測所、枕崎特別地域気象観測所)における観測記録のうち、鹿児島地方気象台での最高記録 37.4℃ (参考:既評価時) 安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は低いことから除外。 なお、最寄りの気象官署のうち、鹿児島地方気象台での最高記録は37.0℃(1942年8月1日)である。	なし	既評価時と同等であるため
2	最低気温観測記録 (気象庁ホームページ)	2017年2月～2020年12月	最寄りの気象官署(鹿児島地方気象台、阿久根特別地域気象観測所、枕崎特別地域気象観測所)における観測記録のうち、枕崎特別地域気象観測所での最低記録 -1.6℃ (参考:既評価値) 最寄りの気象官署のうち、鹿児島地方気象台での最低記録 -6.7℃(1883～2017年)	なし	収集期間における最低気温は、既評価で用いた記録を下回らない。

第 3.1.1-11 表 外部事象に係る情報(気象)(3/5)

【気象／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
3	日最大1時間降水量観測記録 (気象庁ホームページ)	2017年2月～2020年12月	最寄りの気象官署(鹿児島地方気象台、阿久根特別地域気象観測所、枕崎特別地域気象観測所)における観測記録のうち、枕崎特別地域気象観測所の最高記録 124.5mm (参考:既評価値) 最寄りの気象官署のうち、枕崎特別地域気象観測所の最高記録 127.0mm(1937～2017年)	なし	収集期間における日最大1時間降水量は、既評価で用いた記録を上回らない。
4	日最深積雪観測記録 (気象庁ホームページ)	2017年2月～2020年12月	最寄りの気象官署(鹿児島地方気象台)における観測記録のうち、最高記録 1cm (参考:既評価値) 最寄りの気象官署のうち、阿久根特別地域気象観測所の最高記録 38cm(1939～2017年)	なし	収集期間における日最深積雪は、既評価で用いた記録を上回らない。
5	高潮観測記録 (国土地理院ホームページ)	1970年～2020年 ※	最寄りの験潮場(阿久根験潮場)における観測記録のうち、最高記録 T.P.+2.12m(1970～2020年) (2020年までの最高記録に変更なし) (参考:既評価値) 最寄りの験潮場のうち、阿久根験潮場の最高記録 T.P.+2.12m(1970～2012年)が、安全施設が設置されている敷地高さ(T.P.5m以上)を上回らないこと。	なし	収集期間における高潮は、既評価で用いた記録を上回らない。

※ 国土地理院ホームページ公開データに記載の収集期間

第 3.1.1-11 表 外部事象に係る情報(気象)(4/5)

【気象／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

№	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
6	落雷観測記録 (当社の落雷位置 評定システムの観 測記録)	2003年6 月～2020 年12月	当社の落雷位置評定システムの 観測結果を基に、川内原子力発 電所を含む3km四方のエリアで 発生した落雷の最大雷撃電流値 141kA	なし	有意な知見 (上昇傾向な ど)は得られな かったため
7	発電所の気象観測 装置による観測結 果 (敷地における気 象観測結果)	2010年4 月～2020 年3月	<p>発電所の気象観測装置による観 測結果に基づき、風向出現頻度 (16方位)及び風速階級出現頻 度(11階級)について、敷地内観 測点(標高75m)の最近の10年 間(2010年4月～2020年3月) の気象資料と安全解析に使用し た1986年4月から1987年3月 までの1年間の気象資料とのF 分布検定を行った。</p> <p>有意水準5%での棄却されたもの は27項目中1項目であり、既評 価の安全解析に使用した1986 年4月から1987年3月までの 気象資料は最近の気象状態と比 較して同等と判断</p>	なし	既評価時と同 等であるため

第 3.1.1-11 表 外部事象に係る情報(気象)(5/5)

【気象／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

№	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
8	「地球温暖化対策に資するアンサンブル気候予測データベース」を用いた気候変動評価結果(日本気象協会委託報告書)	2020 年度	<p>「地球温暖化対策に資するアンサンブル気候予測データベース」では、1951~2010 年を対象とした「過去実験」の他、将来計算として産業革命前を基準として世界平均気温が「2℃」及び「4℃」上昇した時期(RCP8.5 シナリオ(21 世紀に追加的な緩和策を行わず、温室効果ガス濃度が最も多くなる想定シナリオ)における2040 年頃及び2090 年頃に相当)を対象とした計算が実施されている。</p> <p>将来的な変動傾向を把握するため、気候モデルによる将来予測データを用いて、極値(年最大値)を2℃上昇時及び4℃上昇時で算出し、将来予測結果と測定値によるトレンド分析結果を比較し、将来を含めた長期的な変動傾向を分析した。</p> <p><対象要素> 降雨量(日降水量、日最大1時間降水量)、外気温高(日最高気温)、外気温低(日最低気温)、暴風(1時間平均風速)</p>	なし	気候変動評価結果を踏まえると、外気温が高くなっていく傾向となっているが、今のところ直ちに対応が必要ではない程度であることを確認した。

第 3.1.1-12 表 外部事象に係る情報(水理)(1/2)

【水理／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【水理／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【水理／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
1	海水温度記録 (発電所における 取水口海水温度 観測記録)	2017年1月 ～2020年12 月	<p>設置変更許可申請書添付書類六に記載の海水温度は、1971年9月～1972年8月における「敷地前面沖合約700m地点の水深約3.0m」での観測記録を基に記載しているが、この観測は現在行われていないため、以下の記録は発電所における「取水口海水温度観測記録(約T.P.-4.1m、15時定時観測値)」に基づいている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・年間平均水温 2017年:22.4℃、2018年:22.2℃ 2019年:22.6℃、2020年:21.6℃ ・最高水温(15時定時観測値の最大値(瞬時値)) 2017年:32.0℃、2018年:30.8℃ 2019年:31.2℃、2020年:29.0℃ <p>(参考:設置変更許可申請書添付資料六の記載) 敷地前面沖合約700m地点の水深約3.0mにおける日平均水温を基礎とした海水温度記録 年間平均水温:20.2℃ (1971年9月～1972年8月)</p>	なし	有意な変化が見られないため

第 3.1.1-12 表 外部事象に係る情報(水理)(2/2)

【水理／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
2	潮位記録 (国土地理院ホームページ)	2017年～ 2020年	<p>設置変更許可申請書添付書類六に記載の潮位は、1945年～1956年における「串木野漁港」での観測記録を基に記載しているが、この観測は現在行われていないため、近傍の観測地点である「阿久根(国土地理院所管)」においてデータ分析を行った。長期的な潮位変化を把握するために、「阿久根」の1970年～2020年における年間平均潮位の推移について10年移動平均より、線形近似を実施し潮位の変化量を算定した結果、データの分析を行った50年間で+10cmであり、有意な変化は見られない。</p> <p>至近5ヵ年(2016年1月～2020年12月)の朔望平均潮位は以下のとおり。</p> <p>「阿久根(2016年1月～2020年12月)」 朔望平均満潮位 T.P.+1.50m 朔望平均干潮位 T.P.-1.28m (参考:設置変更許可申請書添六の記載)</p> <p>「串木野漁港(1945年～1956年)」 朔望平均満潮位 T.P.+1.38m 朔望平均干潮位 T.P.-1.72m</p> <p>「阿久根(2008年1月～2012年12月)」 朔望平均満潮位 T.P.+1.46m 朔望平均干潮位 T.P.-1.32m</p> <p>「阿久根(2012年1月～2016年12月)」 朔望平均満潮位 T.P.+1.50m 朔望平均干潮位 T.P.-1.27m</p>	なし	有意な変化が見られないため

第 3.1.1-13 表 外部事象に係る情報(生物)(1/2)

【生物／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	生物に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	生物に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-13 表 外部事象に係る情報(生物)(2/2)

【生物／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	生物に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		

【生物／適用基準及び適用規格】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【生物／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

№	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
1	生物の状況(発電所の周辺海域モニタリング調査)	2017年～2020年	発電所周辺の生物の調査結果を確認し、海生生物(底生生物、卵・稚仔、プランクトン、潮間帯生物、海藻類)の出現種、出現種数、出現個体数が過去の調査結果の変動の範囲内であることを確認した。	なし	過去の調査結果の変動の範囲内であるため
2	生物(くらげ)の状況(運転実績等)	2017年～2020年	当発電所において、くらげの来襲による発電機の出力を抑制した事例、プラント停止に至った事例、海水ポンプの取水性能に影響を及ぼした事例は発生していない。	なし	安全機能が損なわれた実績がないため
3	植生の状況(現地調査、目視確認等)	2017年～2020年	発電所周辺の植生データ(森林の位置及び森林資源(樹種、林齢、樹冠率))の変更の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため

第 3.1.1-14 表 外部事象に係る情報(社会環境)(1/3)

【社会環境／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	社会環境に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	社会環境に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-14 表 外部事象に係る情報(社会環境)(2/3)

【社会環境／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	社会環境に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		

【社会環境／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準	改正なし	—	なし	—

【社会環境／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
1	住民基本台帳に基づく人口、人口動態及び世帯数調査結果(総務省統計局ホームページ)	2019年	薩摩川内市、いちき串木野市、鹿児島県の人口及び人口密度の推移を確認した結果、減少傾向であり、大きく変化するような変更がないことを確認した。	なし	変更なしのため
2	近隣産業施設状況(薩摩川内市地域防災計画資料編)	2017年～2020年	立地企業状況の新規企業の立地、施設内容の変更の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため

第 3.1.1-14 表 外部事象に係る情報(社会環境)(3/3)

【社会環境／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
3	幹線道路に関する新規工事、変更工事の状況 (鹿児島県ホームページ)	2017年～ 2020年	道路の整備に関するプログラムに関する状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
4	川内原子力発電所迂回道路建設工事の状況 (当社公表資料)	2020年	川内原子力発電所迂回道路建設工事の状況を確認した結果、変更なし	なし	変更なしのため
5	鉄道路線に関する新規工事、変更工事の状況 (JR九州グループ中期経営計画)	2017年～ 2020年	鉄道路線に関する新規工事、変更工事の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
6	船舶航路図の状況 (九州旅客船舶連合会ホームページ)	2017年～ 2020年	敷地周辺海域の主要な船舶航路の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
7	発電所港湾内に入港する船舶 (水域施設等使用願(許可証))	2017年～ 2020年	発電所港湾内へ入港する船舶の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
8	航空路 (「航空路誌」 (2020年3月26日版 国土交通省航空局))	2017年～ 2020年	発電所周辺の航空路の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
9	航空機落下事故に関するデータ (令和元年12月原子力規制庁)	2017年～ 2020年	「航空機落下事故に関するデータ(平成10～29年)」が原子力規制庁より発行され、その中で評価の対象となる事故データが更新されたことから、航空機落下確率の評価を実施し、航空機墜落の落下確率 10^{-7} 回/炉・年より算出する離隔距離に変更がないことを確認した。	なし	変更なしのため

第 3.1.1-15 表 外部事象に係る情報(天文) (1/1)

【天文／適用法令・内規】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【天文／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

【天文／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
1	いん石落下確率 (NASA ホームページ)	2021 年 1 月	<p>隕石が川内原子力発電所に衝突する確率については、NASA によると 2021 年 1 月において、今後 100 年間に衝突する可能性があるすべての天体について、レベル0とされている。レベル0とは、衝突確率が0か可能な限り0に近い、または衝突したとしても大気中で燃え尽き被害がほとんど発生しないことを示す。NASA のリストにおいて、2021 年 1 月現在最も衝突確率の高い 2010RF12 が、今後 100 年間に川内原子力発電所へ落下する確率を計算する。</p> <p>地球の表面積: 510,072,000km² 川内原子力発電所敷地面積: 1.45km² 2012RF12 の衝突確率(2021 年 1 月現在): 4.7×10^{-2}</p> <p>川内原子力発電所敷地内に衝突する確率は概算で以下のとおりとなる。 $4.7 \times 10^{-2} \times (1.45 / 510,072,000) = 1.34 \times 10^{-10}$</p> <p>(参考: 既評価時) 2012 年における隕石の落下確率は 1.62×10^{-12} であり、安全施設の機能に影響を及ぼす隕石等が衝突する可能性は極めて低い(10^{-7}/年以下)ことから除外。</p>	なし	既評価時と同等である。

第 3.1.1-16 表 外部事象に係る情報(電磁的障害)(1/2)

【電磁的障害／適用法令・内規】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	電磁的障害の基本設計方針に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持建造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
		R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正		
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	電磁的障害の基本設計方針に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-16 表 外部事象に係る情報(電磁的障害)(2/2)

【電磁的障害／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	電磁的障害の基本設計方針に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		

【電磁的障害／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	試験及び測定技術－電氣的ファストランジェント／バーストイミュニティ試験 JIS C 61000-4-4	改正なし	—	なし	—

【電磁的障害／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
 (地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性) (1/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性/適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	地震評価に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
		R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正		
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	地震評価に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
 (地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性) (2/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性/適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	地震評価に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		
3	建築基準法	H29.5.12	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正	なし	地震評価に係る改正なし
		H30.4.25	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.5.30	不正競争防止法等の改正(JIS 名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.8	郵便貯金簡易生命保険管理機構法の一部改正に伴う改正		
		H30.6.27	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.14	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
		R2.6.10	居住環境向上用途誘導地区の導入等に伴う改正		

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
 (地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(3/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性/適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
4	建築基準法施行令	H29.3.23	ガス事業者類型の変更等に伴う見直し	なし	地震評価に係る改正なし
		H29.6.14	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正		
		H30.7.11	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.9.12	建築基準法改正(容積規制の合理化等)に伴う改正		
		R1.6.19	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.28	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		R1.9.6	成年被後見人等の権利の制限に係る措置の適正化等に伴う改正		
		R1.12.11	構造計算適合性判定資格者検定に係る受験手数料の見直し、防火区画に関する規制の合理化等に伴う改正		
R2.9.4	居住環境向上用途誘導地区の導入に伴う改正				

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
(地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(4/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性/適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内 容	影響	判断根拠
1	原子力発電所耐震設計 技術指針 JEAG4601-2015 JEAG4601-2016 (追補 版)	改正なし	—	なし	—
2	鉄筋コンクリート構造計 算規準・同解説 —許容応力度設計法— 2010 年	2018 年 12 月	鉄筋の付着規定に関する明 確化・簡略化・緩和、耐震壁 の枠部材や開口低減率につ いて、本文や解説の表現、内 容の見直し	なし	地震評価に 係る改正な し
3	原子力施設鉄筋コンクリ ート構造計算規準・同解 説 2013 年	改正なし	—	なし	—
4	鋼構造設計規準—許容 応力度設計法— 2005 年	2019.10	文献名を「鋼構造許容応力度 設計規準」に改称	なし	地震評価に 係る改正な し
5	建築耐震設計における 保有耐力と変形性能 1990 年	改正なし	—	なし	—
6	建築基礎構造設計指針 2001 年	2019.11	構造設計において現行法が 求める耐震性能を詳細に解 説し、この解説に係わる RC 造、S 造、木造の被害ランク の定義を図解し明確化等の 改定	なし	地震評価に 係る改正な し
7	コンクリート製原子炉格 納容器規格 JSME S NE1-2014	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
(地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(5/11)

【地震、地盤、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性/適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内 容	影響	判断根拠
8	コンクリート標準示方書 〔設計編〕 2013 年	2018 年 3 月	設計、施工、維持管理の連携、災害、事故からの教訓の反映、生産性向上への寄与を目的とした記載の充実、用語の見直し	なし	地震評価に係る改正なし
9	道路橋示方書・同解説 H24 年 3 月 I 共通編・IIIコンクリート 橋編 I 共通編・IV下部構造編 V耐震設計編	改正なし	—	なし	地震評価に係る改正なし
	道路橋示方書・同解説 I 共通編 IIIコンクリート橋・コンクリ ート部材編 IV下部構造編 V耐震設計編	H29.11.22	安全性や性能に対しきめ細やかな設計が可能な設計手法を導入。章構成の見直し。	なし	
10	水道施設耐震工法指針・ 解説 1997 年	改正なし	—	なし	—
11	地盤の平板載荷試験方 法 JGS1521-2003	改正なし	—	なし	—
12	剛体載荷板による岩盤の 平板載荷試験方法 JGS3521-2004	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
(地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(6/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
1	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験結果(日本原子力学会)	2016年度	これまでにない加速度レベルでの耐震試験を実施した結果、既往設計で用いてきた動作機能確認済加速度を大きく上回る $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ においても動作機能維持を確認できる結果を得た。	なし	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。
2	活断層詳細デジタルマップ[新編](東京大学出版社)	2018年	「活断層詳細デジタルマップ」の改訂版であり、旧版から活断層の追加や断層長さ等の変更がある。	なし	文献に記載された活断層を反映した場合でも、耐震、耐津波評価に影響がないことを確認した。
3	1:25,000 都市圏活断層図 布田川・日奈久断層帯とその周辺「阿蘇」「熊本 改訂版」(国土地理院技術資料)	2017年	設置許可申請書において、敷地を中心とする半径 30 km 以遠の活断層として評価している布田川・日奈久断層帯に関する知見であり、北東端が約 4 km 延長されている。	なし	文献に記載される活断層を反映した場合でも、耐震、耐津波評価に影響がないことを確認した。
4	部分リング補強材を有する鋼製原子炉格納容器の弾塑性座屈解析による耐震強度評価について(日本原子力学会)	2017年度	格納容器の縮尺模型試験体を用いた座屈試験を実施した結果、部分的にリング補強材を追加した試験では座屈耐力が増加しており、補強の有効性を確認できた。また、試験に対応する静的弾塑性解析を実施した結果、部分的にリング補強材を有する格納容器についても、新規制基準に対する既設原子力発電所の適合性評価において採用している静的弾塑性座屈解析手法を適用することの妥当性を確認した。	なし	当該プラントは鋼製格納容器ではないため反映不要。

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
(地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(7/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
5	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験解析評価(2)耐震解析評価 (日本原子力学会)	2017年度	要素試験で得られた代表 3 種類のガスケットについて、締結面離反解析手法を用いた有限要素法解析を行い、解析方法の妥当性を確認した。次に、駆動部の耐震限界が、締結部のボルト降伏あるいはすべりの発生と考え、その場合の限界加速度を解析にて求めた。また、電動弁駆動部のガスケット締結部の解析方法の妥当性が、試験結果から確認された。この解析方法により、電動弁駆動部の限界加速度は、30G であることが示された。但し、2 次減速機付きの電動弁駆動部の場合は、耐震ブラケット付きで、20G であることが示された。	なし	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。
6	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験結果 ASME PVP2017 65600	2017年度	最近の基準地震動の再評価に伴って応答加速度が増加したことから、高い加速度に対する機能維持評価が必要である。これまで達成できなかった加速度レベルの振動試験が可能な電中研の共振振動台を使用して電動弁駆動部の加振試験を実施し、既存の設計で使用している動的機器の機能が、 $20 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ を超える大加速度でも達成されるとの確認結果を得た。電動弁駆動部の地震時機能維持結果は、地震 PRA のフラジリティ解析に適用される。	なし	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。
7	非線形動的解析を用いた設計限界地震時の延性破壊の許容基準 ASME PVP2017 66056	2017年度	延性破壊・塑性崩壊に対する弾性解析用のレベル D 許容限界において、非線形 1 自由度系に生じる塑性率を検討した結果、塑性率が系の固有振動数や地震動、一定荷重に依存することがわかった。この結果に基づき、弾塑性解析用のレベル D 許容限界を提案する。この許容限界は塑性率で与えられ、非線形系に、系の固有振動数、地震動や一定荷重に依存しない単一の状態を許容する。	なし	延性破壊や塑性崩壊を防止する機器の許容基準の提案であるが、弾塑性解析用の許容基準であり適用範囲・適用条件が合致しない。

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
(地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(8/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
8	PWR1 次冷却ループの減衰定数取得の現地加振試験 ASME PVP2017 65047	2017 年度	東日本大震災後の工事計画認可申請に当たり、2 点支持の蒸気発生器(SG)を有する1次冷却ループの耐震解析に、3%の減衰定数を用いて再評価することが必要となったことから SG の加振試験を実施した。美浜 2 号機の加振試験では、ホットレグ(HL)方向で、9%の減衰定数が得られた。美浜 3 号機の加振試験では加振力一定の正弦波で、振動数を変化させ、周波数応答曲線を得た。減衰定数は減衰定数の小さい HL 直交方向で、JEAG4601-1991 に記載されている基準値 3%以上であることを確認した。	なし	設計用減衰定数の妥当性を確認したものであり、反映不要とした。
9	東日本大震災後の工事計画認可申請に用いる PWR1 次冷却材ループの実機加振試験 SMiRT-24 Divison5	2017 年度	東日本大震災後の工事申請において、2 点サポート方式の蒸気発生器に対して 3%の設計用減衰定数を適用することの妥当性説明が必要となり、関西電力株式会社の美浜原子力発電所 2 号機と 3 号機で振動試験を実施した。美浜 2 号機、3 号機の試験結果を米国で実施された類似試験と比較した結果、2 点サポート方式の蒸気発生器においても、日本の厳しい耐震条件によって蒸気発生器頂部に大変位が発生する状況では、1 次冷却設備の耐震解析に減衰定数 3%を用いることの妥当性が示された。	なし	設計用減衰定数の妥当性を確認したものであり、反映不要とした。
10	基準地震動による機器・配管系の耐震設計における延性破壊・塑性崩壊に対する許容基準 (日本機械学会)	2018 年度	JEAC4601-2015 により設計した機器・配管系に生じる変形状態を明らかにするため、弾性解析を用いた設計において供用状態 Ds となる非線形系の塑性率を求める。また、その結果を踏まえて弾塑性解析を用いた設計に適用する機器・配管系の延性破壊・塑性崩壊に対する許容基準が提案された。	なし	弾塑性応答を考慮した耐震設計評価に適用する許容限界の提案であるため、現状評価の見直しの必要性は無い。

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
(地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(9/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
11	原子力発電所に使用される電動バタフライ弁駆動装置の耐震試験結果 ASME PVP2018 84219	2018年度	標準設計の電動バタフライ弁駆動装置の3つの加振方向における動作機能限界加速度を確認するため、耐震試験を実施した。この結果に基づいて、3方向において $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ もしくはそれ以上でも弁の操作を可能とする耐震ブラケットを、3タイプの代表モデルについて設計した。設計した耐震ブラケットを耐震試験用モデルに取り付け、3方向で $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ の振動試験を行うことにより、バタフライ弁駆動装置の動作機能を確認した。これらの結果と既に報告した電動弁駆動装置の耐震試験結果を用いて、機能維持評価法の改定(案)が策定された。	なし	既往の耐震裕度評価より大きな加速度で動作機能維持を確認しており、現状評価の見直しの必要性は無い。
12	曲げ荷重を受けるファイラメントワインディングFRP配管の終局状態に関する研究 ASME PVP2018 84417	2018年度	発電プラントの配管においては、一部で耐食性に優れたFRP(Fiber Reinforced Plastic)管が用いられている。しかし国内技術基準の耐震評価に評価上の明確な許容値はない。そこで地震による曲げ応力に対するFRP管の漏水、極限強度、極限応力状態等の損傷過程と終局状態を調査し、FRP配管の許容曲げ荷重をどのように設定すべきかが示された。	なし	ファイラメントワインディングFRP配管の許容曲げ荷重設定方法に関する検討であり、現状評価の見直しの必要性は無い。
13	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験解析評価 ASME PVP2018 84223	2018年度	原子力発電所で使用されている電動弁の地震時動作機能は、従来から耐震試験の結果に基づいて評価されてきた。しかしながら、最近の基準地震動の再評価によって応答加速度が増加したことで、高加速度の地震時機能評価が必要である。解析により耐震試験の評価を行うため、代表的な3種類のガスケットについて、要素試験により圧縮変形特性とすべり係数を調べた。ガスケットの特性を考慮した有限要素法を用いた解析法を構築し、その解析結果は、加振時のボルト締結力の緩みと変動、及びガスケットの滑りを安全側に説明できた。解析によると、電動バタフライ弁駆動装置の接続部位は $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ の耐震性を示し、他の部位は $30 \times 9.8 \text{m/s}^2$ の耐震性が示された。	なし	既往の耐震裕度評価より大きな加速度で動作機能維持を確認しており、現状評価の見直しの必要性は無い。

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
(地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(10/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
14	曲げ荷重を受けるファイラメントワインディング FRP 配管の終局状態に関する研究 ASME PVP2018 84417	2018 年度	発電プラントの配管においては、一部で耐食性に優れた FRP (Fiber Reinforced Plastic) 管が用いられている。しかし国内技術基準の耐震評価に評価上の明確な許容値はない。そこで地震による曲げ応力に対する FRP 管の漏水、極限強度、極限応力状態等の損傷過程と終局状態を調査し、FRP 配管の許容曲げ荷重をどのように設定すべきかが示された。	なし	ファイラメントワインディング FRP 配管の許容曲げ荷重設定方法に関する検討であり、現状評価の見直しの必要性は無い。
15	原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2015	2017 年	新規制基準では深層防護を基本とし、共通要因による安全機能の喪失を防止する観点から、自然現象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントを規制対象とすることとなったことから、フリースタンディング方式使用済燃料ラックの耐震設計法などが更新された。	なし	設備の更新、設置のタイミングに合わせ、今後知見を反映する必要性が生じた場合には、適切に反映を行う。
16	全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書 令和元年 8 月 7 日 震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム	2019 年	震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームは、全国共通に適用できる地震動の策定方法を明示することを目的として、過去の内陸地殻内地震の地震動観測記録の収集・分析を行い、これらの地震動記録について統計的な手法を用いた処理を行うことで、震源近傍での地震基盤相当面における標準応答スペクトルの策定等の検討を行った。検討概要は以下の通り。 (1) 対象地震の観測記録の収集・整理、 (2) はぎとり解析及び応答スペクトルの補正 (3) 統計処理に用いるデータセットの確認 (4) 標準応答スペクトルの設定及び妥当性確認 (5) 時刻歴波形の作成方法 (6) 標準応答スペクトルに係る将来の課題	対応中	検討チームによる報告書を踏まえた設置許可基準等の改正が予定されており、今後設置変更許可等の手続を実施していく予定。

第 3.1.1-17 表 外部事象に係る情報
 (地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性)(11/11)

【地盤、地震、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
17	川内原子力 発電所周辺 の地震観測 結果 (当社公表 資料)	2018 年度 2019 年度	当社は、川内原子力発電所周辺の地震発生状況をより詳細に把握するため、川内原子力発電所周辺の観測点で、地震観測を行っている。その結果、川内原子力発電所周辺では大きな地震が発生しておらず、川内原子力発電所の安全性に影響を及ぼすような地震活動は認められなかった。	なし	川内原子力発電所周辺では大きな地震が発生しておらず、川内原子力発電所の安全性に影響を及ぼすような地震活動は認められなかったことから、反映不要とした。

第 3.1.1-18 表 主な活断層の震源モデルの諸元

断層名	ケース	長さ (km)	地震規模 M				Xcq (km)		
			松田式 (1975)	武村式 (1998)	※	入倉・三宅式(2001) と武村式(1990)	近傍	中心	遠方
市来断層帯 市来区間	基本震源モデル (L24.9km, 傾斜角 90 度)	24.9	7.2	7.3	7.2	6.9	—	15.35	—
	不確かさを考慮した震源モデル (L24.9km, 傾斜角 60 度)	24.9	7.2	7.3	7.3	7.0	—	19.11	—
	当社調査(玉反田川断層(L18.6km))、 傾斜角 90 度	18.6	6.9	7.1	7.0	6.7	—	17.40	—
	当社調査(玉反田川断層(L18.6km))、 傾斜角 60 度	18.6	6.9	7.1	7.1	6.8	—	21.17	—
額断層帯 額区間	基本震源モデル (L40.9km, 傾斜角 90 度)	40.9	7.5	7.6	7.5	7.2	20.15	23.73	28.28
	不確かさを考慮した震源モデル (L40.9km, 傾斜角 60 度)	40.9	7.5	7.6	7.5	7.3	21.59	24.97	29.06
	不確かさを考慮した震源モデル (L43.0km, 傾斜角 90 度)	43.0	7.6	7.7	7.5	7.3	21.02	24.25	28.20
	当社調査(F-A 個別活動(L18.3km))、 傾斜角 90 度	18.3	6.9	7.1	7.0	6.6	16.51	19.04	21.16
	当社調査(F-A 個別活動(L18.3km))、 傾斜角 60 度	18.3	6.9	7.1	6.9	6.5	16.48	18.54	20.94
	当社調査(F-B 個別活動(L14.9km))、 傾斜角 90 度	14.9	6.8	6.9	6.9	6.5	36.56	39.46	42.56
	当社調査(F-B 個別活動(L14.9km))、 傾斜角 60 度	14.9	6.8	6.9	7.0	6.6	36.22	38.29	41.36
市来断層帯 額海峡中 央区間	基本震源モデル (L38.5km, 傾斜角 90 度)	38.5	7.5	7.6	7.4	7.2	—	25.04	—
	不確かさを考慮した震源モデル (L38.5km, 傾斜角 60 度)	38.5	7.5	7.6	7.5	7.3	—	25.10	—
	当社調査(F-C(L16.1km))、 傾斜角 90 度	16.1	6.8	7.0	7.0	6.6	—	21.76	—
	当社調査(F-C(L16.1km))、 傾斜角 60 度	16.1	6.8	7.0	7.0	6.7	—	21.99	—

※ 断層面積及び基準地震動の策定における1997年鹿児島県北西部地震の観測記録を用いた検討により得られた平均応力降下量から、円形クラック式に基づき、地震モーメントを算出。地震モーメントから武村式(1990)により、地震規模Mを算出。

第3.1.1-19表 その他の活断層の諸元

番号	断層名	長さ(km)	M	Δ(km)	Xeq(km)	活動度 ^{*1}	平均活動間隔 ^{*2}	最新活動時期	確率分布
1	出水断層系	23	7.1	35.5	39.5	—	約8000年	平均4850年	BP分布
2	水俣断層群 笠山周辺断層群	31.8	7.3	33.7	39.8	C	—	—	ポアソン分布
3	長島断層群 長島西断層	20	7	33.8	37.3	C	—	—	
4	辻の堂	12.3	6.6	28.8	30.7	(B)	—	—	
5	泊野リニアメント	3.4	5.7	20.4	20.9	(C)	—	—	
6	紫尾山南リニアメント	6.8	6.2	21.4	22.6	(C)	—	—	
7	甌断層帯吹上浜西方沖	20.2	7	29.7	33.6	(B)	—	—	
8	F-E	9.1	6.4	22.3	24	(B)	—	—	
9	F-F	18	6.9	26.6	30.2	(B)	—	—	
10	布田川一日奈久断層帯	92.7	8.1	92	104	B	—	—	
11	大吉盆地断層	21.8	7.1	79.1	81.1	—	約8000年以上	平均5250年	
12	緑川断層系	33.6	7.4	115.4	117.8	—	51000年 ² (5.4×10^{-5})	—	ポアソン分布
13	飯島南側海域	38	7.5	75.94	80.4	B	—	—	
14	男女海盆海域	51.1	7.7	105.8	110.6	B	—	—	
15	飯島西側海域	62.5	7.8	62.8	72.1	B	—	—	
16	磐仙地溝帯	38	7.5	94.23	97.8	B	—	—	
17	鶴本場	11	6.8	92.04	92.6	—	63000年 ² (1.908×10^{-5})	—	
18	国見岳断層帯	13	6.8	93.16	93.9	—	6300年 ² (1.908×10^{-4})	—	
19	新深田	2	5.3	78.57	78.6	C(5.0×10^{-5})	—	—	
20	高原一軒ノ追	5	6	76.95	77.2	C(1.0×10^{-4})	—	—	
21	大島子	3	5.6	71.08	71.2	C(3.0×10^{-5})	—	—	
22	井手河内	4	5.8	72.16	72.3	(C)	—	—	
23	上織田	3	5.6	98.27	98.4	(C)	—	—	
24	金焼三	2	5.3	62.65	62.7	(C)	—	—	
25	上場	3.8	5.8	40.62	40.9	C(5.0×10^{-5})	—	—	
26	崎森	7	6.2	49.49	50	(C)	—	—	
27	鹿児島湾東縁断層帯	17	6.9	61.15	62.8	—	5800年 ² (2.380×10^{-4})	—	
28	松浦	1.6	5.2	51	51.1	(C)	—	—	
29	鹿児島湾西縁断層帯	16	6.9	45.1	47	—	63000年 ² (2.191×10^{-5})	—	
30	高千穂峰断層系	2.5	5.5	69.66	69.8	B	—	—	
31	〃	2.5	5.5	69.58	69.7	B	—	—	
32	稲葉崎断層系	1.2	5	52.59	52.6	(C)	—	—	
33	〃	2.5	5.5	52.36	52.5	(C)	—	—	
34	〃	3	5.6	52.75	52.9	(C)	—	—	
35	〃	3	5.6	53.17	53.3	(C)	—	—	
36	〃	3	5.6	53.49	53.7	(C)	—	—	
37	忽林嶽断層系	3	5.6	41.23	41.4	(C)	—	—	
38	市来断層系	4	5.8	22.61	23.2	(C)	—	—	
39	〃	5	6	22.24	23.1	(C)	—	—	
40	〃	1.5	5.1	22.89	23	(C)	—	—	
41	市来断層系	2	5.3	23.8	24	(C)	—	—	
42	〃	3	5.6	23.89	24.3	(C)	—	—	
43	池田湖西断層帯	10	6.8	74.48	75	—	1500年 ² (8.015×10^{-4})	—	
44	清見岳東方	1.4	5.1	76.61	76.7	(C)	—	—	
45	新永吉一松ヶ窪	4	5.8	76.55	76.7	(C)	—	—	
46	鹿児島湾海域	4.7	6	79.85	80.1	(B)	—	—	
47	〃	7.8	6.3	85.34	85.7	(B)	—	—	
48	長崎海脚断層	86.4	8.1	80.2	93.6	(B)	—	—	
49	海域	7	6.3	58.97	59.5	(B)	—	—	
50	〃	14	6.8	86.4	87.4	(B)	—	—	
51	〃	22	7.1	109.1	110.6	(B)	—	—	
52	〃	11	6.6	55.89	56.9	(B)	—	—	
53	男女海盆北方断層	50.1	7.7	103.1	108	(B)	—	—	
54	飯島北方断層	28.1	7.2	34	39	(B)	—	—	

*1) 活動度：(B)(C)は、海域B級、陸域C級とする。活動度に応じて、奥村・石川による平均変位速度(A: 2.4×10^{-5} m/年, B: 2.5×10^{-4} m/年, C: 4.7×10^{-5} m/年)を設定する。活動度に()内の数値が付記される場合は、当該平均変位速度を用いる。

*2) 平均活動間隔：()内の数値は、平均変位速度である。

第3.1.1-20表 各領域の諸元(1/2)

萩原(1991)の領域における諸元

領域名	最小 M	最大 M	b 値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
J	5.0	7.1 6.8 6.6	1.01	0.83 (1.24E-05)	深さ 2~15km の一様 分布
N	5.0	6.9	0.97	0.37 (2.26E-05)	
O	5.0	7.1	0.89	0.34 (1.19E-05)	

※)年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

垣見ほか(2003)の領域における諸元

領域名	最小 M	最大 M	b 値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
11B1	5.0	6.8	0.97	0.36 (1.09E-05)	深さ 2~15km の一様 分布
11C1	5.0	7.1 6.8 6.6	0.91	0.22 (0.968E-05)	
11X0	5.0	6.9	1.00	0.37 (1.75E-05)	
11X1	5.0	7.1	0.94	0.38 (0.920E-05)	

※)年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

第3.1.1-20表 各領域の諸元(2/2)

地震調査委員会(2018)の領域における諸元

領域名	最小 M	最大 M	b 値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
19	5.0	6.8	0.79	0.066 (0.381E-05)	深さ 2~15km の一様 分布
20	5.0	7.1 6.8 6.6	0.62	0.12 (1.17E-05)	
21	5.0	6.9	0.98	0.54 (1.55E-05)	
25	5.0	7.1	1.18	0.45 (1.23E-05)	

※)年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

領域を区分しない方法における諸元

領域名	最小 M	最大 M	b 値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
—	5.0	7.1 6.8 6.6	1.09	0.0015 (1.44E-05)	深さ 2~15km の一様 分布

※)年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

第 3.1.1-21 表 要素地震の震源パラメータ

項目		設定値
発生年月日		1984 年 8 月 15 日
気象庁マグニチュード		5.5
震源位置	北緯	31.54°
	東経	130.07°
震源深さ (km)		13
走向 (度)		96 ; 6
傾斜 (度)		82 ; 89
すべり角 (度)		1 ; 172
地震モーメント (N・m)		1.02×10^{17}
臨界振動数 (Hz)		1.016
平均すべり量 (cm)		59.4
実効応力 (MPa)		21.02

第 3.1.1-22 表 不確実さを考慮するパラメータ

パラメータ	分布形状	備考
アスペリティの平均応力降下量 及び背景領域の実効応力の倍率	対数正規分布	中央値 1.00 自然対数標準偏差 0.20
アスペリティ位置	一様分布	セグメント内に 1 個配置
破壊開始点	一様分布	アスペリティ下端に配置

第 3.1.1-23 表 長周期帯における理論的手法による評価に用いる
解放基盤表面以深の地下構造モデル

層厚 (m)	密度 ρ (g/cm ³)	Vp (km/s)	Vs (km/s)	Q値
10	2.70	3.20	1.50	100
452	2.70	3.70	1.60	100
538	2.70	4.40	2.15	200
1,000	2.70	5.20	3.01	200
1,000	2.70	5.60	3.24	300
14,000	2.70	5.90	3.50	300
16,000	3.00	6.60	3.80	500
—	3.30	7.60	4.30	500

第 3.1.1-24 表 考慮した不確実さ

	認識論的不確実さ	偶然的不確実さ
特定震源モデル	<p>基準地震動の策定で考慮した不確かさ等を考慮</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 断層長さ及び震源断層の拡がり ・ 断層傾斜角 ・ 当社調査結果に基づく断層長さ ・ 地震発生頻度 (断層帯帯域間による地震) ・ アスペリティ位置^{※1} (断層帯帯域間による地震) ・ 地震規模の評価 	—
領域震源モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最大地震規模 ・ 領域区分モデルの選択 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 領域内で G-R 式に従う地震発生 の仮定(地震規模の確率密度を考慮) ・ 領域内で一様な地震発生 の仮定(距離の確率密度を考慮)
地震動伝ばモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震動評価方法(断層帯帯域間による地震 ついて、距離減衰式に加え断層モデルを用いた 手法を考慮) ・ 距離減衰式での、観測記録による補正及び 内陸地殻内地震の補正の有無 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 距離減衰式のばらつき ・ 断層モデルを用いた手法によるばらつき^{※2}

※1: アスペリティ位置の不確実さは偶然的不確実さと考えられるが、地震ハザード評価においては、断層面のモデル化におけるアスペリティ位置の違いをロジックツリーの分岐として考慮しているため、ここでは認識論的不確実さに分類した。

※2: 断層パラメータの不確実さに伴う地震動評価結果のばらつき。不確実さを考慮した断層パラメータのうち、アスペリティの平均応力降下量及び背景領域の実効応力は認識論的不確実さと考えられるが、ロジックツリーの分岐ではなく、確率分布として考慮するため、ここでは偶然的不確実さに分類した。

第3.1.1-25表 ロジックツリーで考慮した分岐の根拠と重みの考え方(1/2)

モデル	ロジックツリーで考慮した分岐	分岐の根拠	重みの考え方		
特定震源モデル	断層の連動 断層長さ、 傾斜角	(市来断層帯市来区間による地震)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動の策定で考慮した地震調査委員会(2013)に基づく基本震源モデルを考慮 ・ 基準地震動の策定で考慮した不確かさを考慮した震源モデルを考慮 ・ 当社調査結果に基づく震源モデルを考慮 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 甕断層帯甕区間における断層の連動について、基本ケースである連動を4/5とし、個別を1/5 ・ 断層長さは、基本ケースを4/5とし、不確かさを考慮したケースを1/5 ・ 傾斜角は、基本ケースである90度を2/3とし、不確かさを考慮したケースである60度を1/3 	
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 基本震源モデル(L24.9km,傾斜角90度) ・ 不確かさを考慮した震源モデル(L24.9km,傾斜角60度) ・ 当社調査(五反田川断層(L18.6km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(五反田川断層(L18.6km))、傾斜角60度 			
		(甕断層帯甕区間による地震)			
		連動			<ul style="list-style-type: none"> ・ 基本震源モデル(L40.9km,傾斜角90度) ・ 不確かさを考慮した震源モデル(L40.9km,傾斜角60度) ・ 不確かさを考慮した震源モデル(L43.0km,傾斜角90度)
		個別			<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社調査(F-A,F-Bの個別活動(L18.3km,14.9km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-A,F-Bの個別活動(L18.3km,14.9km))、傾斜角60度
		(市来断層帯甕海峡中央区間による地震)			
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 基本震源モデル (L38.5km,傾斜角90度) ・ 不確かさを考慮した震源モデル(L38.5km,傾斜角60度) ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角60度 			
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角60度 			
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角60度 			
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角60度 			
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角60度 			
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角60度 			
	アスペリティ位置	(甕断層帯甕区間による地震のみ分岐を考慮)	アスペリティ位置の不確かさを考慮	等重み	
	地震規模	松田式(1975)	複数の評価式を選定	等重み	
		武村式(1998)			
		※			
入倉・三宅式(2001)、武村式(1990)					
平均変位速度	(甕断層帯甕区間による地震のみ分岐を考慮)	地震調査委員会(2013)に基づき考慮	等重み		
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 0.3m/千年 ・ 1.0m/千年 				
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 0.3m/千年 ・ 1.0m/千年 				

※ 断層面積及び基準地震動の策定における1997年鹿児島県北西部地震の観測記録を用いた検討により得られた平均応力降下量から、円形クラック式に基づき、地震モーメントを算出。地震モーメントから武村式(1990)により、地震規模Mを算出。

第3.1.1-25表 ロジックツリーで考慮した分岐の根拠と重みの考え方(2/2)

モデル		ロジックツリーで考慮した分岐	分岐の根拠	重みの考え方
領域震源モデル	最大地震規模	地震調査委員会(2009) M6.8	内陸地殻内地震の震源を予め特定しにくい地震	内陸地殻内地震の規模M6.8を1/2として、その他を等重み
		1914年桜島地震 M7.1	火山性地震の可能性を踏まえ考慮	
		1997年鹿児島県北西部地震M6.6	上記以外で活断層と関連付けが困難な最大地震規模	
	領域区分	萩原マップ	原子力学会(2015)及び地震調査委員会(2018)等を参照し、複数のモデルを選定	等重み
		垣見マップ		
		地震本部マップ		
		領域区分なし		
地震動伝ばモデル	(甌断層帯甌区間による地震のみ分岐を考慮)		距離減衰式に加えて、断層モデルを用いた手法による地震動評価を考慮	等重み
	<ul style="list-style-type: none"> ・Noda et al.(2002)による距離減衰式 ・断層モデルを用いた手法による地震動評価 			
	(Noda et al.(2002)による距離減衰式の補正)		基準地震動の策定における補正無しの評価の分岐として、現実的な記録に基づく補正、内陸地殻内地震の特徴を踏まえた補正を考慮	等重み
	<ul style="list-style-type: none"> ・補正なし ・観測記録による補正 ・内陸地殻内地震の補正 			

第 3.1.1-26 表 外部事象に係る情報(津波) (1/5)

【津波／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	津波評価に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	津波評価に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-26 表 外部事象に係る情報(津波) (2/5)

【津波／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	津波評価に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		
3	建築基準法	H29.5.12	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正	なし	津波評価に係る改正なし
		H30.4.25	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.5.30	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.8	郵便貯金簡易生命保険管理機構法の一部改正に伴う改正		
		H30.6.27	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.14	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
		R2.6.10	居住環境向上用途誘導地区の導入等に伴う改正		

第 3.1.1-26 表 外部事象に係る情報(津波) (3/5)

【津波／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
4	建築基準法施行令	H29.3.23	ガス事業者類型の変更等に伴う見直し	なし	津波評価に係る改正なし
		H29.6.14	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正		
		H30.7.11	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.9.12	建築基準法改正(容積規制の合理化等)に伴う改正		
		R1.6.19	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.28	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		R1.9.6	成年被後見人等の権利の制限に係る措置の適正化等に伴う改正		
		R1.12.11	構造計算適合性判定資格者検定に係る受験手数料の見直し、防火区画に関する規制の合理化等に伴う改正		
		R2.9.4	居住環境向上用途誘導地区の導入に伴う改正		

第 3.1.1-26 表 外部事象に係る情報(津波) (4/5)

【津波／適用基準及び適用規格】

№	項目	改正 発行	内 容	影響	判断根拠
1	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2016	JSME S NC1-2017 追補	溶接規格、材料規格他の 最新年版の反映、JIS の最 新年版の反映等	なし	津波評価に 係る改正なし
		JSME S NC1-2018 追補	非破壊試験規定関連の明 確化、JIS 及 JEAG の最新 年版の反映等	なし	津波評価に 係る改正なし
		JSME S NC1-2019 追補	中空で熱処理されるボルト 材に対する規定の追加、 JIS 及び材料規格、溶接規 格の最新年版の反映等	なし	津波評価に 係る改正なし
2	原子力発電所耐震設計 技術指針 JEAG4601-2015 JEAG4601-2016 (追補 版)	改正なし	—	なし	—
3	建築構造用炭素鋼鋼管 JIS G 3475-2014 JIS G 3475-2016 追補 1 JIS G 3475-2016 追補 2	改正なし	—	なし	—
4	鋼構造設計規準—許容 応力度設計法— 2005 年	2019.10	文献名を「鋼構造許容応 力度設計規準」に改称	なし	津波評価に 係る改正なし
5	各種合成構造設計指針・ 同解説 2010 年	改正なし	—	なし	—
6	ステンレス建築構造設計 基準・同解説【第 2 版】 2001 年	改正なし	—	なし	—
7	水道施設耐震工法指針・ 解説 1997 年	改正なし	—	なし	—
8	コンクリート標準示方書 〔設計編〕 2013 年	2018 年 3 月	設計、施工、維持管理の 連携、災害、事故からの教 訓の反映、生産性向上へ の寄与を目的とした記載の 充実、用語の見直し	なし	津波評価に 係る改正なし

第 3.1.1-26 表 外部事象に係る情報(津波) (5/5)

【津波／適用基準及び適用規格】

№	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
9	道路橋示方書・同解説 H24年3月 I 共通編・IIIコンクリート橋編 I 共通編・IV下部構造編 V耐震設計編	改正なし	—	なし	津波評価に係る改正なし
	道路橋示方書・同解説 I 共通編 IIIコンクリート橋・コンクリート部材編 IV下部構造編 V耐震設計編	H29.11.22	安全性や性能に対しきめ細やかな設計が可能な設計手法を導入。章構成の見直し。	なし	
10	港湾の施設の技術上の基準・同解説 H26年	H30年5月	生産性向上の推進、既存ストックの有効活用の促進、東日本大震災などの教訓を踏まえた防災・減災対策の強化、国際競争力の強化、環境への配慮	なし	津波評価に係る改正なし
11	防波堤の耐津波設計ガイドライン 2015年	改訂なし	—	なし	—
12	建築物荷重指針・同解説 2015年	改正なし	—	なし	—
13	ポンプ吸込水槽の模型試験方法 TSJ S 002-2005	TSJ S 002-2019	模型試験の経験の反映	なし	津波評価に係る改正なし

【津波／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

№	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-27 表 外部事象に係る情報(竜巻)(1/5)

【竜巻／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	竜巻評価に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	竜巻評価に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-27 表 外部事象に係る情報(竜巻)(2/5)

【竜巻／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	竜巻評価に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		
3	建築基準法	H29.5.12	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正	なし	竜巻評価に係る改正なし
		H30.4.25	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.5.30	不正競争防止法等の改正(JIS 名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.8	郵便貯金簡易生命保険管理機構法の一部改正に伴う改正		
		H30.6.27	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.14	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
		R2.6.10	居住環境向上用途誘導地区の導入等に伴う改正		

第 3.1.1-27 表 外部事象に係る情報(竜巻)(3/5)

【竜巻／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
4	建築基準法施行令	H29.3.23	ガス事業者類型の変更等に伴う見直し	なし	竜巻評価に係る改正なし
		H29.6.14	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正		
		H30.7.11	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.9.12	建築基準法改正(容積規制の合理化等)に伴う改正		
		R1.6.19	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.28	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		R1.9.6	成年被後見人等の権利の制限に係る措置の適正化等に伴う改正		
		R1.12.11	構造計算適合性判定資格者検定に係る受験手数料の見直し、防火区画に関する規制の合理化等に伴う改正		
R2.9.4	居住環境向上用途誘導地区の導入に伴う改正				
5	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド	H30.11.28	日本版改良藤田スケールの適用による見直し	なし	竜巻評価に係る改正なし
		R1.9.6	工業標準化法の一部改正に伴う用語の変更		
6	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準	R1.7.1	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う経済産業省・原子力規制委員会関係命令の整備に関する命令一条による改正	なし	竜巻評価に係る改正なし
7	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	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-27 表 外部事象に係る情報(竜巻)(4/5)

【竜巻／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
1	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2016	JSME S NC1-2017 追補	溶接規格、材料規格他の最 新年版の反映、JIS の最新 年版の反映等	なし	竜巻評価に 係る改正なし
		JSME S NC1-2018 追補	非破壊試験規定関連の明 確化、JIS 及 JEAG の最新 年版の反映等	なし	竜巻評価に 係る改正なし
		JSME S NC1-2019 追補	中空で熱処理されるボルト 材に対する規定の追加、JIS 及び材料規格、溶接規格の 最新年版の反映等	なし	竜巻評価に 係る改正なし
2	原子力発電所耐震設計 技術指針 JEAG4601-2015 JEAG4601-2016 (追補 版)	改正なし	—	なし	—
3	建築物荷重指針・同解説 2015 年	改正なし	—	なし	—
4	鋼構造設計規準—許容 応力度設計法— 2005 年	2019.10	文献名を「鋼構造許容応力 度設計規準」に改称	なし	竜巻評価に 係る改正なし
5	各種合成構造設計指針・ 同解説 2010 年	改正なし	—	なし	—
6	Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011Rev8 (NEI07-13))	改正なし	—	なし	—
7	コンクリート標準示方書 〔設計編〕 2013 年	2018 年 3 月	設計、施工、維持管理の連 携、災害、事故からの教訓 の反映、生産性向上への寄 与を目的とした記載の充 実、用語の見直し	なし	竜巻評価に 係る改正なし
8	ケーブル構造設計指針・ 同解説 1994 年	2019 年 12 月	1994 年以降に制定・改正 された関連法規への対応、 終局状態等に関する内容に ついての追記等に伴う改正	なし	竜巻評価に 係る改正なし

第 3.1.1-27 表 外部事象に係る情報(竜巻)(5/5)

【竜巻／適用 基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
9	鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 —許容応力度設計法— 2010 年	2018 年 12 月	鉄筋の付着規定に関する明確化・簡略化・緩和、耐震壁の枠部材や開口低減率について、本文や解説の表現、内容の見直し	なし	竜巻評価に係る改正なし
10	原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 2013 年	改正なし	—	なし	—
11	軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査 その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討 ISES7607-3	改正なし	—	なし	—
12	ステンレス建築構造設計基準・同解説【第 2 版】 2001 年	改正なし	—	なし	—
13	湾岸の施設の技術上の基準・同解説(下巻) H11 年 4 月	改正なし	—	なし	—
14	道路土木 擁壁工指針 H24 年 7 月	改正なし	—	なし	—
15	道路橋示方書・同解説 H24 年 3 月 I 共通編・IIIコンクリート橋編 I 共通編・IV下部構造編 V耐震設計編	改正なし	—	なし	竜巻評価に係る改正なし
	道路橋示方書・同解説 I 共通編 IIIコンクリート橋・コンクリート部材編 IV下部構造編 V耐震設計編	H29.11.22	安全性や性能に対しきめ細やかな設計が可能な設計手法を導入。章構成の見直し。	なし	

【竜巻／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
—	該当なし	—	—	—	—

第 3.1.1-28 表 外部事象に係る情報(火山)(1/5)

【火山／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	火山評価に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	火山評価に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-28 表 外部事象に係る情報(火山)(2/5)

【火山／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	火山評価に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		
3	建築基準法	H29.5.12	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正	なし	火山評価に係る改正なし
		H30.4.25	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.5.30	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		H30.6.8	郵便貯金簡易生命保険管理機構法の一部改正に伴う改正		
		H30.6.27	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.14	青年被後見人等の権利の制限に関する措置の適正化に伴う改正		
		R2.6.10	居住環境向上用途誘導地区の導入等に伴う改正		

第 3.1.1-28 表 外部事象に係る情報(火山)(3/5)

【火山／適用法令・内規】

№	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
3	建築基準法施行令	H29.3.23	ガス事業者類型の変更等に伴う見直し	なし	火山評価に係る改正なし
		H29.6.14	都市緑地法等の改正(緑地管理他)に伴う改正		
		H30.7.11	都市再生特別措置法改正(低未利用地の利用促進)に伴う改正		
		H30.9.12	建築基準法改正(容積規制の合理化等)に伴う改正		
		R1.6.19	密集市街地等の規制の合理化に伴う改正		
		R1.6.28	不正競争防止法等の改正(JIS名称変更等)に伴う改正		
		R1.9.6	成年被後見人等の権利の制限に係る措置の適正化等に伴う改正		
		R1.12.11	構造計算適合性判定資格者検定に係る受験手数料の見直し、防火区画に関する規制の合理化等に伴う改正		
		R2.9.4	居住環境向上用途誘導地区の導入に伴う改正		

第 3.1.1-28 表 外部事象に係る情報(火山) (4/5)

【火山／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
4	原子力発電所の火山影響評価ガイド	H29.11.29	気中降下火砕物濃度の推定手法について追加	なし	火山評価に係る改正なし
		R1.12.18	火山影響評価の根拠が維持されていることの確認を目的とした火山活動のモニタリングに関する実施事項について追加		

【火山／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	建築物荷重指針・同解説 2015 年	改正なし	—	なし	—
2	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-2015 JEAG4601-2016 (追補版)	改正なし	—	なし	—
3	発電用原子力設備規格設計・建設規格 JSME S NC1-2016	JSME S NC1-2017 追補	溶接規格、材料規格他の最新年版の反映、JIS の最新年版の反映等	なし	火山評価に係る改正なし
		JSME S NC1-2018 追補	非破壊試験規定関連の明確化、JIS 及 JEAG の最新年版の反映等	なし	火山評価に係る改正なし
		JSME S NC1-2019 追補	中空で熱処理されるボルト材に対する規定の追加、JIS 及び材料規格、溶接規格の最新年版の反映等	なし	火山評価に係る改正なし
4	鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 —許容応力度設計法— 2010 年	2018 年 12 月	鉄筋の付着規定に関する明確化・簡略化・緩和、耐震壁の枠部材や開口低減率について、本文や解説の表現、内容の見直し	なし	火山評価に係る改正なし
5	鋼構造設計規準—許容応力度設計法— 2005 年	2019.10	文献名を「鋼構造許容応力度設計規準」に改称	なし	火山評価に係る改正なし

第 3.1.1-28 表 外部事象に係る情報(火山) (5/5)

【火山／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

№	項目	改正発行	内容	影響	判断根拠
1	セントヘレンズ山の噴火：北米地域における火山灰の急性呼吸器影響 Arch Environ Health 1983 May-Jun; 38(3): 138-43	1983 年	1980 年 5 月 18 日に米国で発生した大規模噴火であるセントヘレンズ火山噴火において、大気中の火山灰濃度「約 33.4mg/m ³ 」が観測された。 ※過去の知見であるが、平成 29 年 10 月 NRA より新たに提示されたことを受け、新たな知見として検討対象とした。	反映 済	本知見によるディーゼル発電機吸気フィルタへの影響評価を実施した。
2	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の一部改正について －火山影響等発生時の体制整備等に係る措置－ (原子力規制委員会交付)	H30 年度	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則、実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準等及び原子力発電所の火山影響評価ガイドの一部改正により、火山影響等発生時の体制整備等に係る措置が具体的に示された。火山現象による影響が発生し、又は発生するおそれがある場合において、原子炉の停止後の操作を行えるよう、①非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策、②代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策、③交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制等の整備を行い、これらについて保安規定に記載することを求める。	反映 済	ガイド等に基づき気中降下火砕物濃度を 3.3g/m ³ と設定し、ディーゼル発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプへのフィルタコンテナの設置、手順の整備等を行った。
3	川内原子力発電所及び玄海原子力発電所火山活動のモニタリング評価結果 (当社公表資料)	2017 年度 2018 年度 2019 年度	当社は、阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ、鬼界の 5 つのカルデラ火山を対象に、カルデラ火山の活動状況に変化がないことを継続的に確認することを目的として火山活動のモニタリングを実施している。公的機関による発表情報、既存観測網によるデータ等を収集・分析した結果、各カルデラ火山において、顕著なマグマ供給率の増加を示唆する地殻変動及び地震活動の有意な変化は認められないことから、現時点での対象火山の活動状況に変化はないと評価した。	なし	5 つのカルデラ火山全て、活動状況に変化はないと評価しており、反映不要とした。

第 3.1.1-29 表 外部事象に係る情報(外部火災)(1/4)

【外部火災／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	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	H29.5.1	原子炉制御室等及び緊急時対策所の防護措置の変更による改正	なし	外部火災評価に係る改正なし
		H29.8.8	保安電源設備の必要な装置への電力の供給が停止することがないように講じる措置についての改正		
		H29.9.11	地震による損傷の防止の燃料体における要求事項の明確化に伴う改正		
		H29.12.14	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備等の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.2.2	重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度の変更に伴う改正		
		H30.2.20	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止の要求事項の明確化に伴う改正		
		H30.6.8	引用条文及び用字、用語の表記の変更に伴う改正		
		H31.4.2	兼用キャスクに関する要求事項の明確化に伴う改正		
		R1.7.1	電磁的記録媒体による手続きに関する変更等に伴う改正		
R2.1.23	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持に関する記載の追加等に伴う改正				
2	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	H29.4.5	有毒ガスに関する要求事項の明確化	なし	外部火災評価に係る改正なし
		H29.7.19	保安電源設備におけるアーク放電に対する要求事項の明確化		
		H29.8.30	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.15	地震に対する設計における設計要件の明確化		
		H29.11.29	格納容器破損防止に係る要求事項の明確化		
		H29.11.29	重大事故等対処設備の設計に係る要求事項の明確化		

第 3.1.1-29 表 外部事象に係る情報(外部火災)(2/4)

【外部火災／適用法令・内規】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
2	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(前項のつづき)	H30.1.24	内部溢水に係る要求事項の明確化(スロッシング及びその他の溢水)	なし	外部火災評価に係る改正なし
		H31.3.13	兼用キャスクの設計における要求事項の明確化		
		R1.6.5	耐圧試験に係る規格年版の改正		
		R1.9.2	不正競争防止法等の一部を改正する法律の施行に伴う改正		
		R1.12.25	使用前事業者検査等に係る改正		
		R2.1.15	材料及び構造における要求事項等の明確化		
3	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド	改正なし	—	なし	—
4	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	改正なし	—	なし	—

【外部火災／適用基準及び適用規格】

No	項目	改正 発行	内容	影響	判断根拠
1	実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準	改正なし	—	なし	—
2	石油コンビナートの防災アセスメント指針 H25年3月	改正なし	—	なし	—
3	原田和典、建築火災のメカニズムと火災安全設計 H19年12月	改正なし	—	なし	—
4	伝熱工学 H24年7月	改正なし	—	なし	—

第 3.1.1-29 表 外部事象に係る情報(外部火災)(3/4)

【外部火災／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
1	地形、土地利用状況 (工事实績、国土地理院基盤地図情報数値標高モデル 100m メッシュ等)	2017 年～ 2020 年	森林火災検討に係る地形データ(発電所周辺の建物用地、交通用地、湖沼、河川等)、土地利用データ(発電所周辺の土地の標高、地形(傾斜角度、傾斜方向))の変更の状況を確認した結果、大きな変更なし。	なし	変更なしのため
2	植生状況 (現地調査、目視確認、森林簿等)	2017 年～ 2020 年	発電所周辺の植生データ(森林の位置及び森林資源(樹種、林齢、樹冠率))の変更の状況を確認した結果、大きな変更なし。	なし	変更なしのため
3	気象状況 (気象庁ホームページ)	2010 年～ 2019 年 12 月	森林火災検討に係る、発電所の最寄りの気象観測所の気象データ(風速、風向、気温、湿度)の変更の状況を確認した結果、大きな変更なし。	なし	変更なしのため
4	火災状況 (「消防年報」鹿児島県薩摩川内市消防局)	2015 年～ 2019 年 12 月	鹿児島県内の月別森林火災件数を確認した結果、大きな変更なし。	なし	変更なしのため
5	近隣産業施設状況 (薩摩川内市地域防災計画資料編)	2018 年～ 2019 年 2 月	立地企業状況の新規企業の立地、施設内容の変更の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
6	危険物タンク仕様及び発電所内配置 (工事实績等)	2017 年～ 2020 年	発電所内危険物タンクの燃料保有量・燃料の種類・離隔距離・防油堤内面積の変更の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため
7	航空路 (「航空路誌」(2020 年 3 月 26 日版 国土交通省航空局))	2017 年～ 2020 年	発電所周辺の航空路の状況を確認した結果、変更なし。	なし	変更なしのため

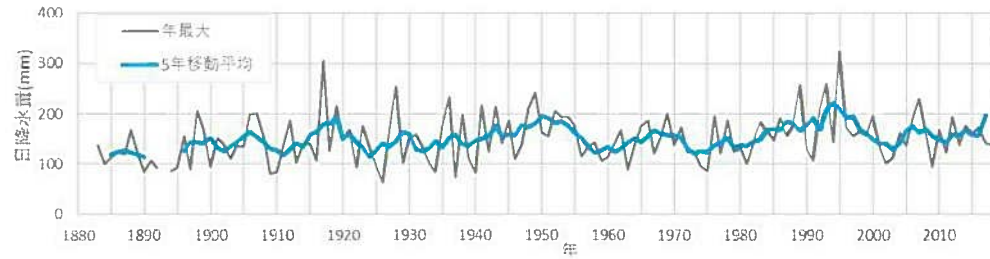
第 3.1.1-29 表 外部事象に係る情報(外部火災)(4/4)

【外部火災／適用法令・内規、適用基準及び適用規格以外で評価に用いた知見】

No	項目	収集期間	内容	影響	判断根拠
8	航空機落下事故に関するデータ (令和元年 12 月 原子力規制庁)	2017 年～ 2020 年	「航空機落下事故に関するデータ (平成 10～29 年)」が原子力規制 庁より発行され、その中で評価の 対象となる事故データが更新され たことから、航空機墜落確率の評 価を実施し、航空機墜落の落下確 率 10^{-7} 回/炉・年より算出する離隔 距離に変更がないことを確認し た。	なし	変更なしの ため
9	発電所港湾内に入港する船舶の 燃料搭載量 (水域施設等使用願(許可証))	2017 年～ 2020 年	評価対象の船舶である大型輸送 船の燃料保有量(560.28m ³)の変 更の状況を確認した結果、変更な し。	なし	変更なしの ため
10	幹線道路、鉄道路線に関する新規 工事、変更工事の状況 (工事实績等)	2017 年～ 2020 年	幹線道路、鉄道路線に関する新規 工事、変更工事の状況を確認した 結果、変更なし。	なし	変更なしの ため

日降水量

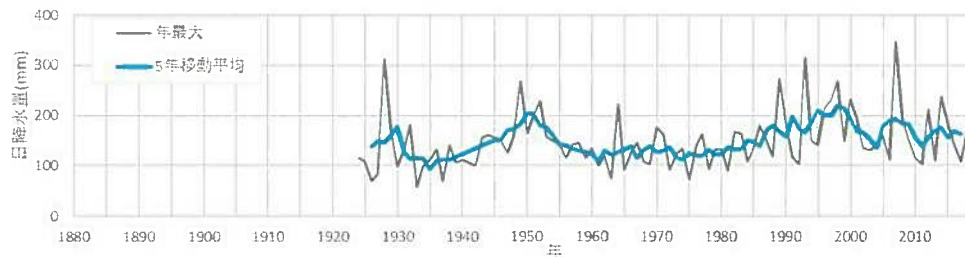
【鹿児島地方気象台】



【阿久根特別地域気象観測所】



【枕崎特別地域気象観測所】



<極値>

鹿児島：日降水量 375.0mm
(2019年7月3日)

阿久根：日降水量 555.5mm
(1971年7月23日)

枕崎：日降水量 346.5mm
(2007年7月3日)

<評価>

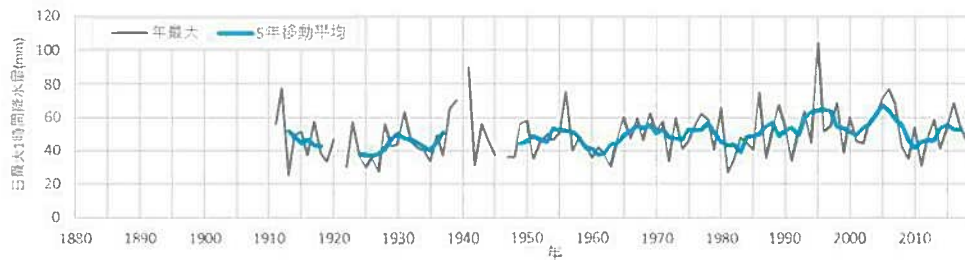
過去から現在までの観測記録を踏まえると、鹿児島及び枕崎で有意に増加している。阿久根は、数値としては増加傾向であるものの有意な変化傾向はみられない。

最寄りの気象官署の日最大降水量は阿久根特別地域気象観測所の観測記録 555.5mm/h(1971年7月23日)であることを確認した。

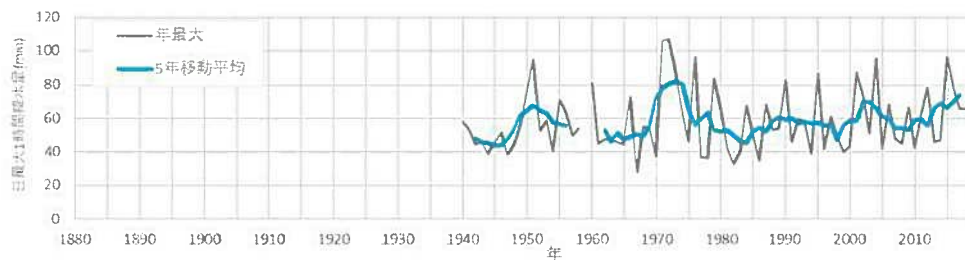
第 3.1.1-1 図 気象観測データの確認結果(1/7)

日最大1時間降水量

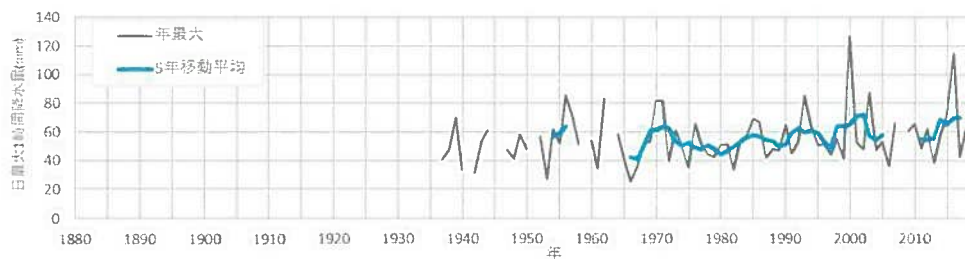
【鹿児島地方气象台】



【阿久根特別地域気象観測所】



【枕崎特別地域気象観測所】



＜極値＞

鹿児島：1時間降水量 104.5mm/h
(1995年8月11日)

阿久根：1時間降水量 107.0mm/h
(1972年6月27日)

枕崎：1時間降水量 127.0mm/h
(2000年6月25日)

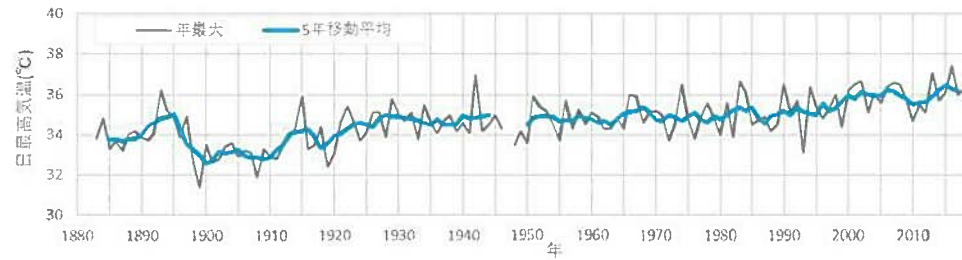
＜評価＞

過去から現在までの観測記録を踏まえると、阿久根は数値としては増加傾向であるものの有意な傾向変化は見られない。鹿児島及び枕崎においては有意に増加しているとみられる。最寄りの気象官署の日最大1時間降水量は阿久根特別地域気象観測所の観測記録 127.0mm/h(2000年6月25日)であることを確認した。

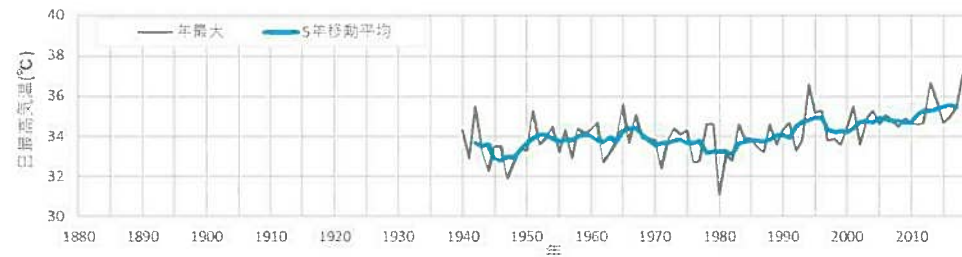
第 3.1.1-1 図 気象観測データの確認結果(2/7)

日最高気温

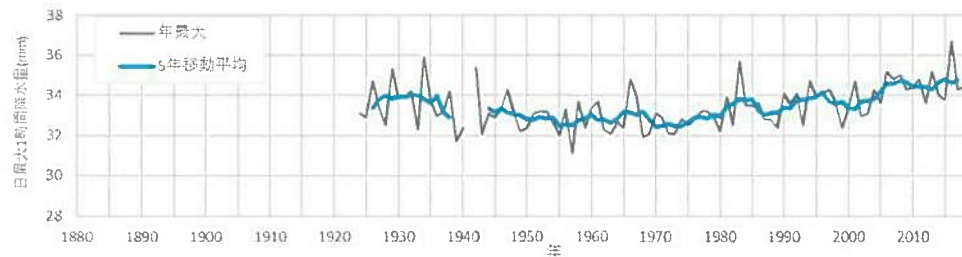
【鹿児島地方気象台】



【阿久根特別地域気象観測所】



【枕崎特別地域気象観測所】



<極値>

鹿児島:外気温高 37.4°C

(2016年8月22日)

阿久根:外気温高 37.1°C

(2018年8月13日)

枕崎:外気温高 36.7°C

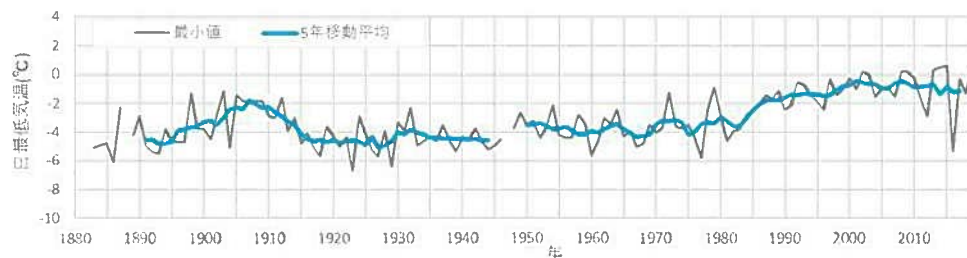
(2016年8月22日)

<評価>

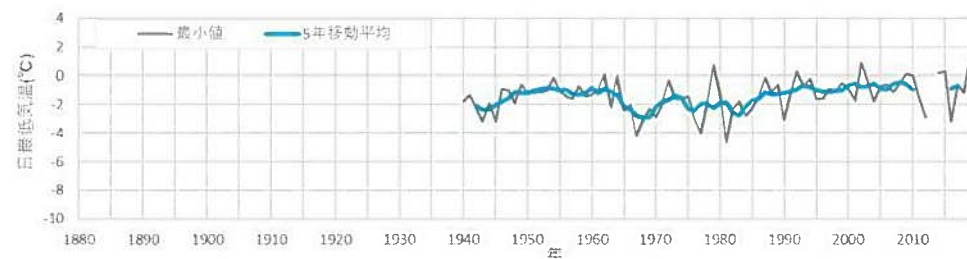
全地点で有意な昇温傾向がみられる、直近50年(1970~2020年)の線形トレンドは、観測全期間のトレンドと比較して上昇傾向にあった。最寄りの気象官署の最高気温は、鹿児島地方気象台の観測記録37.4°C(2016年)であることを確認した。

日最低気温

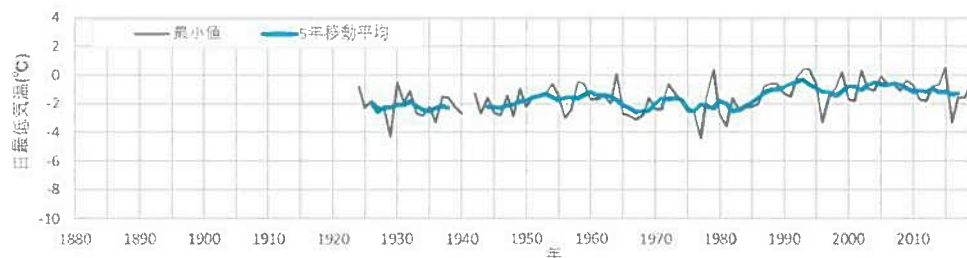
【鹿児島地方気象台】



【阿久根特別地域気象観測所】



【枕崎特別地域気象観測所】



<極値>

鹿児島：外気温低 -6.7°C
(1923年2月28日)

阿久根：外気温低 -4.6°C
(1981年2月26日)

枕崎：外気温低 -4.4°C
(1977年2月19日)

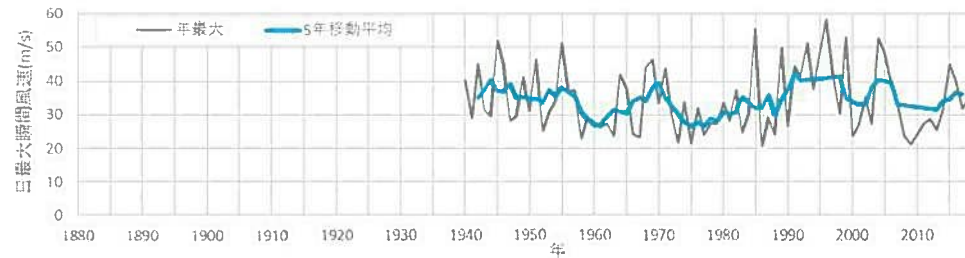
<評価>

全地点で有意な昇温傾向がみられ、また直近50年(1970~2020年)の線形トレンドは、観測全期間のトレンドと比較して上昇傾向にあった。最寄りの気象官署の最低気温は、鹿児島地方気象台の観測記録の -6.7°C (1923年2月28日)であることを確認した。

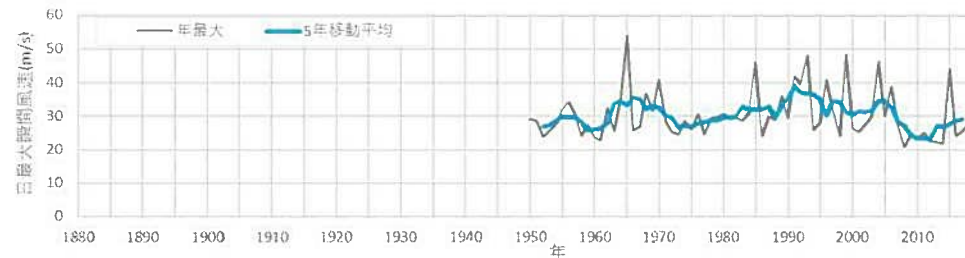
第 3.1.1-1 図 気象観測データの確認結果(4/7)

日最大瞬間風速

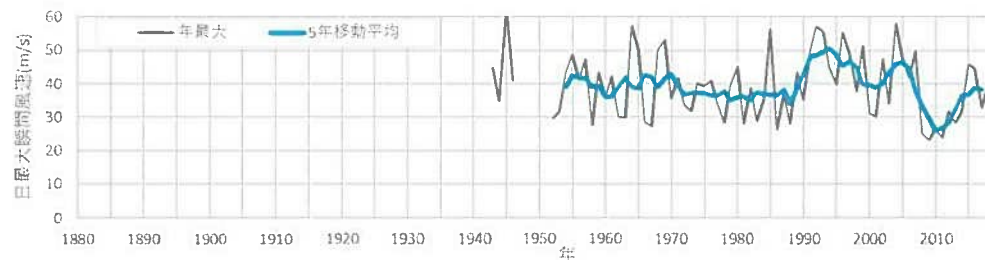
【鹿児島地方気象台】



【阿久根特別地域気象観測所】



【枕崎特別地域気象観測所】



<極値>

鹿児島:最大瞬間風速 58.5m/s
(1996年8月14日)

阿久根:最大瞬間風速 54.0m/s
(1965年8月6日)

枕崎:最大瞬間風速 62.7m/s
(1945年9月17日)

<評価>

全地点で有意な変化傾向はみられない。

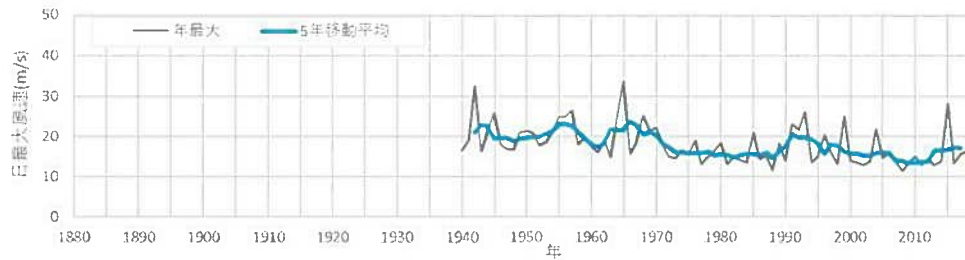
最寄りの気象官署の日最大瞬間風速は枕崎特別地域気象観測所の観測記録 62.7m/s(1945年9月17日)であることを確認した。

日最大風速

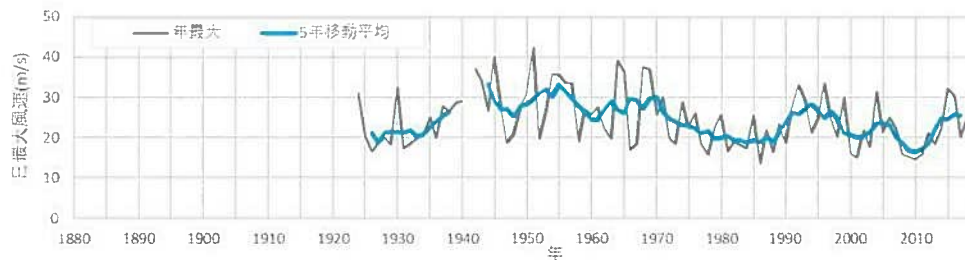
【鹿児島地方気象台】



【阿久根特別地域気象観測所】



【枕崎特別地域気象観測所】



<極値>

鹿児島:最大風速 49.6m/s

(1899年8月15日)

阿久根:最大風速 33.7m/s

(1965年8月6日)

枕崎:最大風速 42.5m/s

(1951年10月14日)

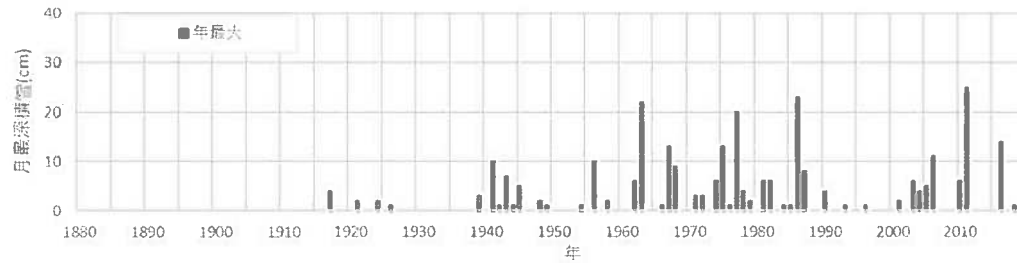
<評価>

全地点で有意な変化傾向はみられない。

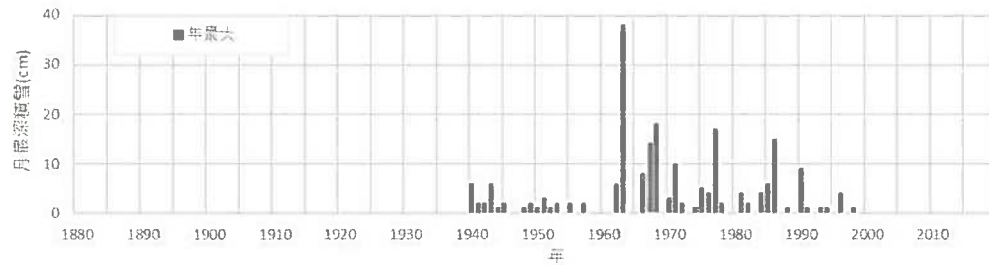
最寄りの気象官署の日最大風速は鹿児島地方気象台の観測記録49.6m/s(1899年8月15日)であることを確認した。

日最深積雪

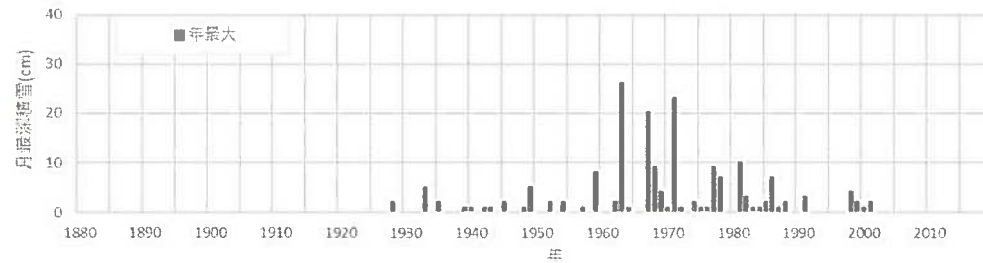
【鹿児島地方气象台】



【阿久根特別地域気象観測所】



【枕崎特別地域気象観測所】



<極値>

鹿児島:積雪 25cm

(2011年1月1日)

阿久根:積雪 38cm

(1963年1月25日)

枕崎:積雪 26cm

(1963年1月26日)

<評価>

過去から現在までの観測記録を踏まえると、阿久根、鹿児島、枕崎共に有意な増加傾向や減少傾向はみられない。新規基準時(2012年)に確認した極値38cm(1963年)からの更新はない。

最寄りの気象官署の日最深積雪は阿久根特別地域気象観測所の観測記録38cm(1963年1月25日)であることを確認した。

第 3.1.1-1 図 気象観測データの確認結果(7/7)

日降水量

日降水量 年最大値の将来変化(mm/mm)

日降水量	2℃上昇時 (2040年代相当)			4℃上昇時 (2090年代相当)		
	最小値	平均	最高	最小値	平均	最高
阿久根	0.33	1.17	4.09	0.42	1.36	5.44
鹿児島	0.47	1.14	4.37	0.47	1.31	7.79
枕崎	0.34	1.13	4.11	0.45	1.28	6.40

<気候変動評価結果>

現在気候からの将来変化量は、2040年代相当(2℃上昇時)で阿久根:1.17倍、鹿児島:1.14倍、枕崎:1.13倍、2090年代相当(4℃上昇時)で阿久根:1.36倍、鹿児島:1.31倍、枕崎:1.28倍となり、全球平均気温の上昇に伴い、各年代での日降水量年最大値は増加方向に遷移する可能性が示された。将来(10年後及び20年後)の値として、日降水量の極値555.5mmからの変化を考慮したとしても10年後の2027年、20年後の2037年を含んだ2040年の値で、将来変化は大きくても649.4mmとなる評価結果となった。

<確認結果>

気候変動評価による予測値については、10年後の2027年、20年後の2037年を含んだ2040年の値で将来変化は大きくても649.4mmであり、ハザードの想定としては少し大きくなる予測であるものの、ハザードの想定が直ちに変更が必要でない程度の変化量であることを確認した。

第3.1.1-2 図 気象変動評価の確認結果(5/5)

日最大 1 時間降水量

1 時間降水量 年最大値の将来変化(mm/mm)

1 時間降水量	2℃上昇時 (2040 年代相当)			4℃上昇時 (2090 年代相当)		
	最小値	平均	最高	最小値	平均	最高
阿久根	0.32	1.17	3.19	0.43	1.32	3.91
鹿児島	0.33	1.15	3.10	0.46	1.32	3.80
枕崎	0.30	1.19	3.37	0.41	1.41	4.11

< 気候変動評価結果 >

現在気候からの将来変化量は、2040 年代相当 (2℃上昇時) で阿久根:1.17 倍、鹿児島:1.15 倍、枕崎:1.19 倍、2090 年代相当 (4℃上昇時) で阿久根:1.32 倍、鹿児島:1.32 倍、枕崎:1.41 倍となり、全球平均気温の上昇に伴い、各年代での一時間降水量年最大値は増加方向に遷移する可能性が示された。将来 (10 年後及び 20 年後) の値として、一時間降水量の極値 127.0mm/h からの変化を考慮したとしても 10 年後の 2027 年、20 年後の 2037 年を含んだ 2040 年の値で、将来変化は大きくても 151.1mm/h となる評価結果となった。

< 確認結果 >

気候変動評価による予測値については、10 年後の 2027 年、20 年後の 2037 年を含んだ 2040 年の値で将来変化は大きくても 151.1mm/h であり、ハザードの想定としては少し大きくなる予測であるものの、ハザードの想定が直ちに変更が必要でない程度の変化量であることを確認した。排水施設 (雨水排水処理装置) は観測記録を上回る降雨強度 160mm/h の排水能力を有しており、将来のプラント状態を予想しても、設計の考え方を見直す必要はない。

第 3.1.1-2 図 気象変動評価の確認結果 (2/5)

日最高気温

日最高気温 年最大値の将来変化(°C)

日最高気温	2°C上昇時 (2040年代相当)			4°C上昇時 (2090年代相当)		
	最小値	平均	最高	最小値	平均	最高
阿久根	-0.7	1.6	4.4	1.0	3.7	7.5
鹿児島	-1.0	1.6	4.8	0.8	3.6	7.4
枕崎	-0.4	1.6	4.1	1.0	3.5	6.6

<気候変動評価結果>

現在気候からの将来変化量は、2040年代相当(2°C上昇時)で阿久根:+1.6°C、鹿児島:+1.6°C、枕崎:+1.6°C、2090年代相当(4°C上昇時)で阿久根:+3.7°C、鹿児島:+3.6°C、枕崎:+3.5°Cとなり、全球平均気温の上昇に伴い、各年代での日最高気温最大値の分布は高温側に遷移する可能性が示された。将来(10年後及び20年後)の値として、最高気温の極値37.4°Cからの変化を考慮したとしても10年後の2027年、20年後の2037年を含んだ2040年の値で、将来変化は大きくても39.0°Cとなる評価結果となった。

<確認結果>

気候変動評価による予測値については、10年後の2027年、20年後の2037年を含んだ2040年の値で将来変化は大きくても39.0°Cであり、ハザードの想定としては少し大きくなる予測であるものの、ハザードの想定が直ちに変更が必要でない程度の変化量であることを確認した。

第 3.1.1-2 図 気象変動評価の確認結果(3/5)

日最低気温

日最低気温 年最大値の将来変化(°C)

日最低気温	2°C上昇時 (2040年代相当)			4°C上昇時 (2090年代相当)		
	最小値	平均	最高	最小値	平均	最高
阿久根	-2.9	2.0	5.7	0.2	4.6	8.1
鹿児島	-5.5	2.5	6.0	-0.8	5.2	8.6
枕崎	-2.1	1.8	5.4	0.5	4.3	7.2

<気候変動評価結果>

現在気候からの将来変化量は、2040年代相当(2°C上昇時)で阿久根:+2.0°C、鹿児島:+2.5°C、枕崎:+1.8°C、2090年代相当(4°C上昇時)で阿久根:+4.6°C、鹿児島:+5.2°C、枕崎:+4.3°Cとなり、全球平均気温の上昇に伴い、各年代での日最低気温最小値の分布は高温側に遷移する可能性が示された。将来(10年後及び20年後)の値として、最低気温の極値-6.7°Cからの変化を考慮したとしても10年後の2027年、20年後の2037年を含んだ2040年の値で、将来変化は大きくても-4.2°Cとなる評価結果となった。

<確認結果>

気候変動評価による予測値については、10年後の2027年、20年後の2037年を含んだ2040年の値で将来変化は大きくても-4.2°Cであり、ハザードの想定としては弱くなる予測であることを確認した。

第 3.1.1-2 図 気象変動評価の確認結果(4/5)

1 時間風速

1 時間風速 年最大値の将来変化(m/s)

1 時間風速	2℃上昇時 (2040 年代相当)			4℃上昇時 (2090 年代相当)		
	最小値	平均	最高	最小値	平均	最高
阿久根	-2.6	0.1	8.2	-2.5	0.1	9.8
鹿児島	-4.0	0.2	12.0	-3.8	0.1	12.8
枕崎	-5.5	0.2	15.3	-5.4	0.0	17.1

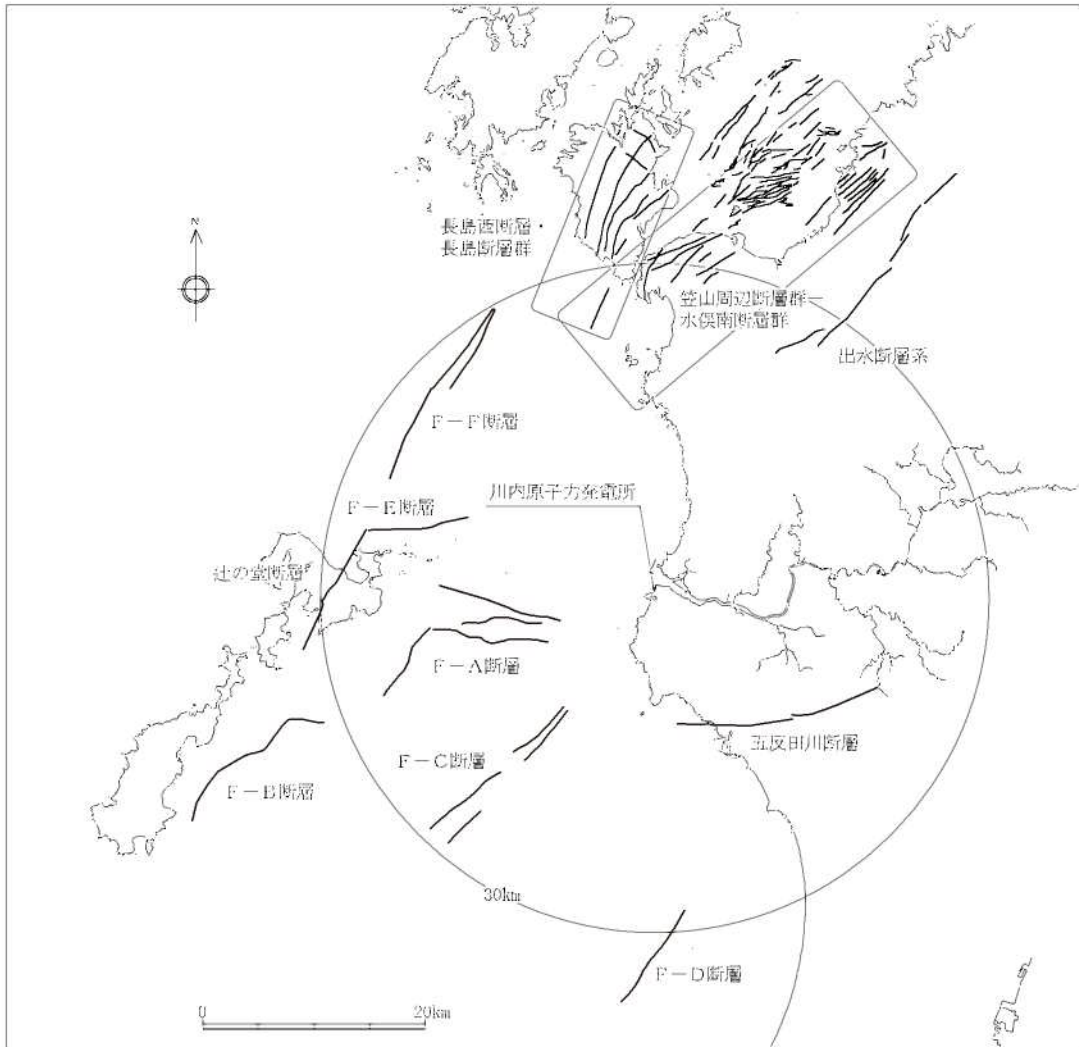
<気候変動評価結果>

風(台風)に関する気候変動評価においては、使用可能な将来予測データの制約により、1 時間風速により評価を行った。

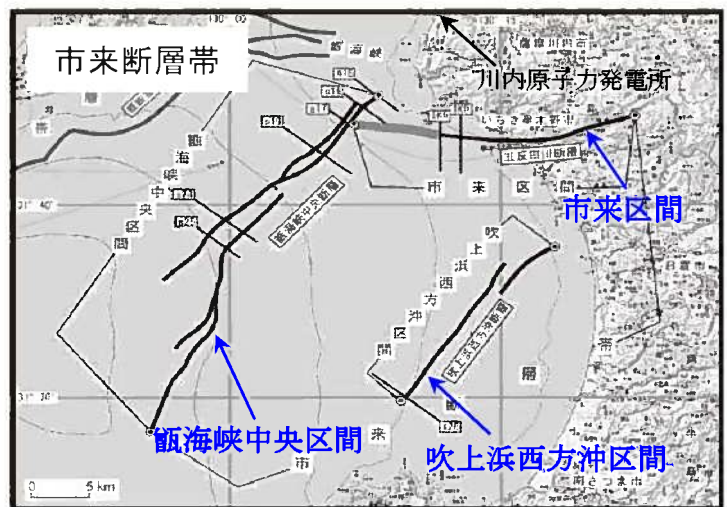
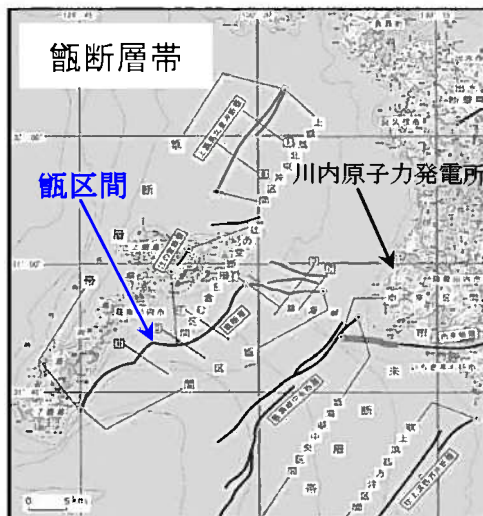
2℃及び 4℃上昇時の平均場についてはどちらも現在気候と大きな変化はない可能性が示された。また、各年代の極値(最低値、最高値)についても年代間で大きな差異や長期的な変化傾向は見られない。

<確認結果>

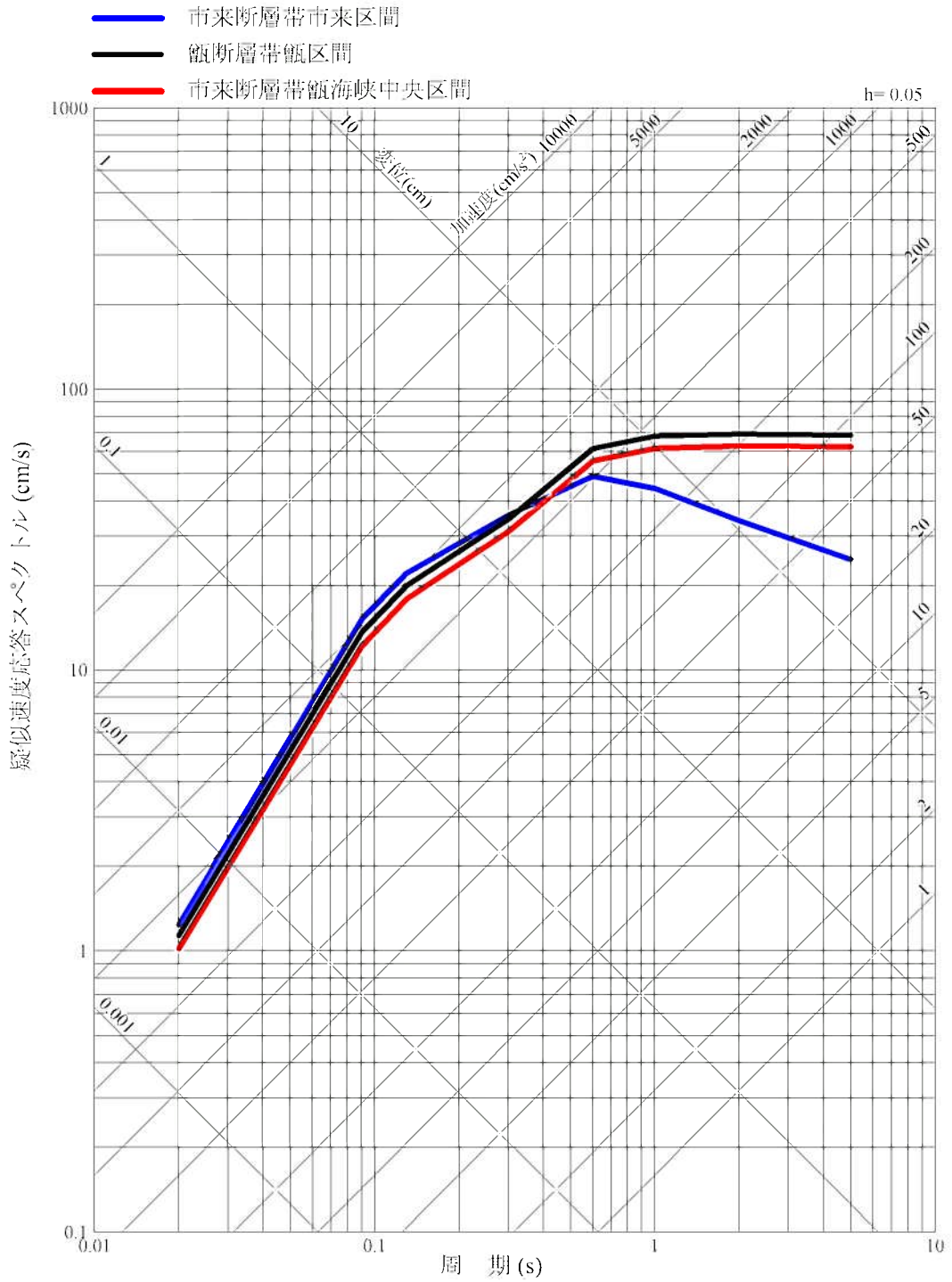
気候変動評価による予測値については、現在気候と大きな変化はなく、ハザードの想定として変わらないことを確認した。



第3.1.1-3図 敷地周辺の主な活断層(1/2)

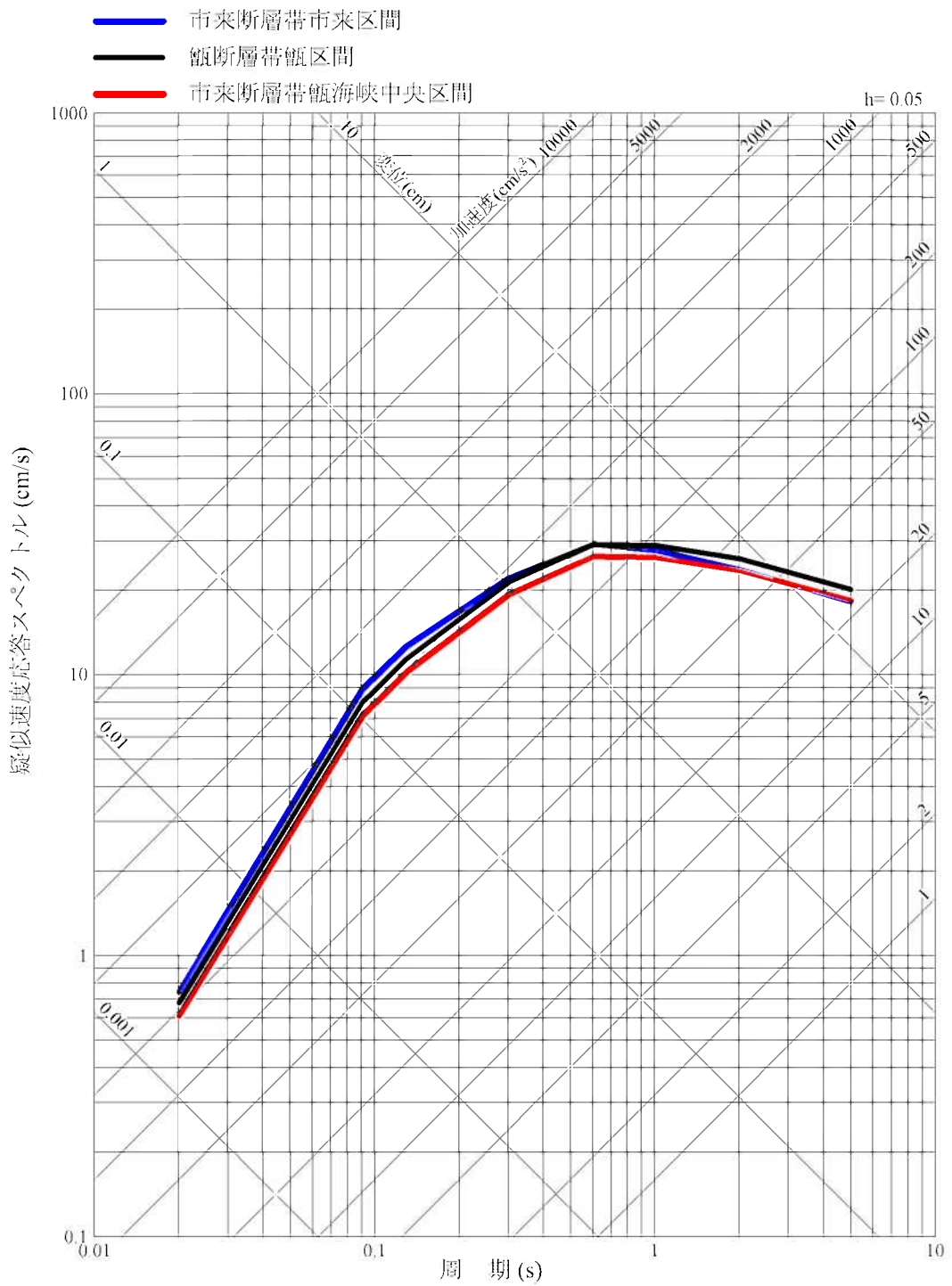


第3.1.1-3図 敷地周辺の主な活断層(2/2) (地震調査研究推進本部(2013))



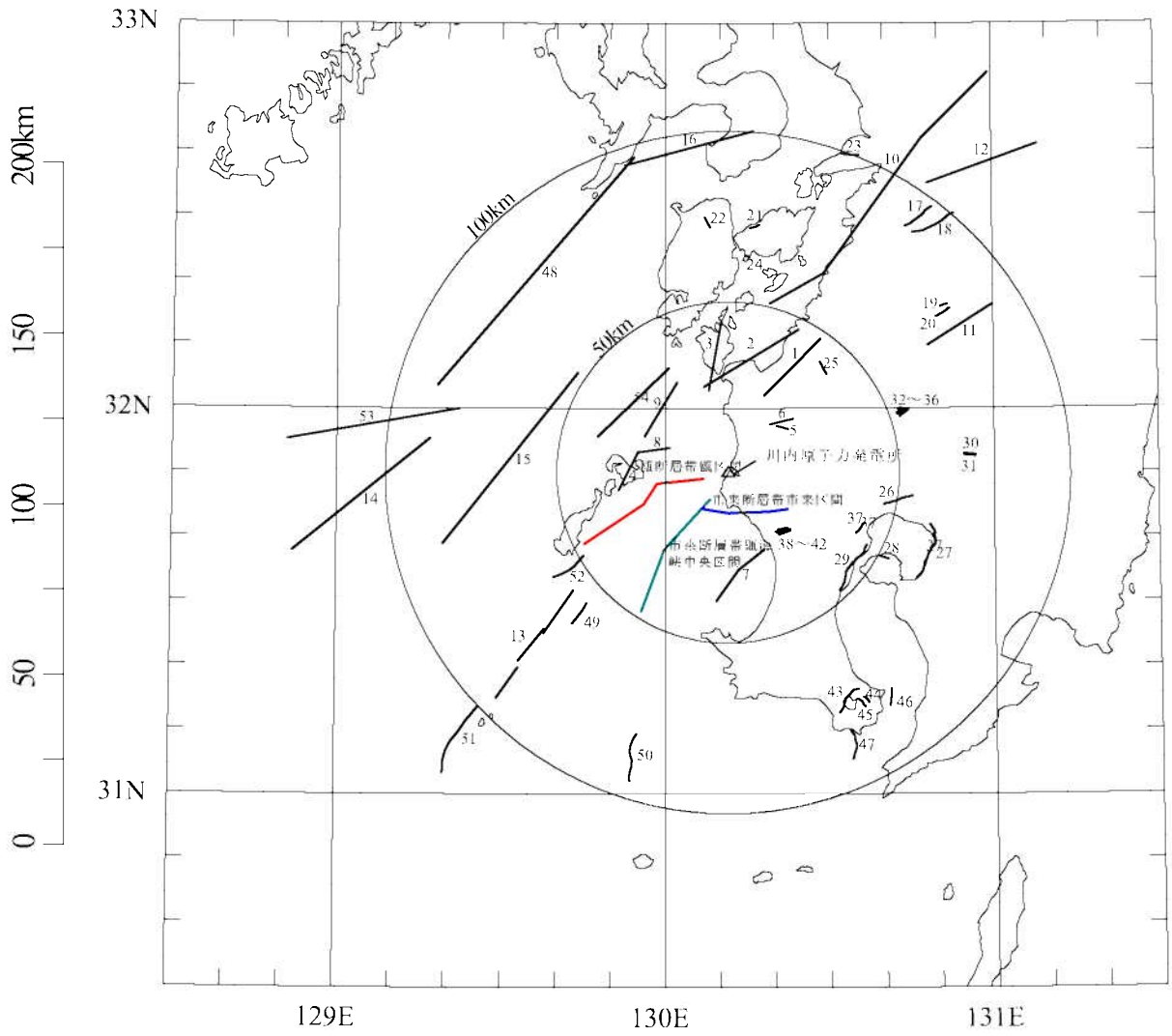
(水平方向)

第3.1.1-4図 主な活断層の応答スペクトル(1/2)

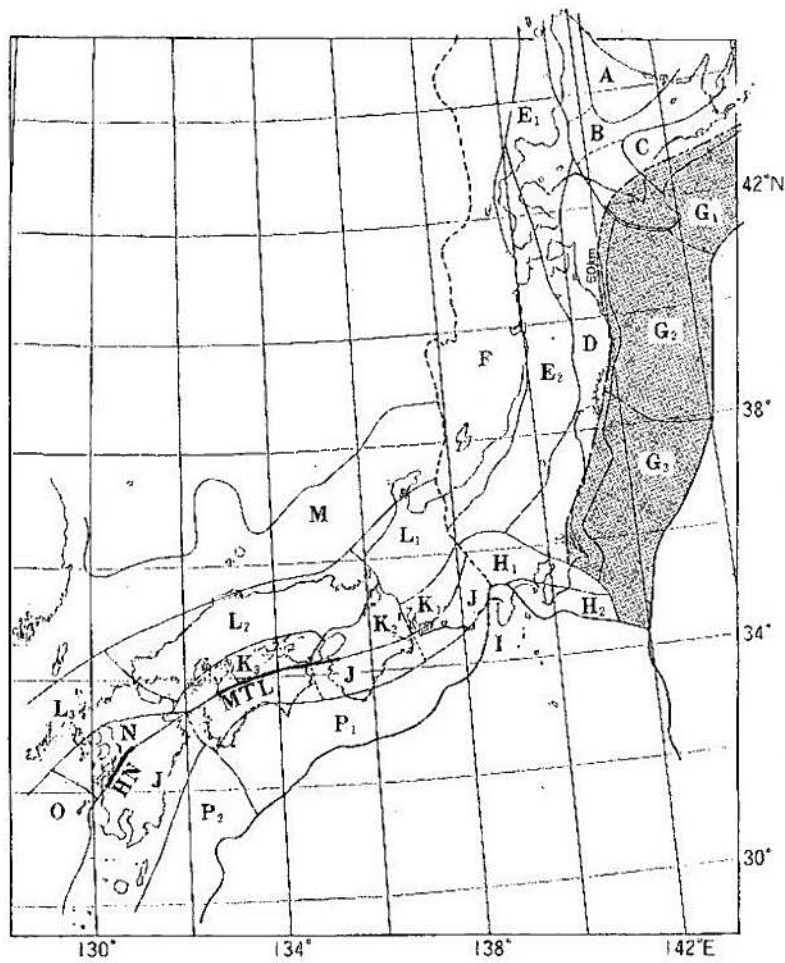


(鉛直方向)

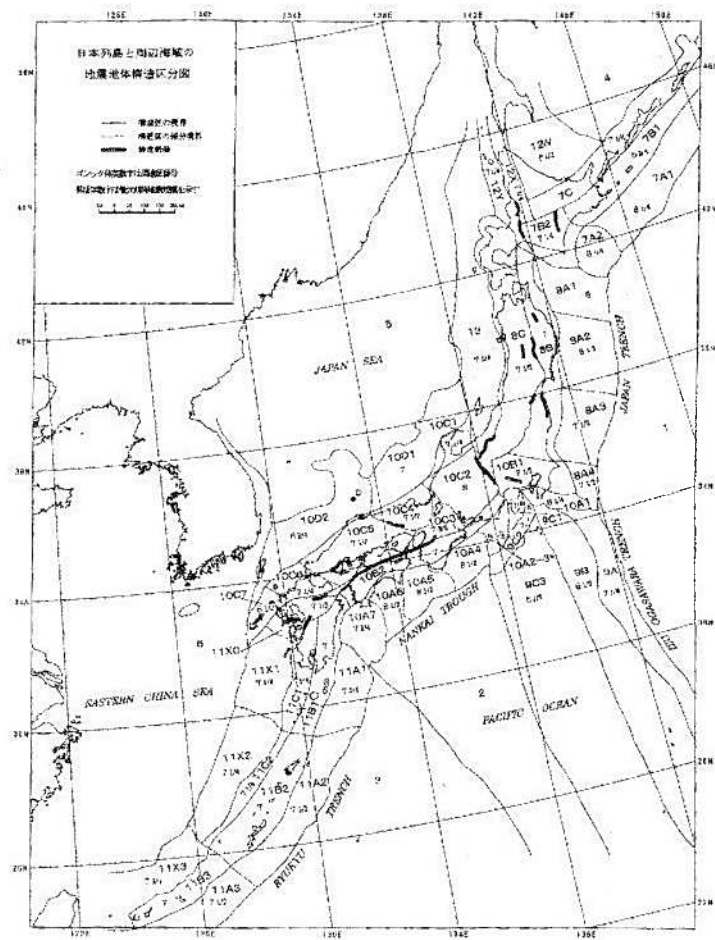
第3.1.1-4図 主な活断層の応答スペクトル(2/2)



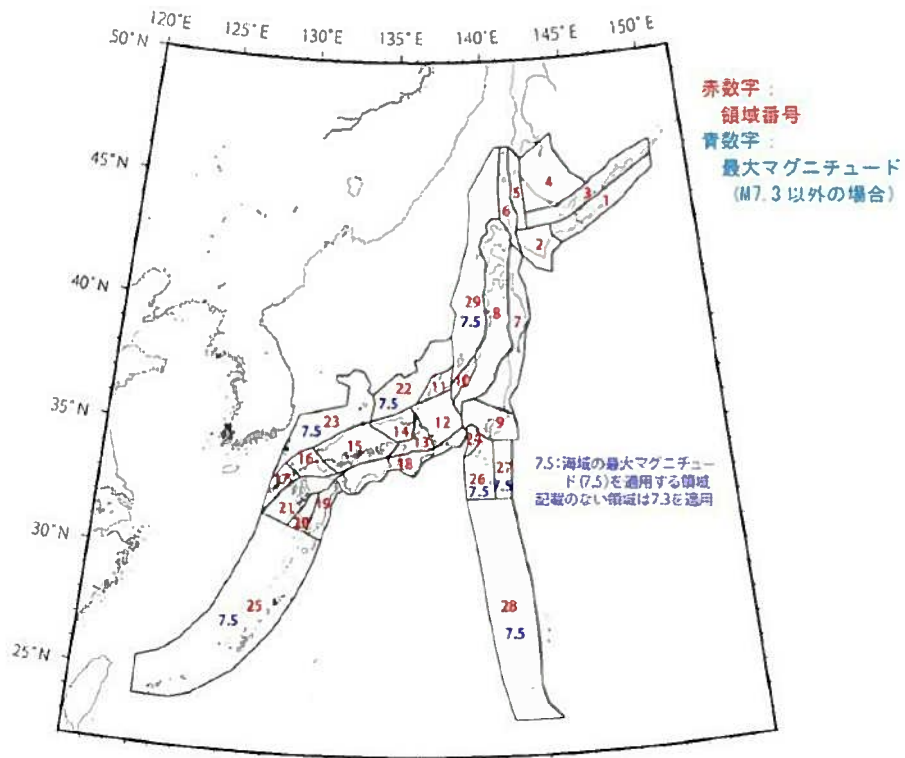
第3.1.1-5図 その他の活断層



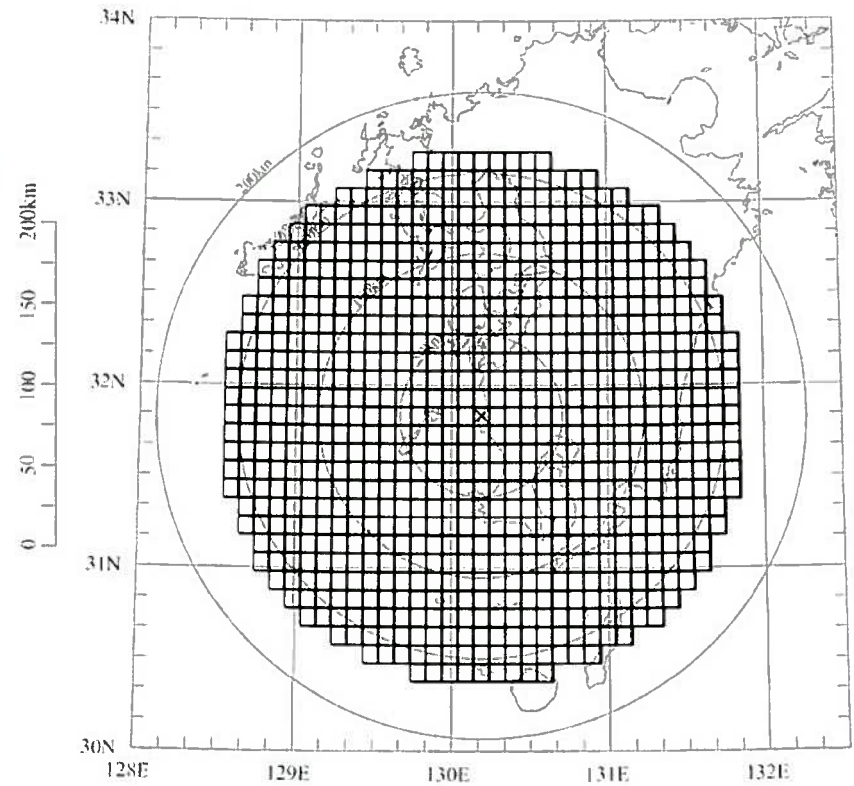
萩原(1991)の地震地体構造区分



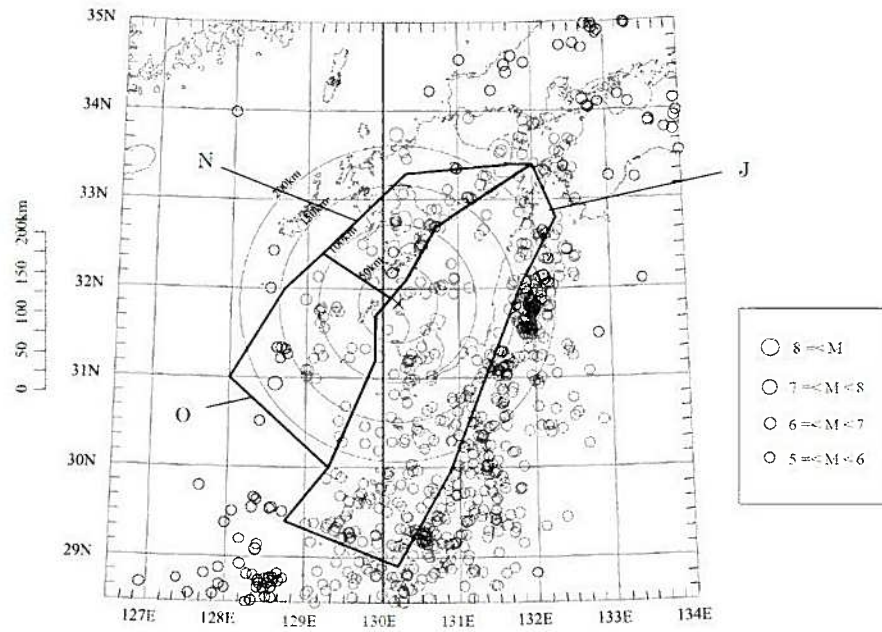
垣見ほか(2003)の地震地体構造区分



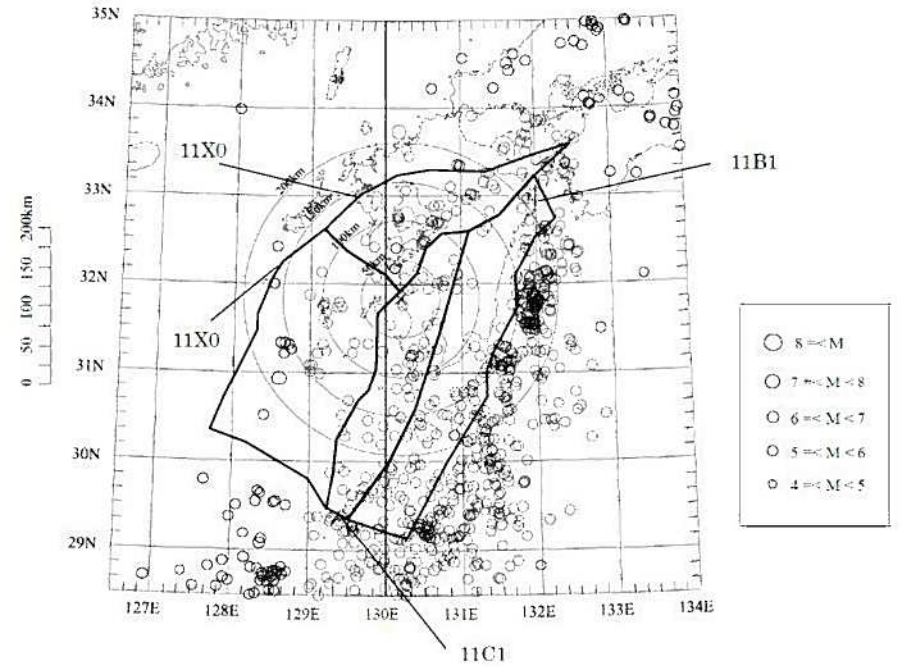
地震調査研究推進本部(2018)の領域区分



領域を区分しない方法



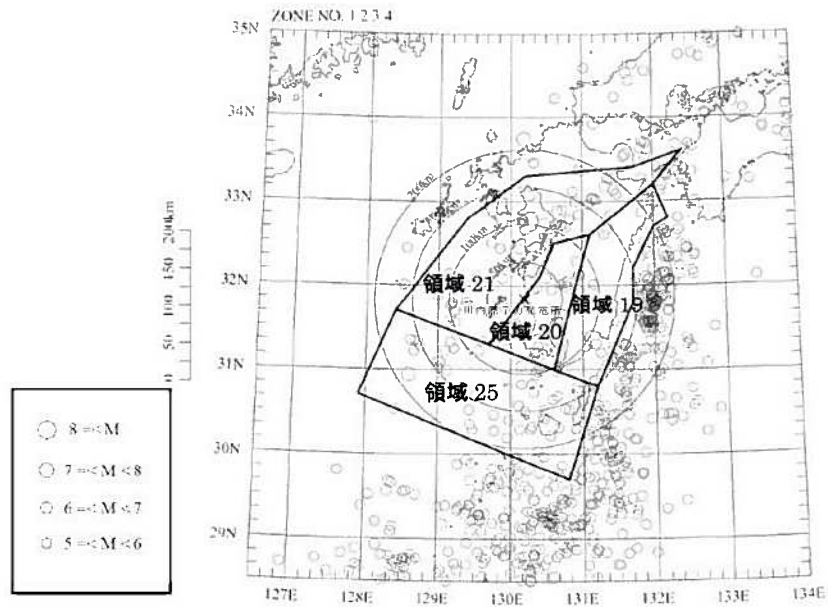
萩原(1991)の地震地体構造区分



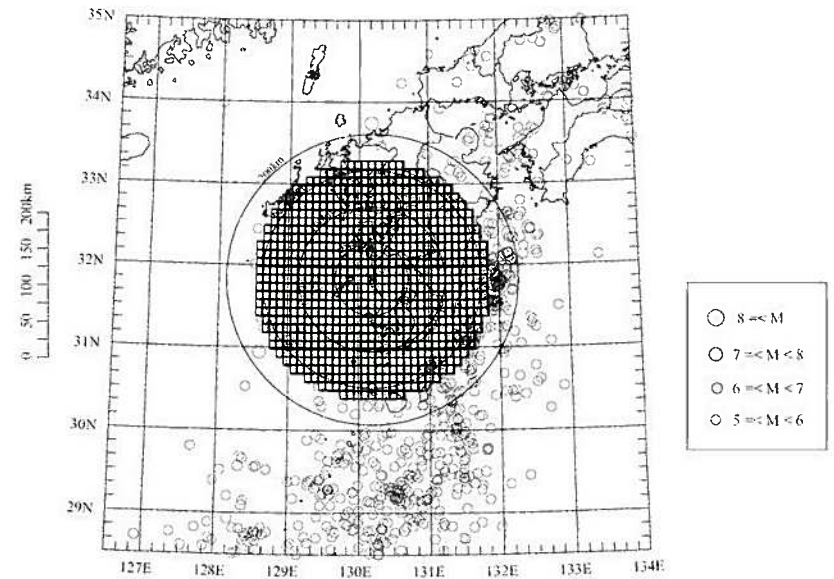
垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.1-7図 川内原子力発電所周辺の各領域区分と

地震発生状況(1926年~2017年4月までの200km以浅でM5.0以上の震央分布)(1/2)



地震調査研究推進本部(2018)の領域区分

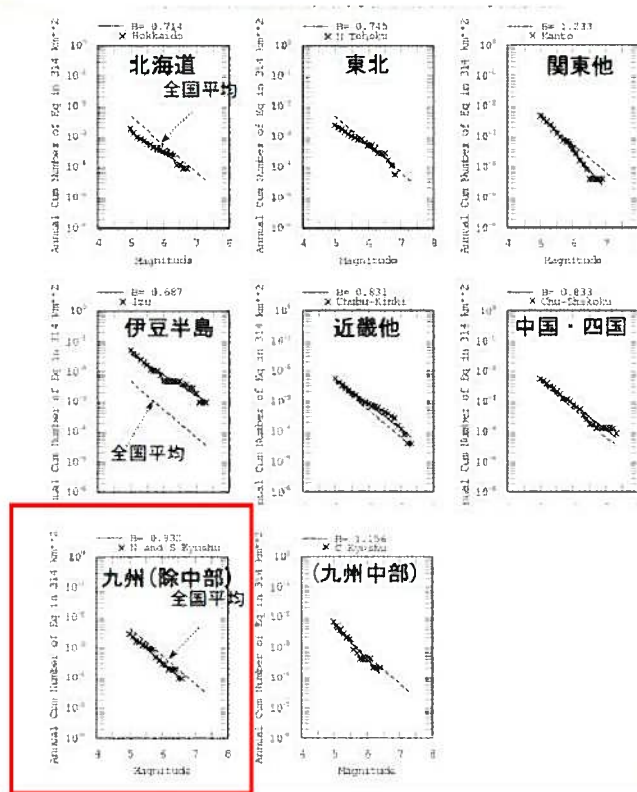


領域を区分しない方法

第3.1.1-7図 川内原子力発電所周辺の各領域区分と
地震発生状況(1926年～2017年4月までの200km以浅でM5.0以上の震央分布)(2/2)



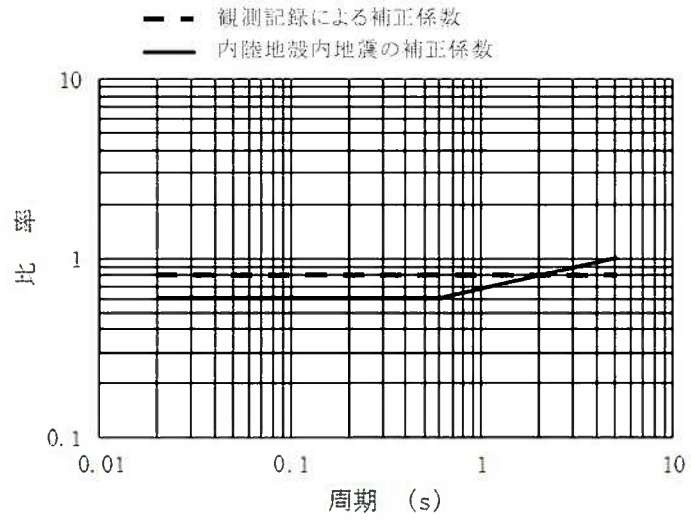
日本列島の地域分割(8地域)



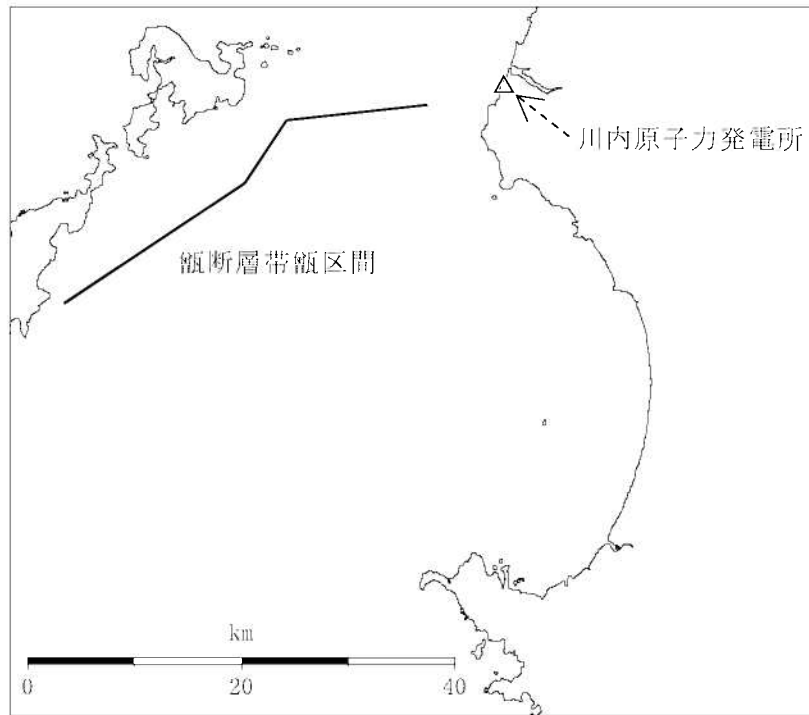
各地域の地震規模別発生頻度

参考: 震源を特定し難い地震による地震動の超過確率別スペクトルの検討
平成21年8月24日独立行政法人原子力安全基盤機構 に加筆

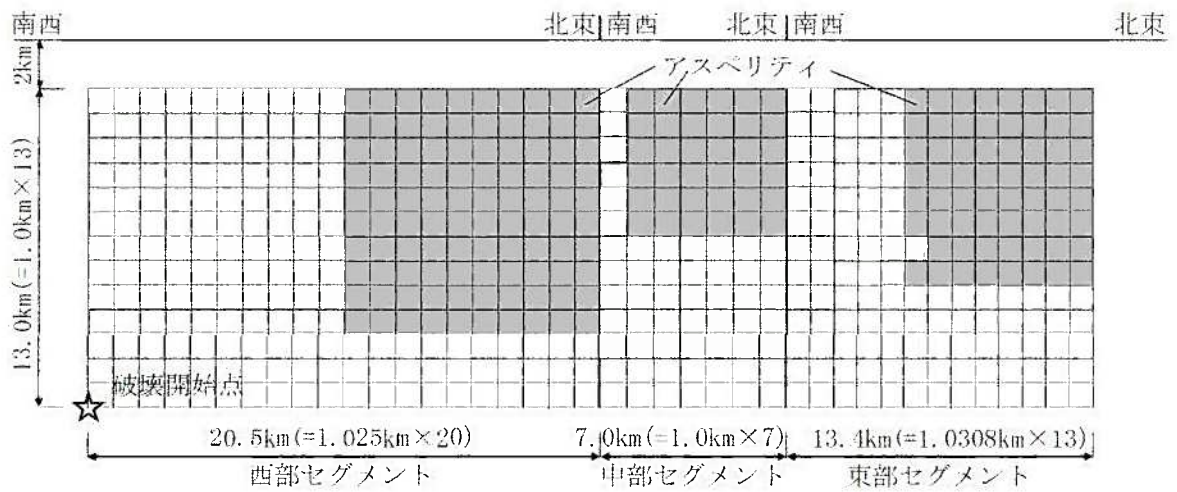
第3.1.1-8図 地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及びb値



第3.1.1-9図 観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正

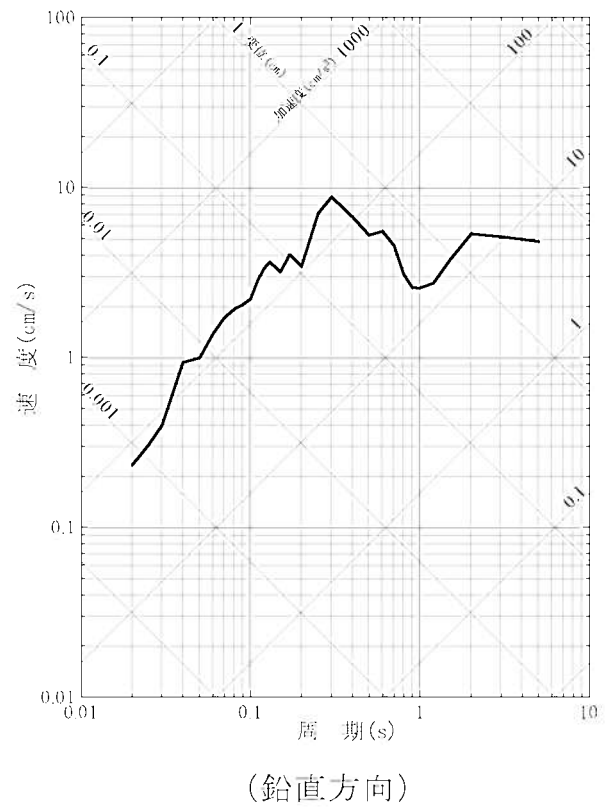
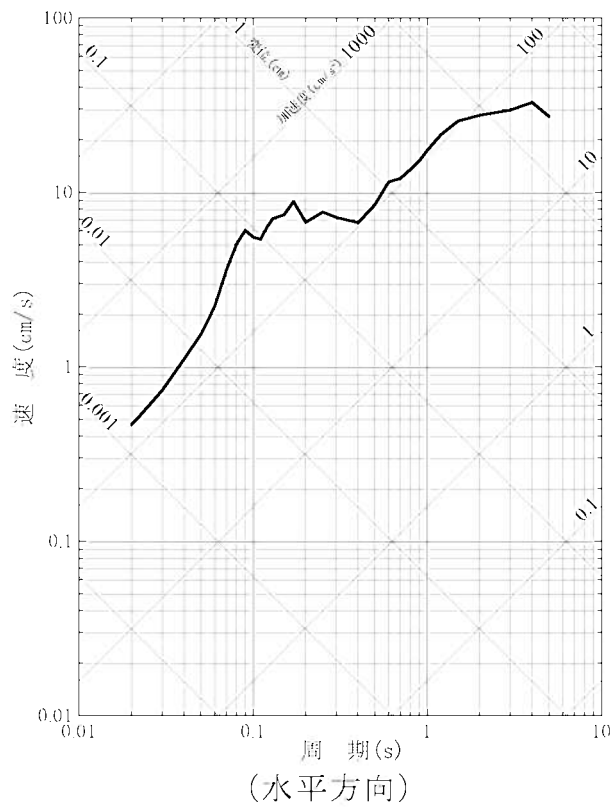


(a) 断層配置図

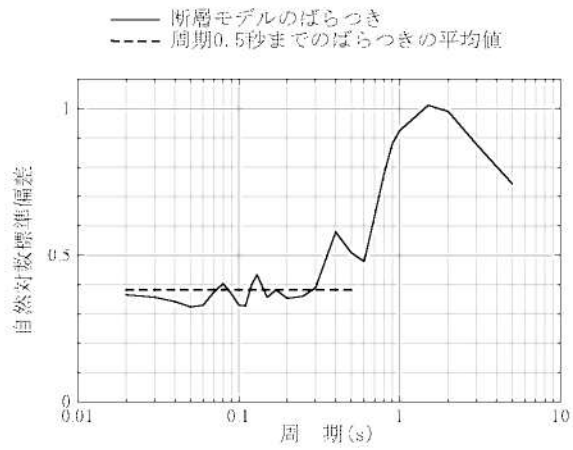


(b) 断面図

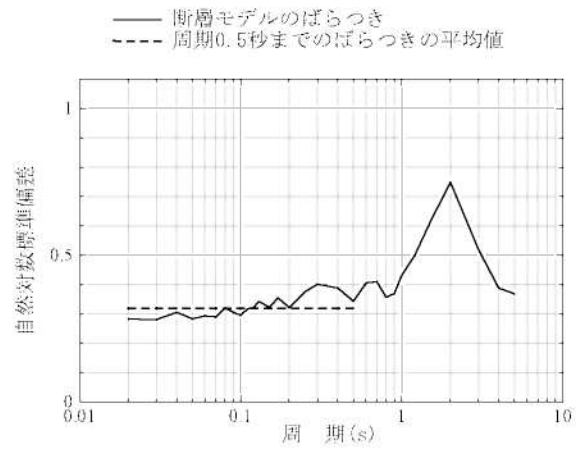
第3.1.1-10図 基準地震動の策定における基本震源モデル(甌断層帯甌区間)



第3.1.1-11図 断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の中央値
(応答スペクトル)

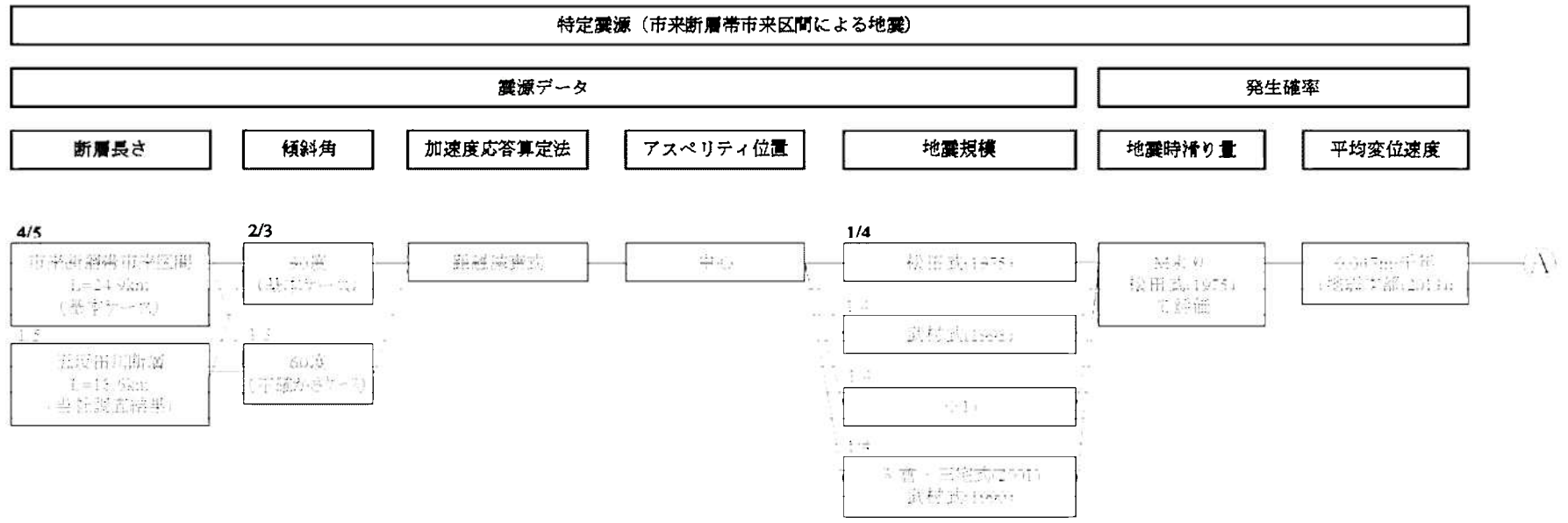


(水平方向)



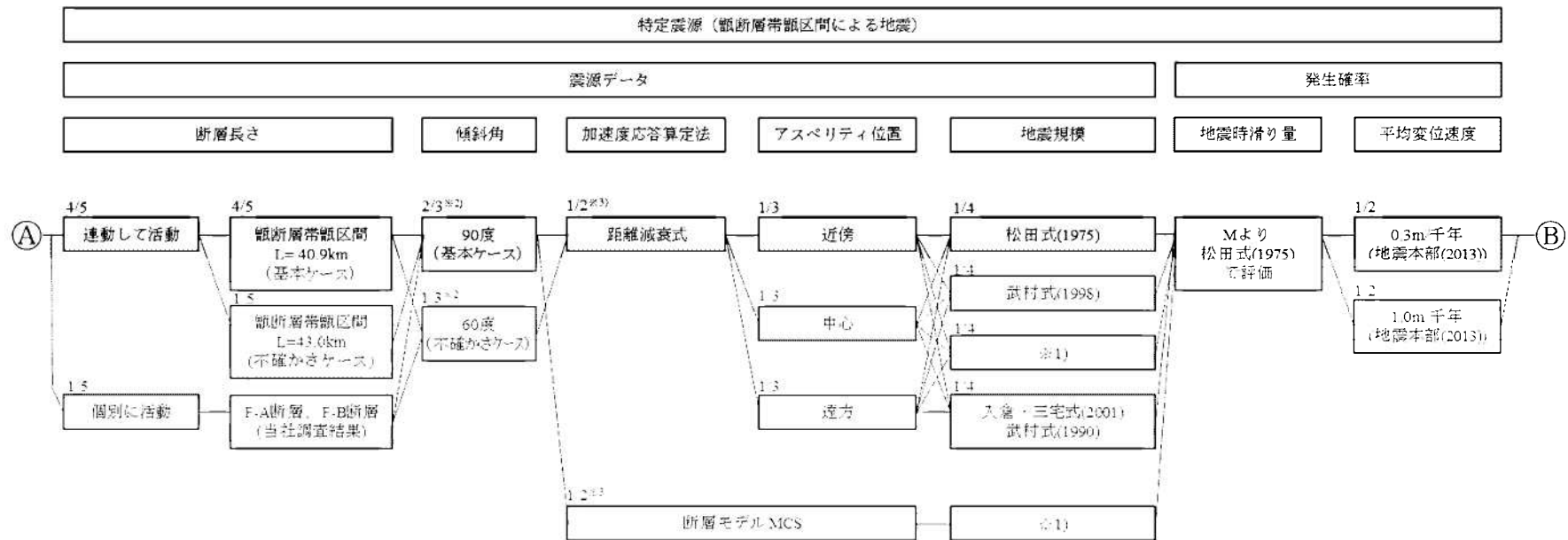
(鉛直方向)

第3.1.1-12図 断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のばらつき



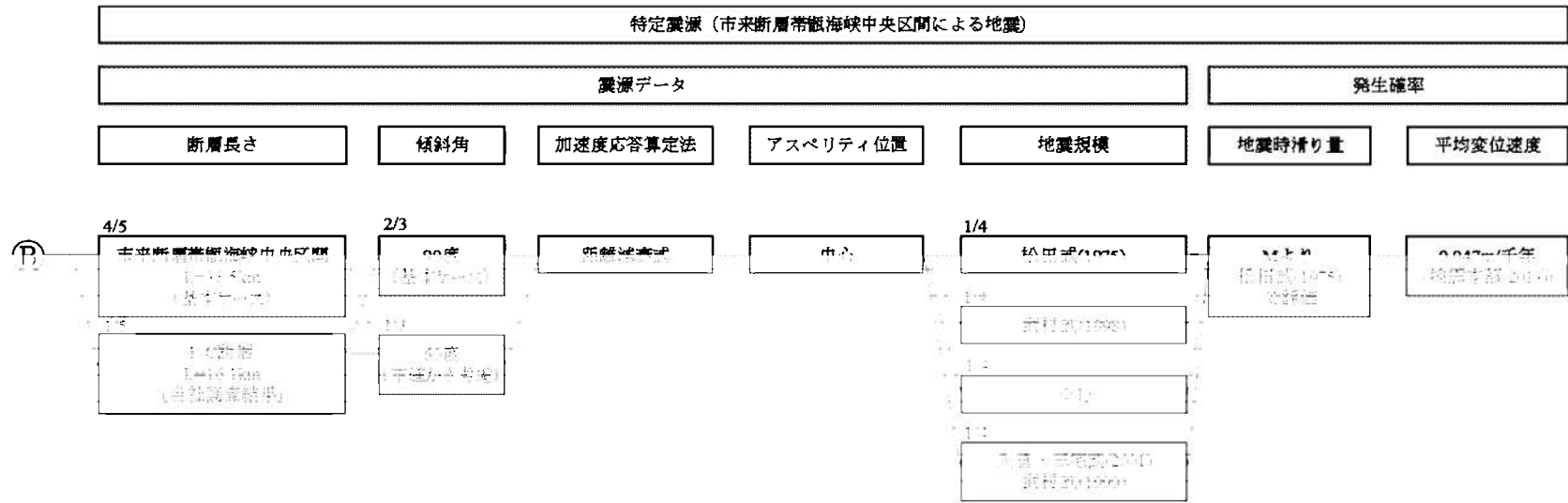
※1)断層帯長さの基準地動予測に用いる1997年発表品川北部地帯の観測記録を用いた検討に基づいた平均応答降下関数から、用件地帯の震源に基づき、地動応答の中心値を算出。地震モーメントから武村武(1988)式より、地震規模Mを算出。

第3.1.1-13図 設定したロジックツリー(1/4)



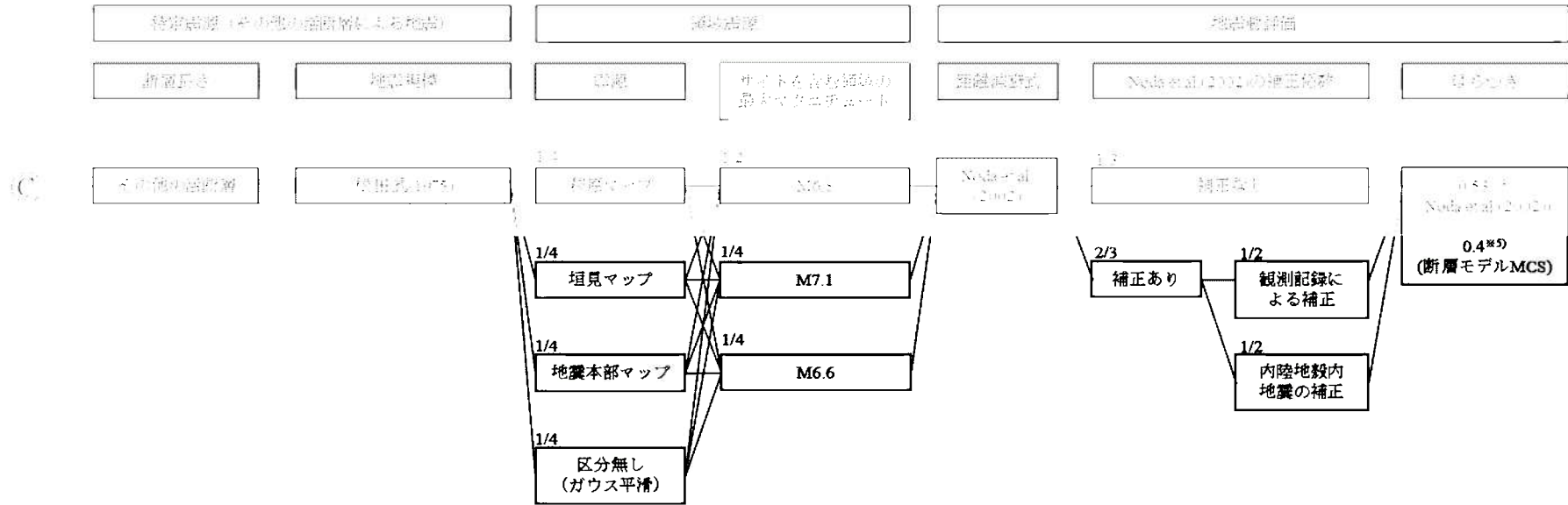
※1) 断層面積及び基準地震動の算定における1997年鹿児島県北西部地震の観測記録を用いた検討により得られた平均応力降下量から、円形クラック式に基づき、地震モーメントを算出。地震モーメントから武村式(1990)により、地震規模Mを算出。
 ※2) 断層帯断層区間 (断層長さ不確かさケース) のパスでは90度の重みを1とし60度の重みを0とする。
 ※3) 断層帯断層区間 (断層長さ基本ケース、傾斜角基本ケース) を除くパスでは断層モデルMCSのパスの重みを0とし距離減衰式の重みを1とする。

第3.1.1-13図 設定したロジックツリー (2/4)



※：飯海峡断層帯は地盤地震動の活断層(No.12)と同等程度(東部・西部地帯)の観測結果を用いた検討(2.5.0)を前提として算定された。飯海峡断層帯は、地盤地震動の発生確率(0.047%/年)は武村式(100%)と同等。地震規模は別途算出。

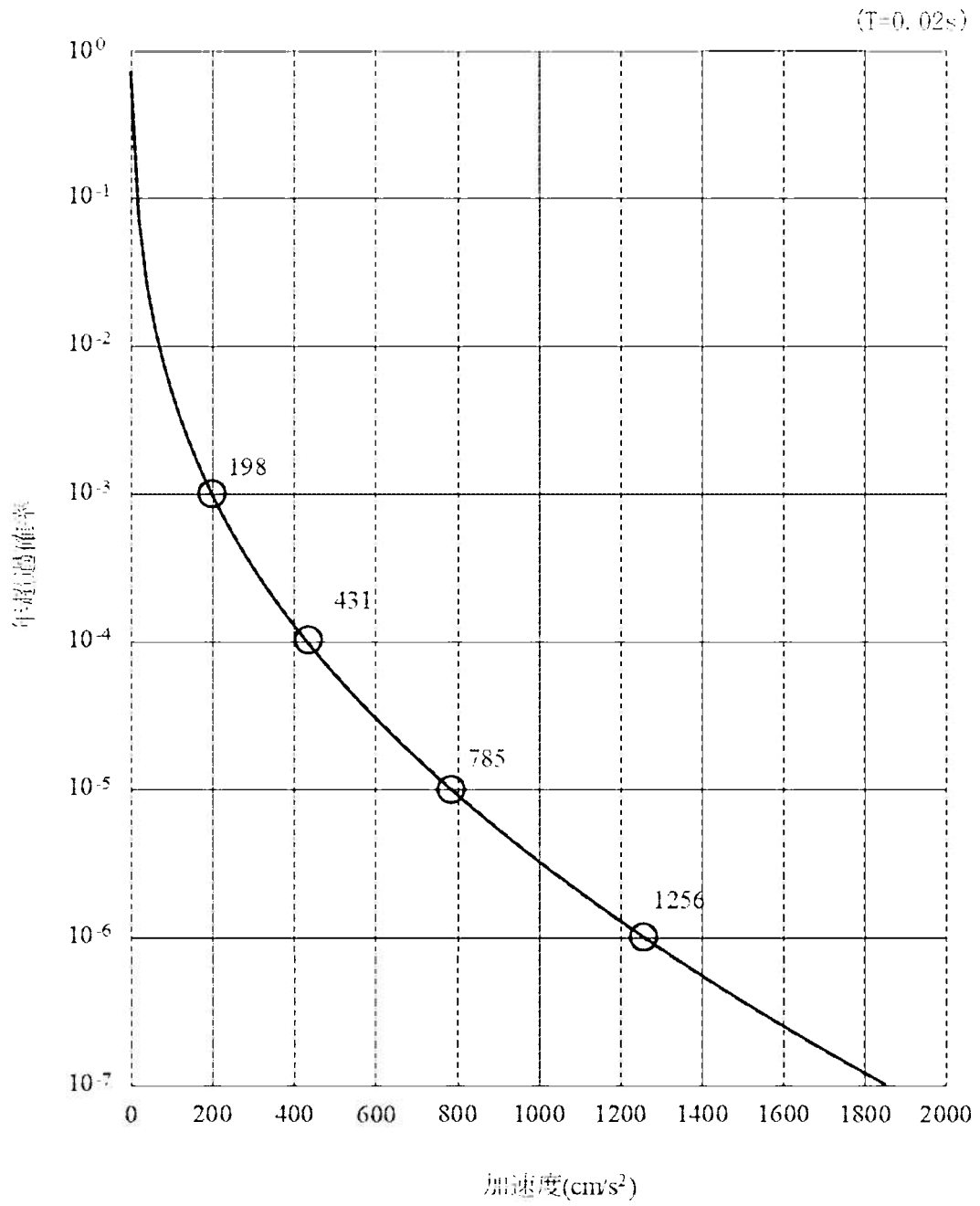
第3.1.1-13図 設定したロジックツリー (3/4)



※4) ばらつきの設定値は、Noda et al(2002)の評価式とそのデータベースとした地震観測記録とのばらつき幅(全周期帯で平均した自然対数標準偏差)。ばらつきの打ち切りは行わない。

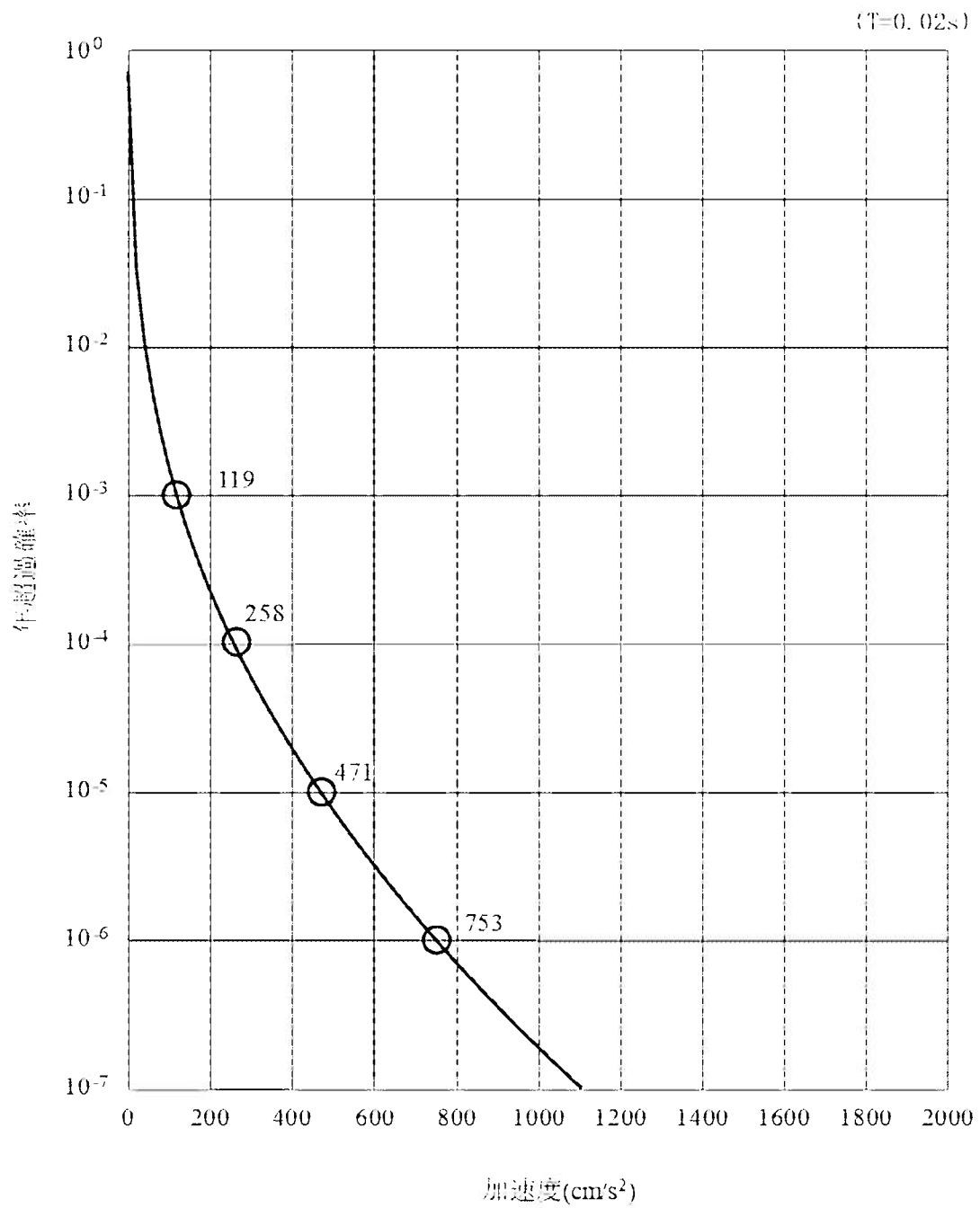
※5) 断層パラメータの不確かさに伴う地震動評価結果のばらつき。ばらつきの打ち切りは行わない。

第3.1.1-13図 設定したロジックツリー(4/4)



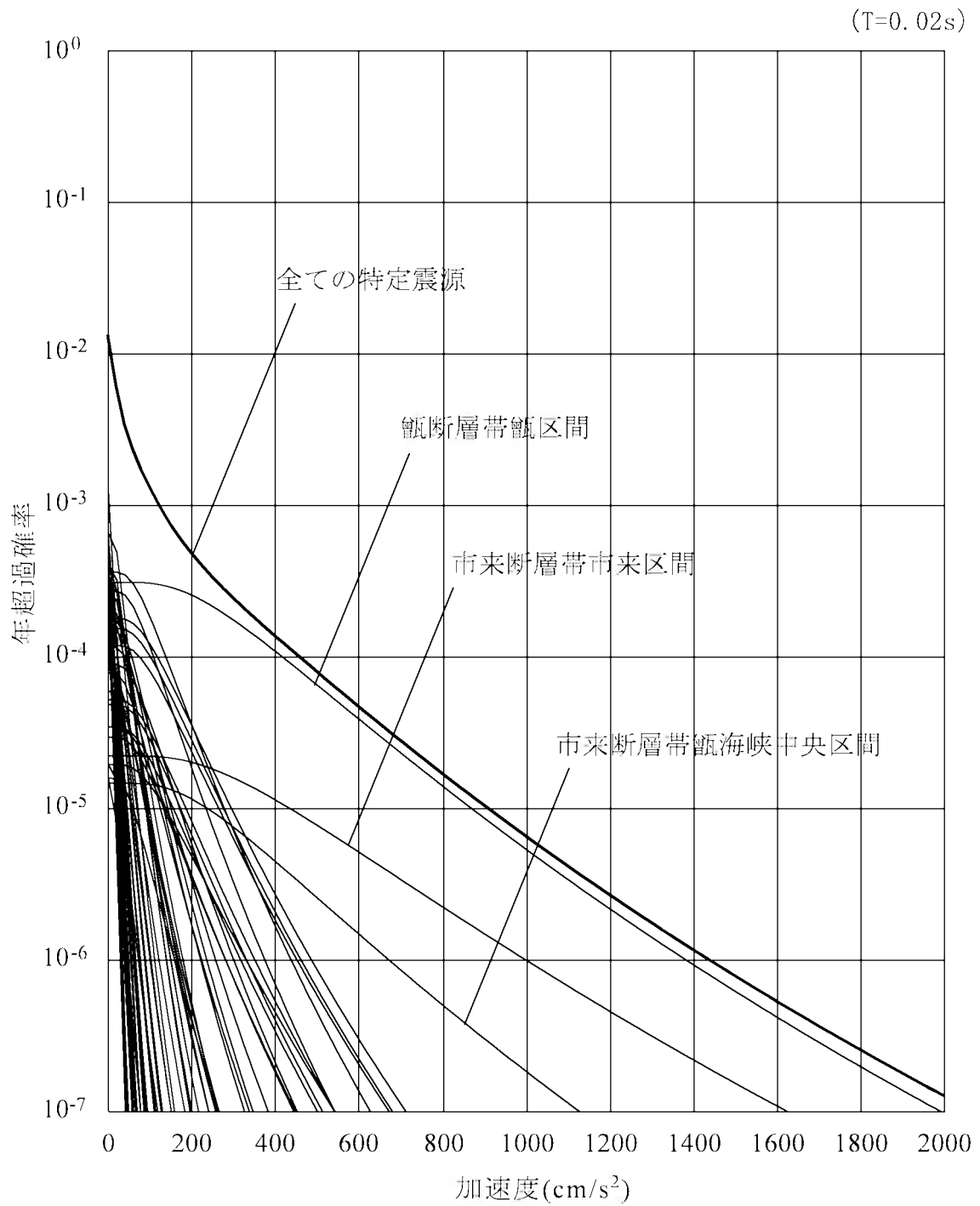
(水平方向)

第3.1.1-14図 平均地震ハザード曲線(1/2)

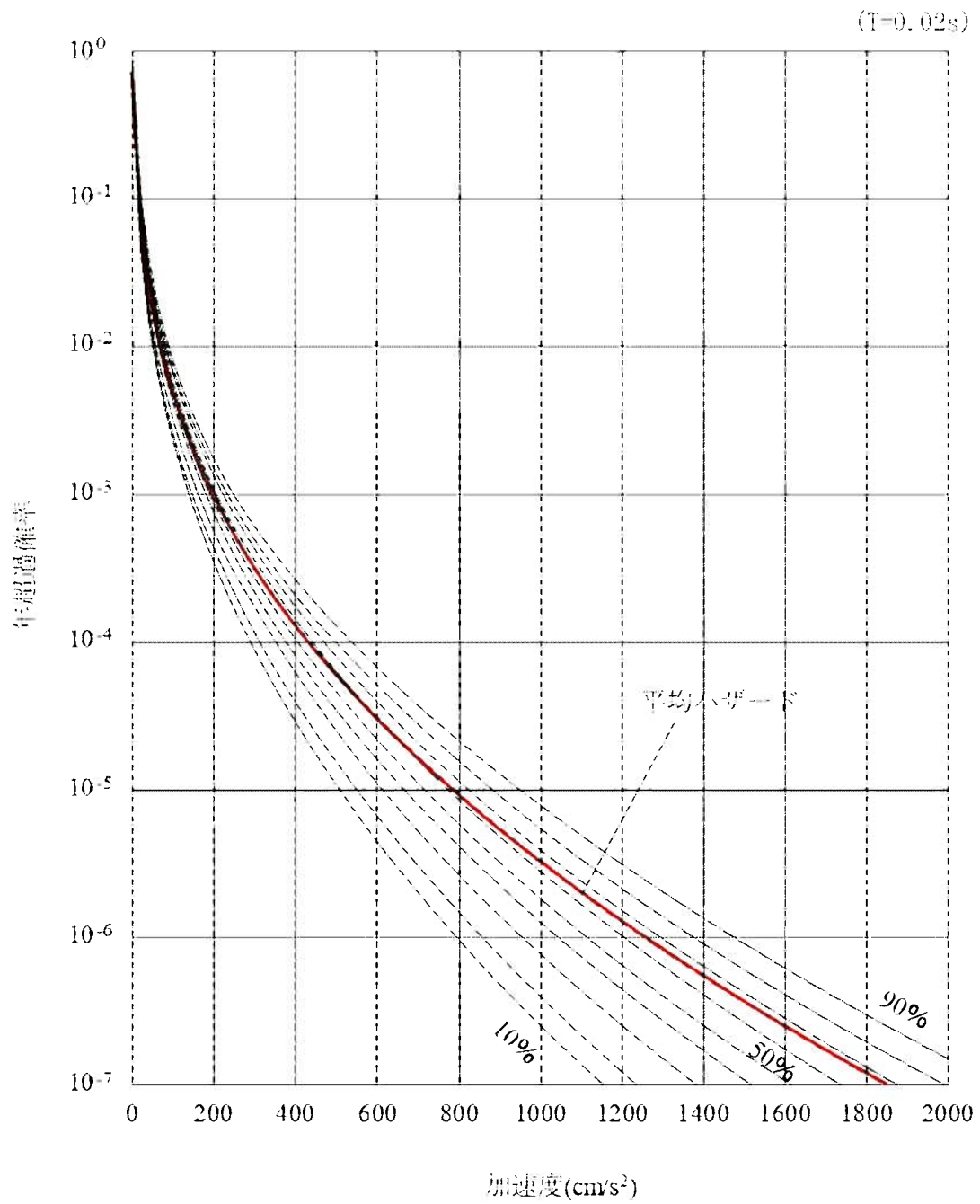


(鉛直方向)

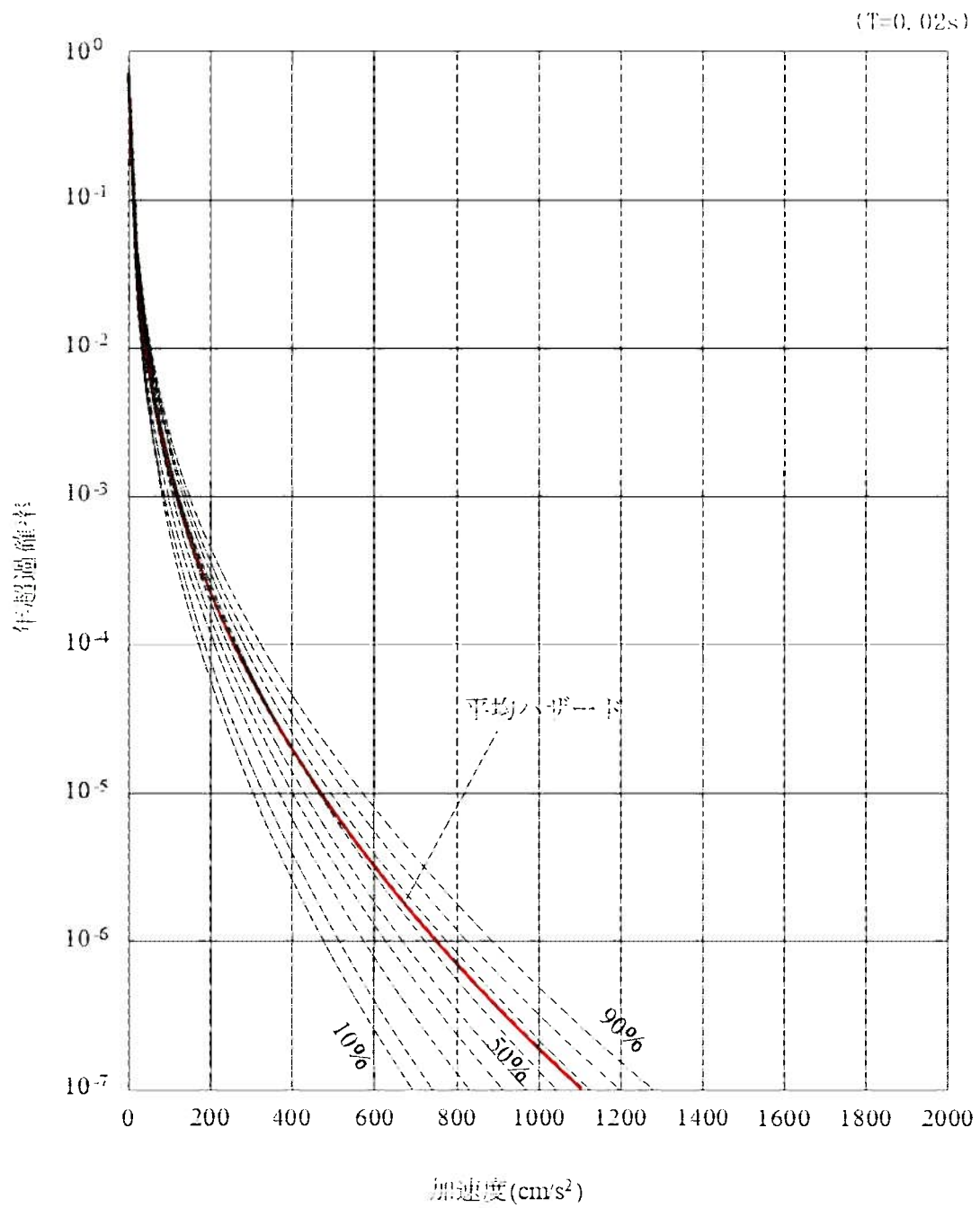
第3.1.1-14図 平均地震ハザード曲線(2/2)



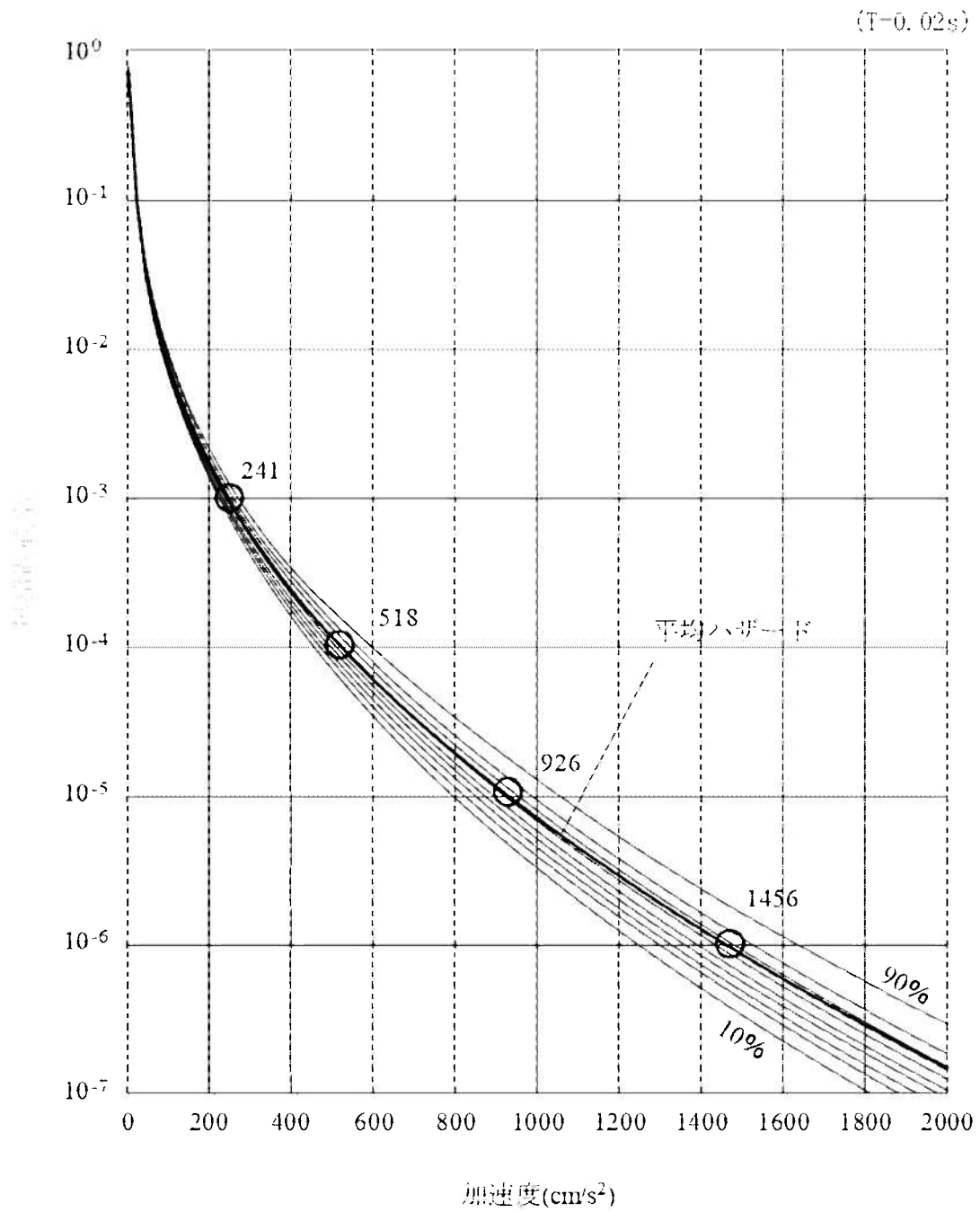
第3.1.1-15図 特定震源モデルによる地震ハザード曲線の内訳



第3.1.1-16図 フラクタイル地震ハザード曲線(1/2)

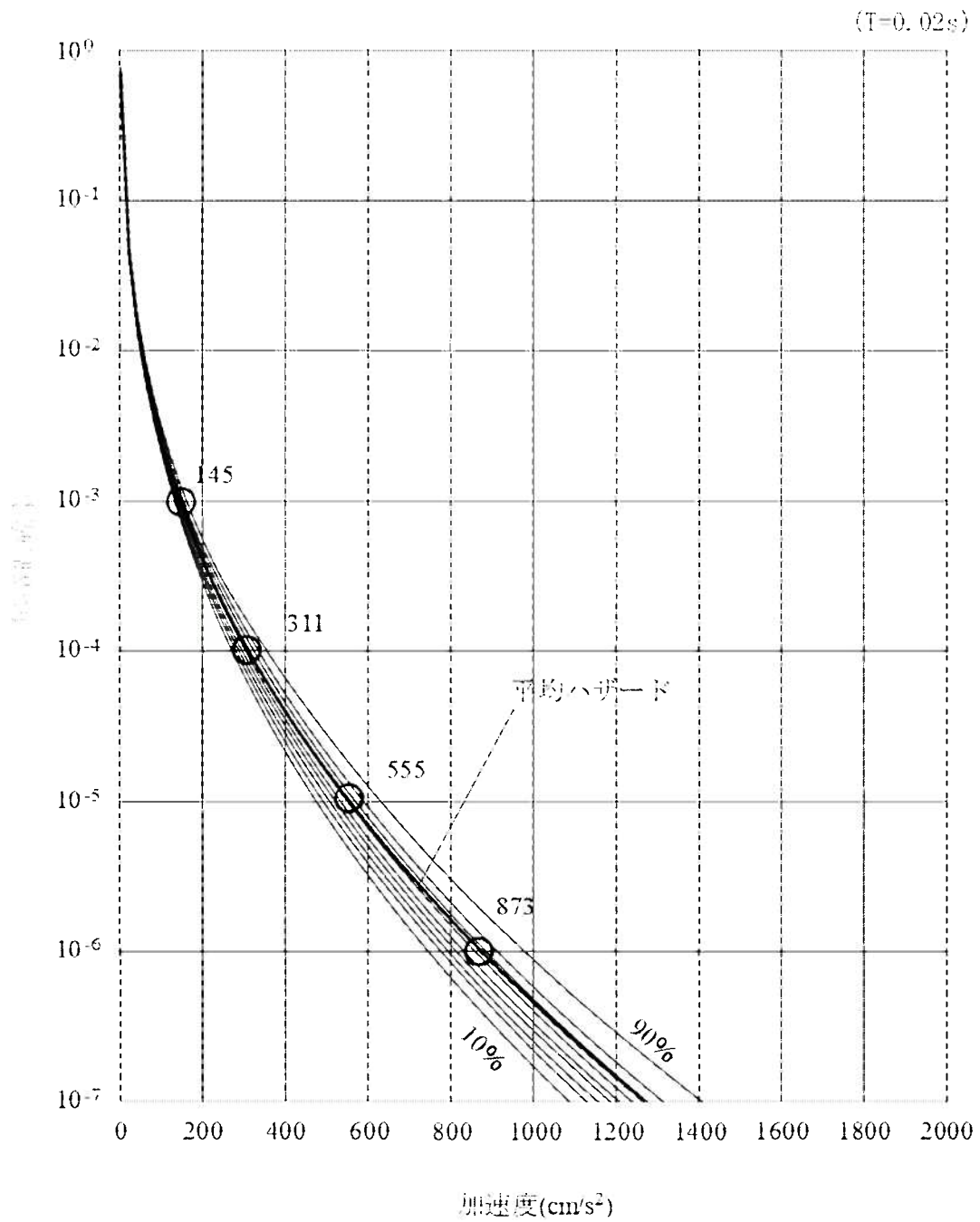


第3.1.1-16図 フラクタイル地震ハザード曲線(2/2)



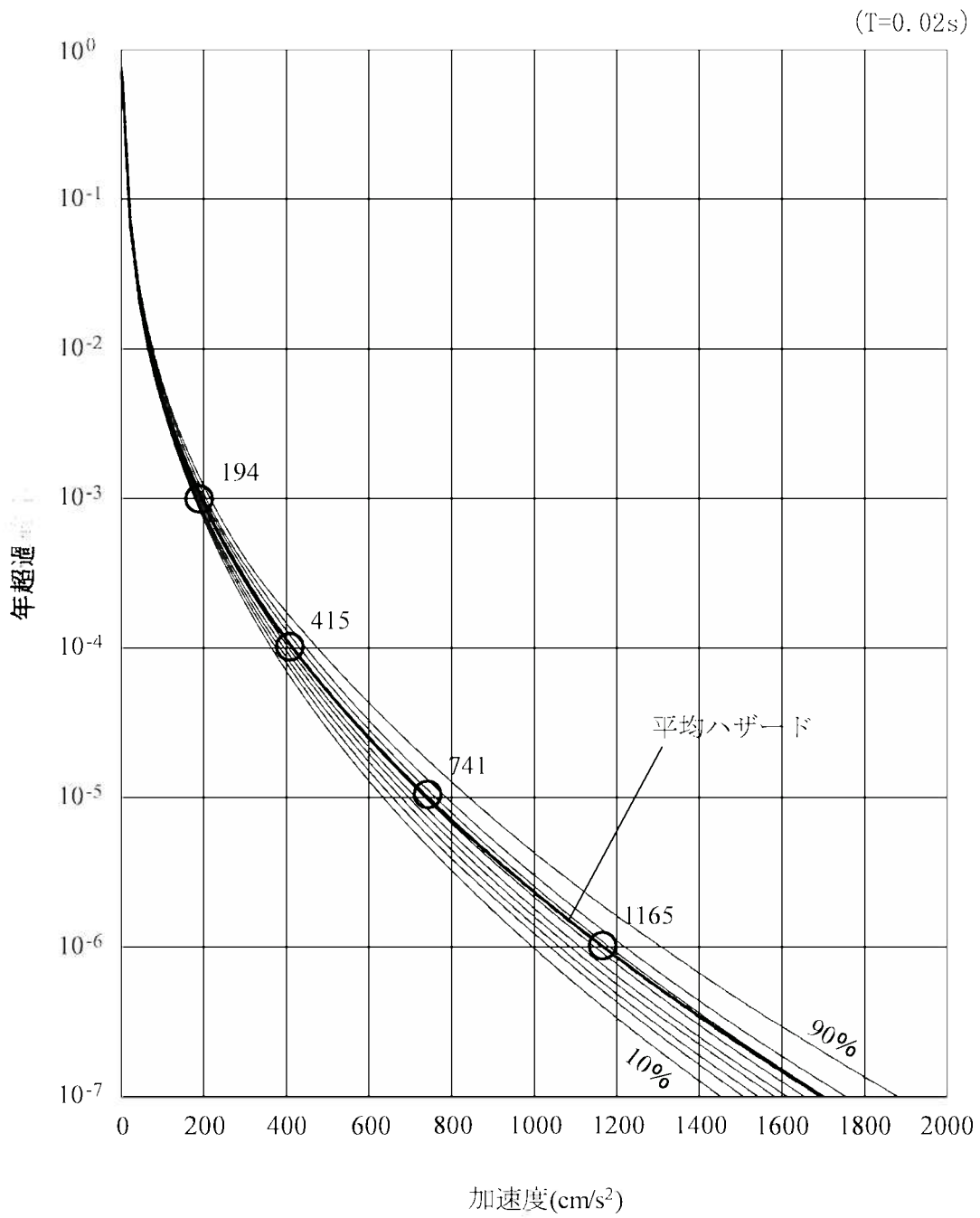
第3.1.1-17図 フラクタル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正なし)

(1/2)



第3.1.1-17図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正なし)

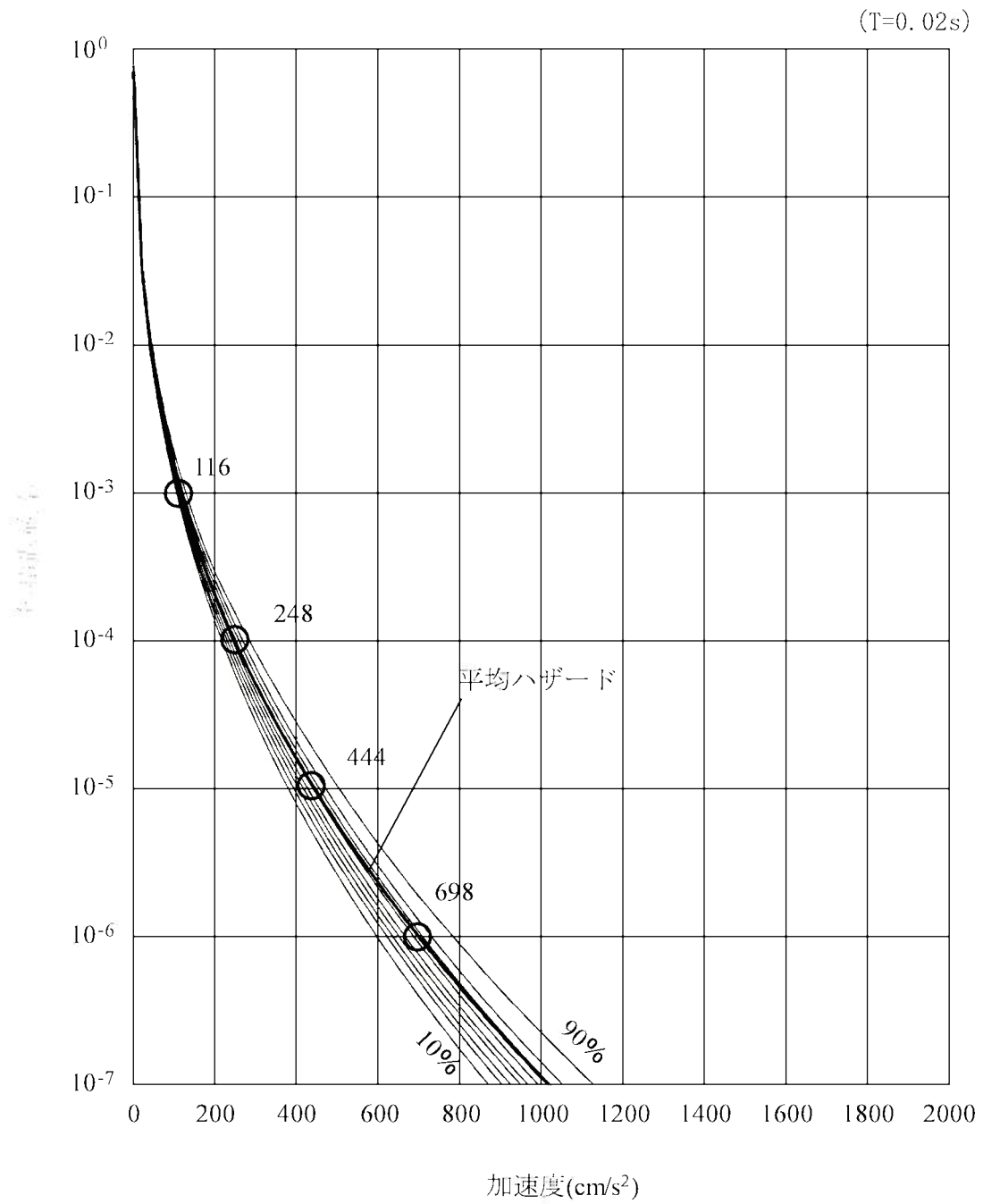
(2/2)



(水平方向・観測記録補正)

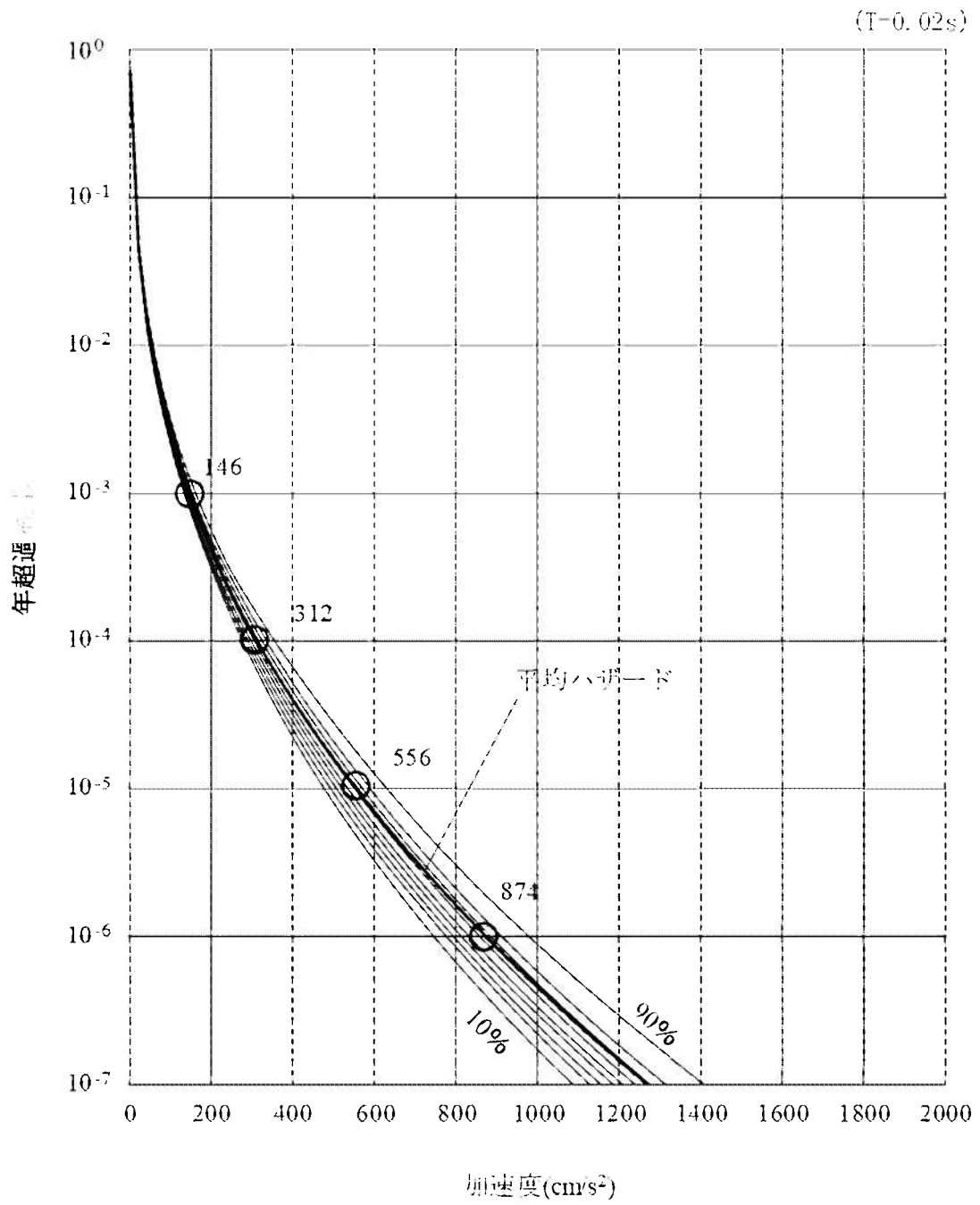
第3.1.1-18図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正あり)

(1/4)



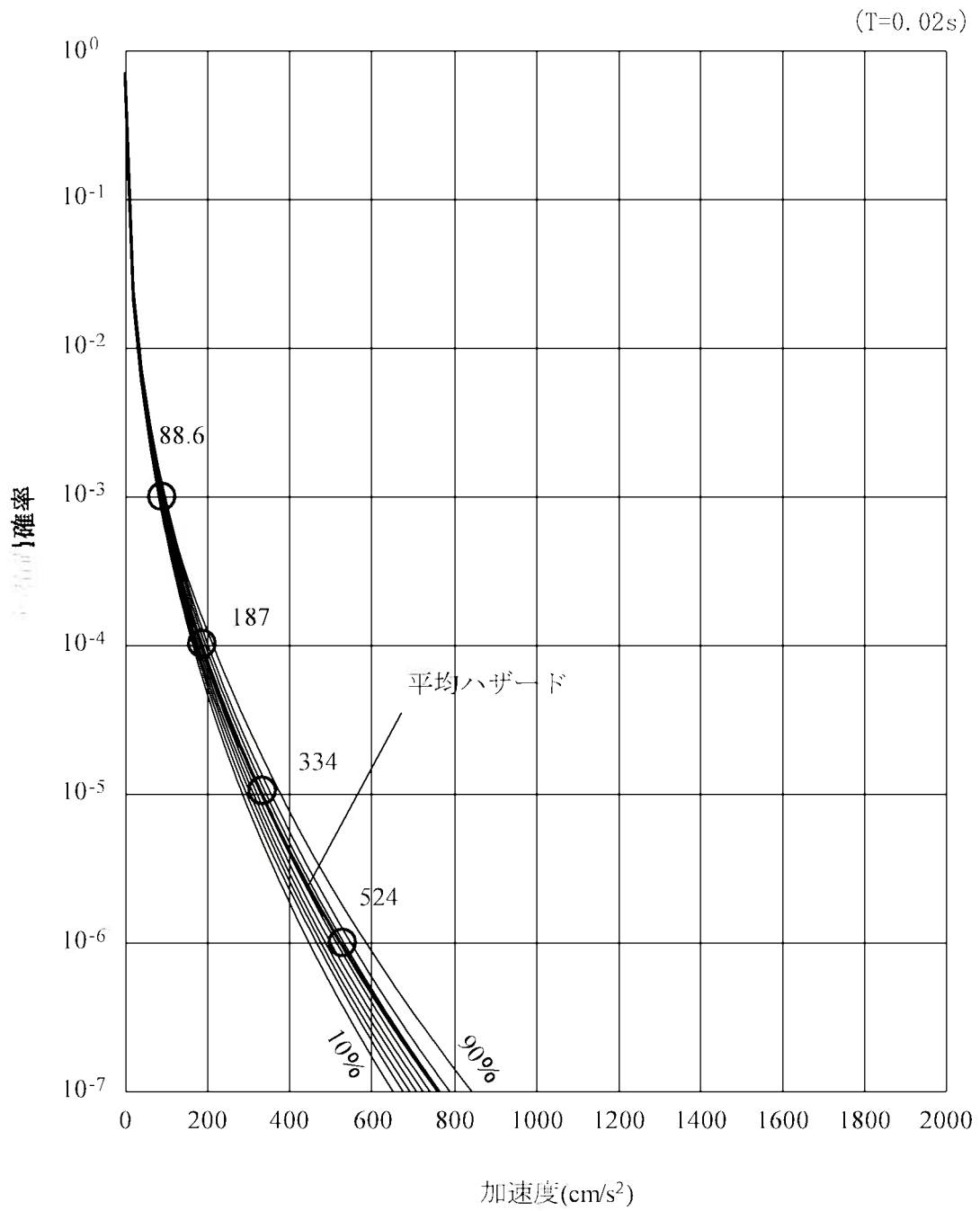
第3.1.1-18図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正あり)

(2/4)



第3.1.1-18図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正あり)

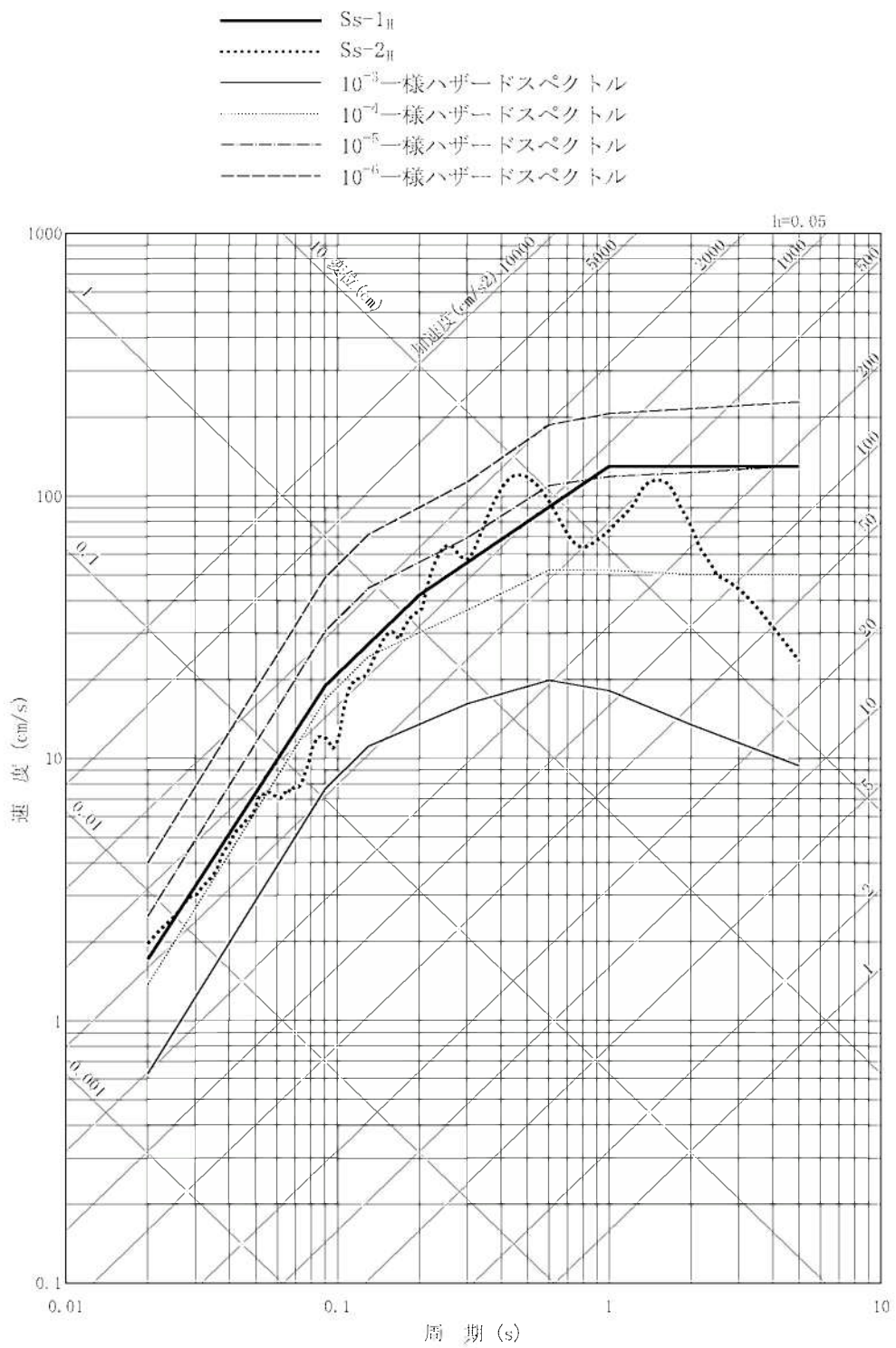
(3/4)



(鉛直方向・内陸地殻内地震補正)

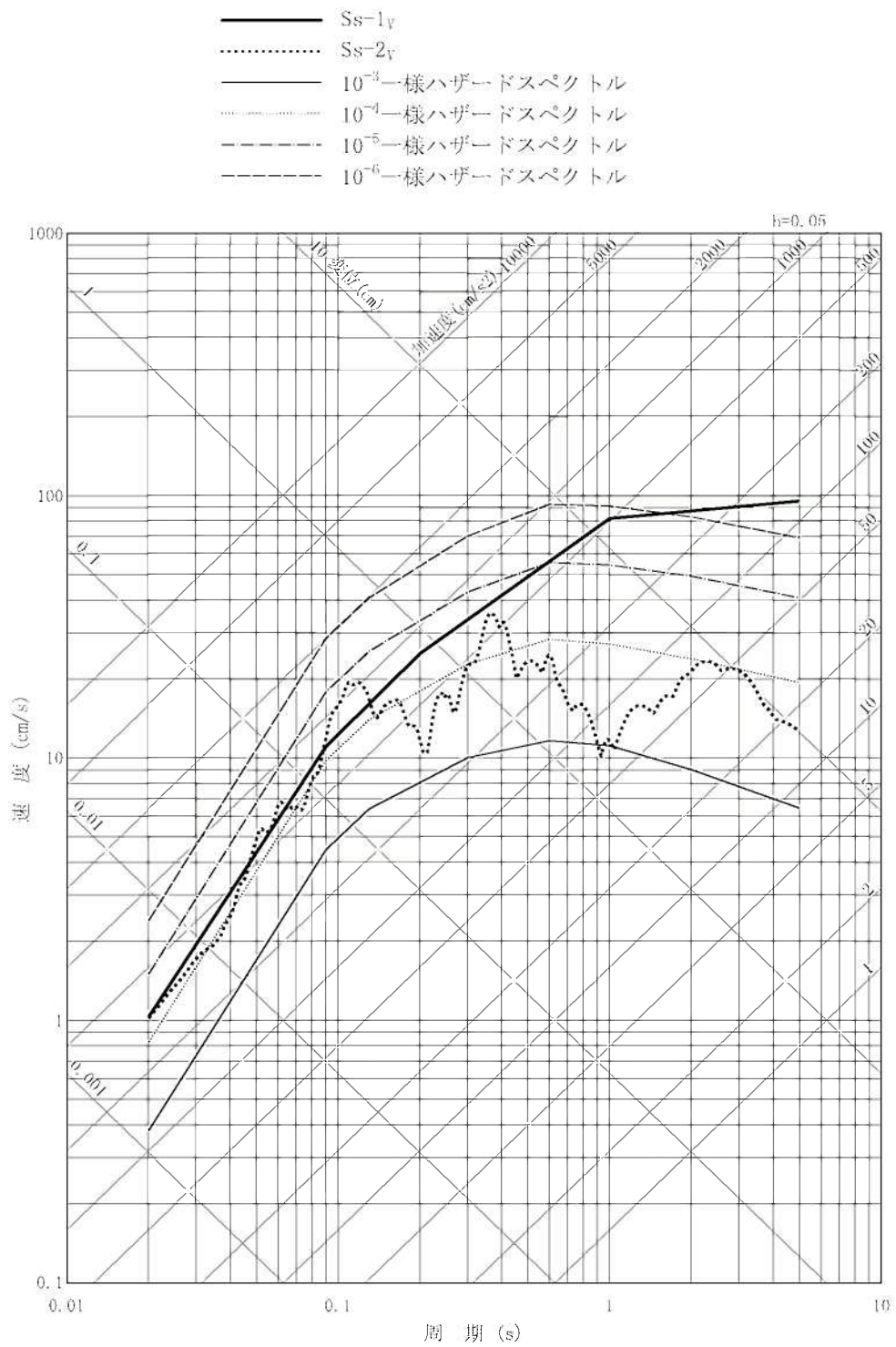
第3.1.1-18図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正あり)

(4/4)



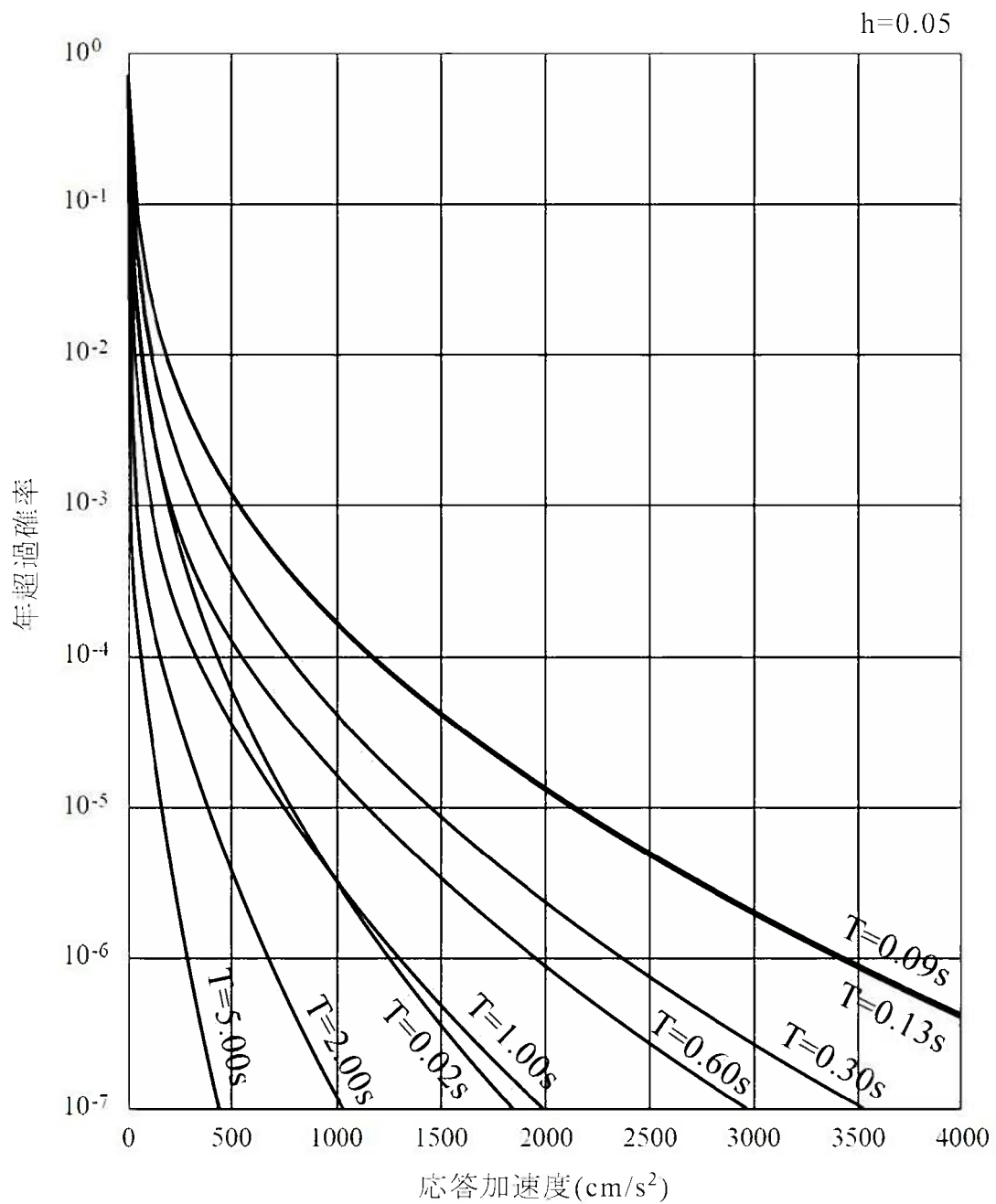
(水平方向)

第3.1.1-19図 基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較(1/2)



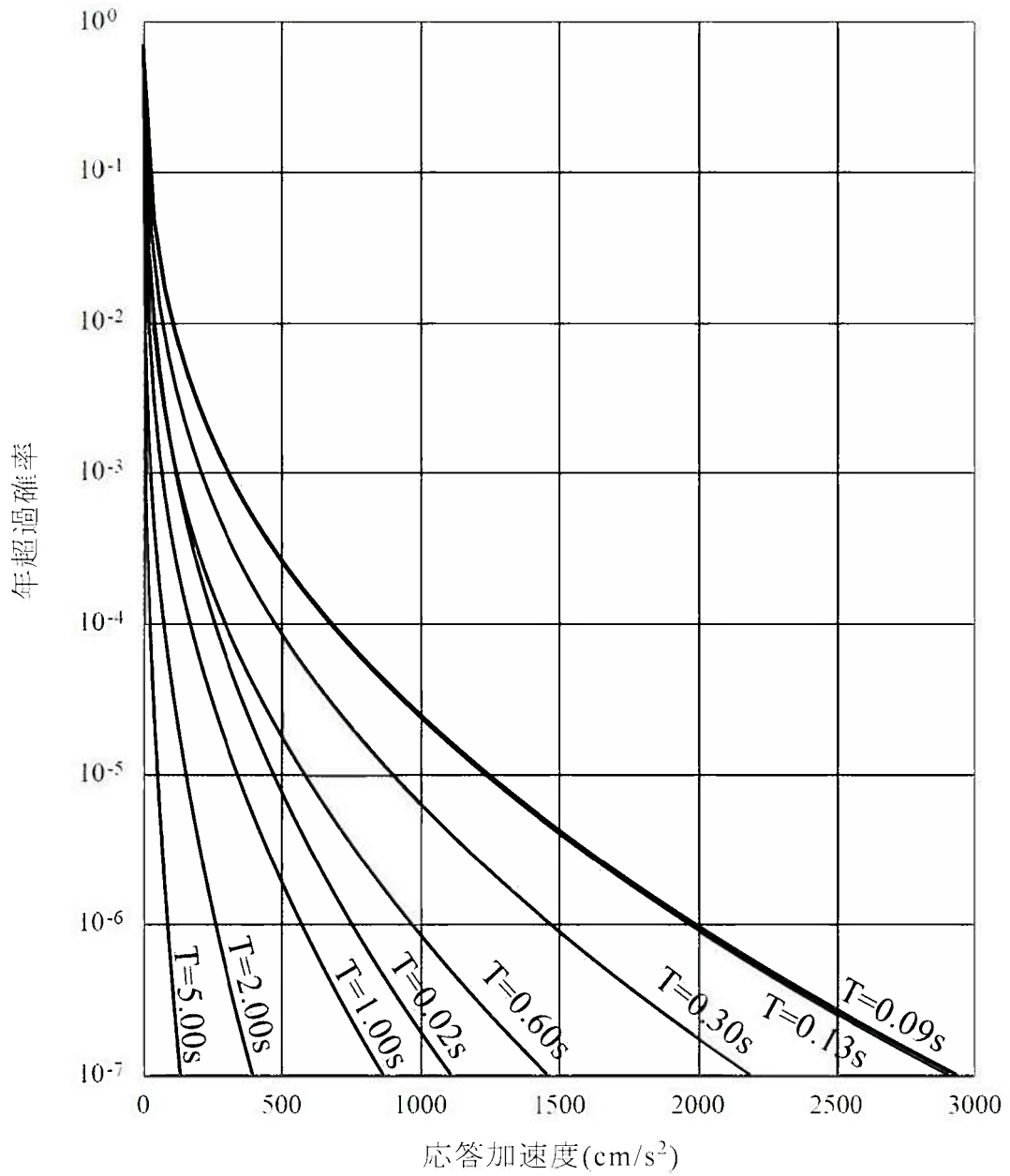
(鉛直方向)

第3.1.1-19図 基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較(2/2)



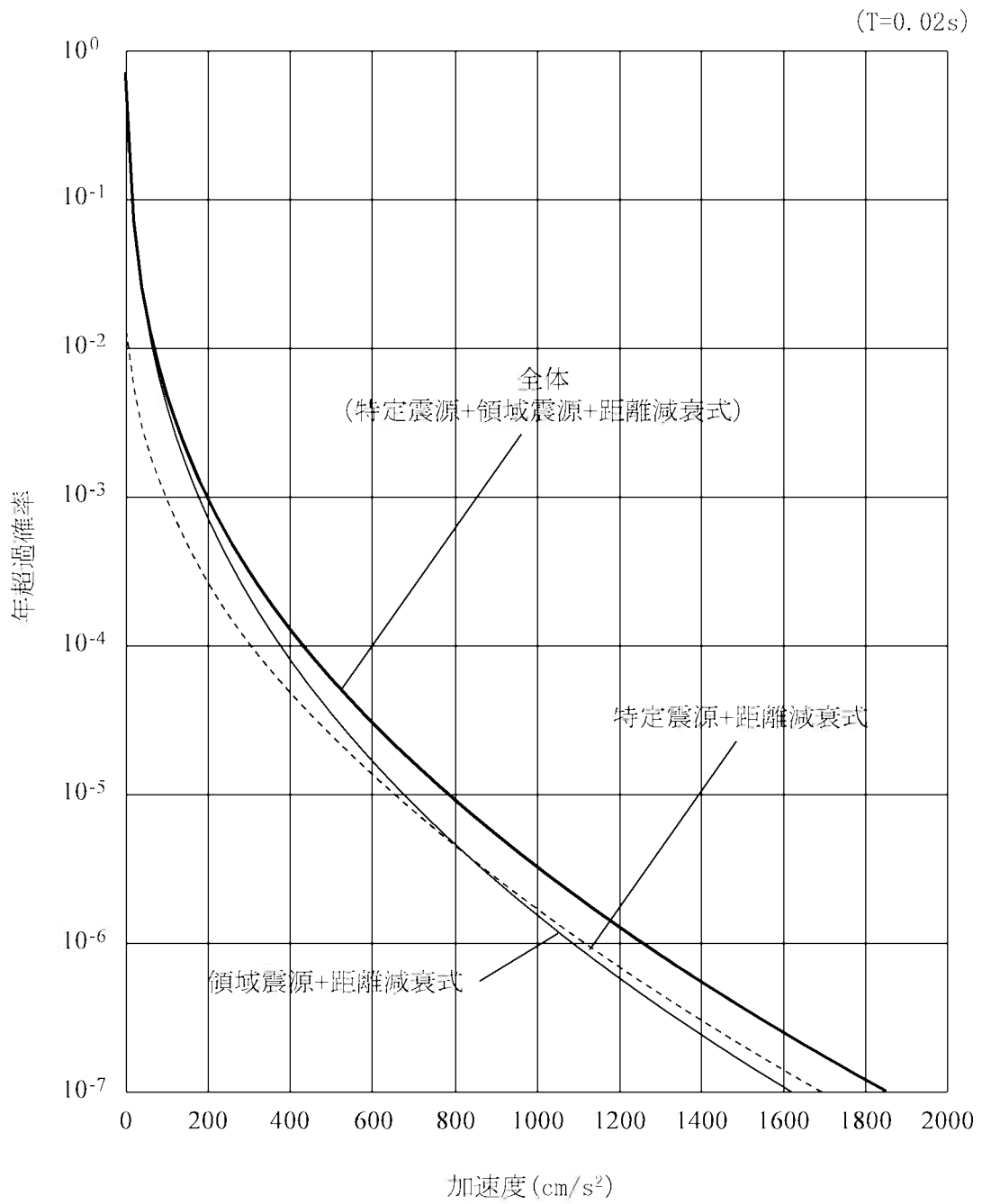
第3.1.1-20図 周期ごとの平均地震ハザード曲線(1/2)

h=0.05

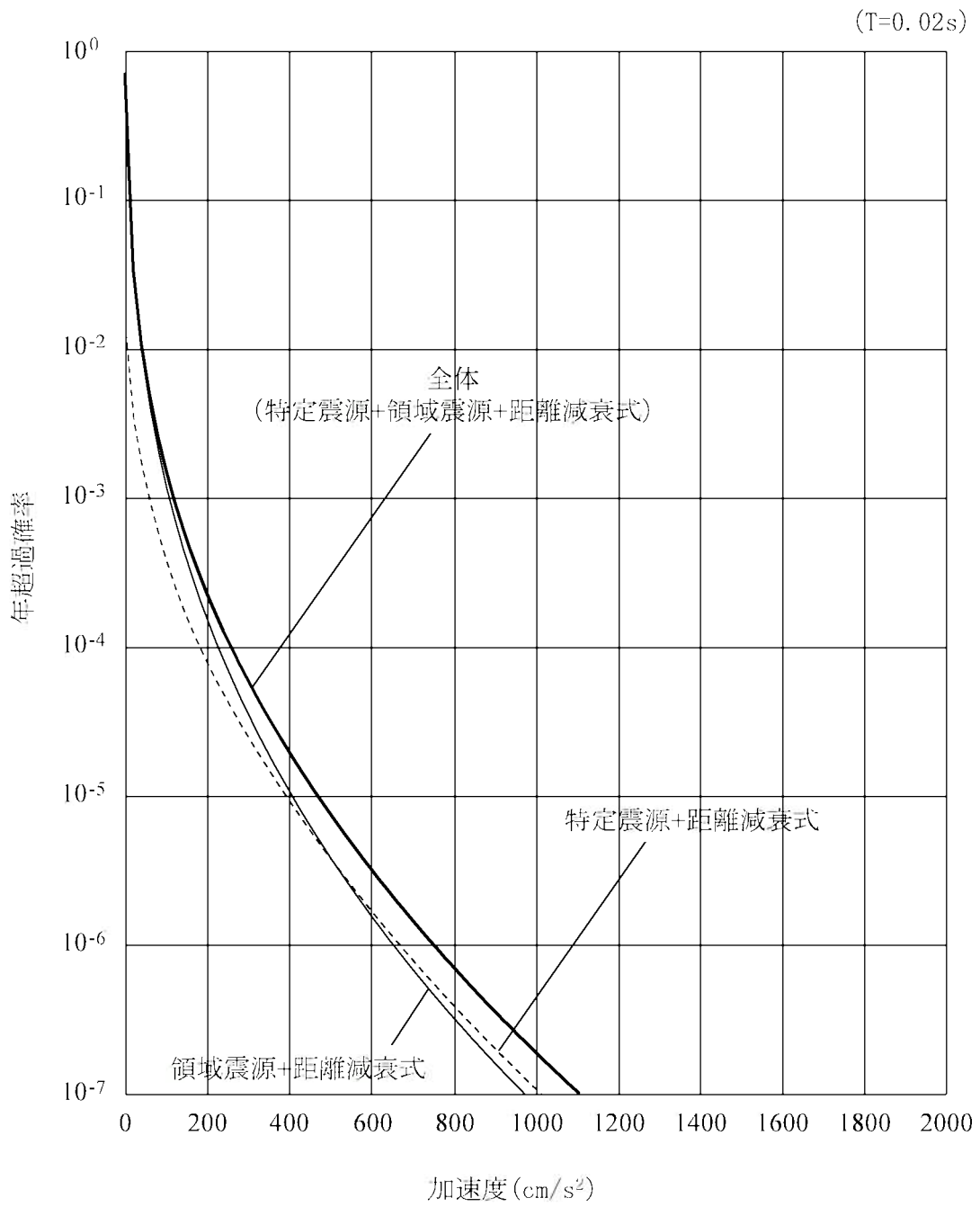


(鉛直方向)

第3.1.1-20図 周期ごとの平均地震ハザード曲線(2/2)

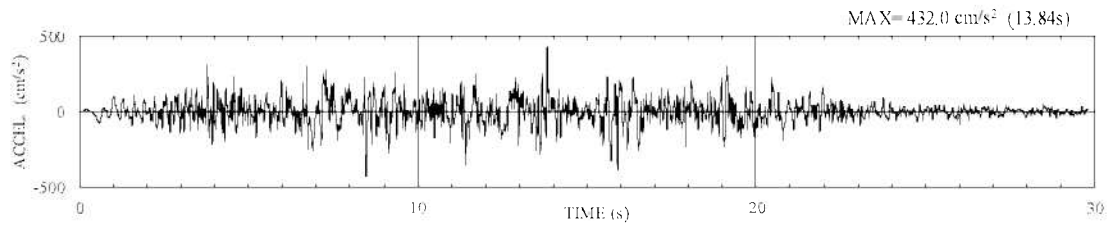


第3.1.1-21図 震源別平均地震ハザード曲線(1/2)

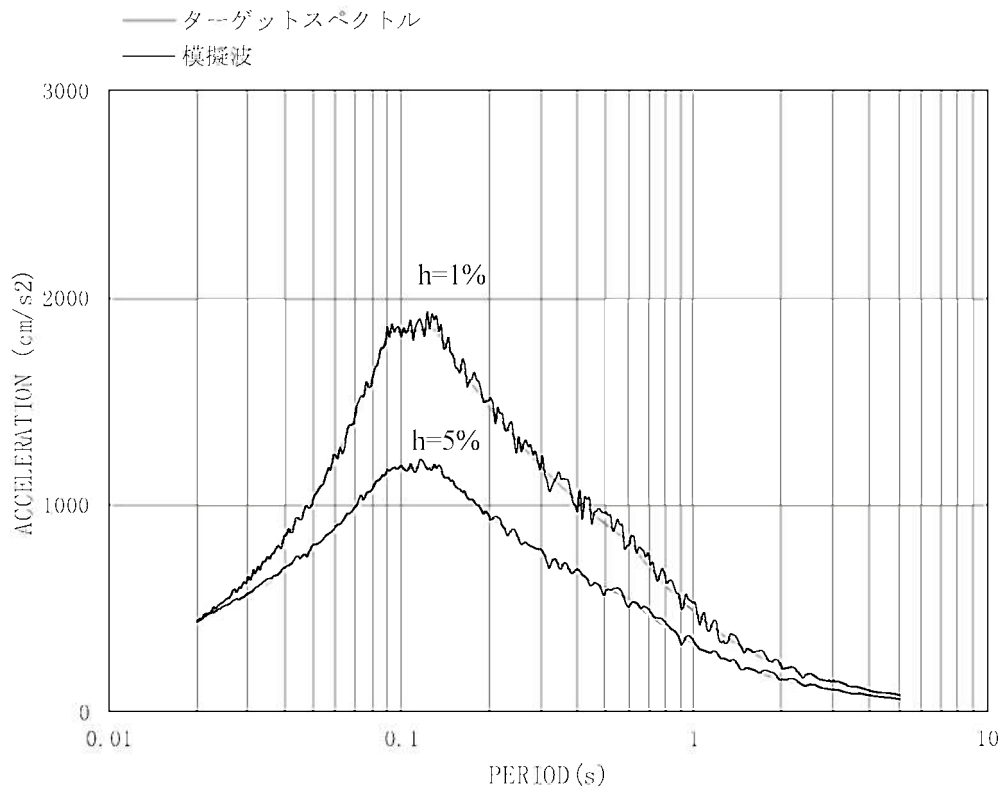


(鉛直方向)

第3.1.1-21図 震源別平均地震ハザード曲線(2/2)



(1) 加速度時刻歴波形



(2) 応答スペクトル

第3.1.1-22図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波

3.1.2 決定論的安全評価

3.1.2.1 決定論的安全評価の見直し要否

(1) 概要

評価の実施時点における自主的に講じた措置、設備・機器の性能に係る調査に基づき、発電用原子炉施設の現状について安全評価を行い、発電用原子炉設置変更許可を受けた最新の「第1章 1.15 安全解析」に対する影響を確認し、見直しの要否を確認する。

今回の安全性向上評価では、第22回施設定期検査終了日の翌日(2017年1月7日)の決定論的安全評価から評価時点となる第25回定期事業者検査終了日(2020年12月15日)までの自主的に講じた措置、設備・機器の性能に係る調査を行い、これらの評価の対象とした。

(2) 確認方法

決定論的安全評価においては、「第1章 1.15 安全解析」に記載の評価範囲に対して、「第1章 1.3 安全目標及びSSCに関する設計規則」にて記載の「安全設計方針」で示されている事象を考慮して設計を行った設備並びに「第1章 1.15 安全解析」に記載の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に基づき解析条件等を設定し、「第1章 1.15 安全解析」にて妥当性を確認した解析コード等により、評価を行っている。

これらの安全評価で用いている範囲、解析条件、解析コード等については、「第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置」において抽出した自主的に講じた措置、設備・機器の性能に影響を受けるため、評価時点における自主的に講じた措置、設備・機器の性能に係る調査に基づき、発電用原子炉設置変更許可を受けた最新の「第1章 1.15 安全解析」に対する影響を確認し、見直しの要否を確認する。

また、安全評価で用いている解析コードについては、更新・不具合情報に影響を受けるため、評価時点までに収集した以下の情報に基づき、発電用原子炉設置変更許可を受けた最新の「第1章 1.15 安全解析」に対する影響を確認し、見直しの要否を確認する。

なお、決定論的安全評価に影響を及ぼさないような表示や入出力時に係る不具合については、情報源から除外することとした。

- ・米国原子力規制委員会(NRC)が保有する情報

(ADAMS(Agencywide Documents Access and Management System))

- ・コード開発元の情報

(3) 確認結果

a. 保安活動の実施状況

川内原子力発電所第1号機第2回安全性向上評価届出書(2019年1月7日付け原発本第247号)(以下「第2回届出書」という。)、川内原子力発電所第1号機第3回安全性向上評価届出書(2020年5月11日付け原発本第39号)(以下「第3回届出書」という。)及び本届出書の「第2章 2.2.1 保安活動の実施状況」に示すように、第22回施設定期検査終了日の翌日(2017年1月7日)以降に実施した保安活動の改善状況を調査している。それらを踏まえて、保安活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響を確認した。第3.1.2.1-1表～第3.1.2.1-8表に示すように、保安活動の改善状況が決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

b. 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」に示すように、第22回施設定期検査終了日の翌日(2017年1月7日)以降の国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の収集、分析、抽出を行っている。それらを踏まえて、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見(以下「最新知見」という。)が決定論的安全評価に及ぼす影響を確認した。下記に示すように、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見は、決定論的安全評価に影響を及ぼさないこと、決定論的安全評価に係る反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。

(a) 安全に係る研究

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.4 安全に係る研究」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済であり、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。

(b) 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.5 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済であり、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。

(c) 国内外の基準等

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.7 国内外の基準等」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済又は要反映、反映中であり、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。なお、要反映、反映中の最新知見については、第3.1.2.1-9表に示すように、決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

(d) 国際機関及び国内外の学会等の情報

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報」に係る最新知見を調査した結果、最新知見は既にマニュアルへの記載等により反映済又は要反映、反映中であり、決定論的安全評価に反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。なお、要反映、反映中の最新知見については、第3.1.2.1-10表に示すように、決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

(e) メーカーからの提案

第2回届出書、第3回届出書及び本届出書の「第2章 2.2.2.9 メーカーからの提案」に係る最新知見を調査した結果、決定論的安全評価に係る反映が必要な最新知見は抽出されなかったことを確認した。

c. 発電用原子炉施設の現状

発電用原子炉施設の現状は、適合性確認検査において把握されている。さらに、第2回届出書及び第3回届出書の「第2章 2.2.1.3. (5) 保守管理に係る有効性評価結果」並びに本届出書の「第2章 2.2.1.3. (5) 施設管理に係る有効性評価結果」に示すように、施設管理に係る仕組み及び設備について、保安活動は適切で有効に機能していることから、発電用原子炉施設の現状は把握できていることを確認した。

d. 設備・機器の性能

第2回届出書及び第3回届出書の「第2章 2.2.1.3. (5) 保守管理に係る有効性評価結果」並びに本届出書の「第2章 2.2.1.3. (5) 施設管理に係る有効性評価結果」に示すように、施設管理に係る仕組み及び設備について、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。さらに、第2回届出書及び第3回届出書の「第2章 2.2.1.3 (4) 保守管理に係る実績指標」並びに本届出書の「第2章 2.2.1.3 (4) 施設管理に係る実績指標」に示すように、重要度の高い安全機能を有する設備・機器の性能変化を確認した結果、測定データの推移に著しい変化がなく、性能変化は認められていないことから、決定論的安全評価に係る設備・機器の性能は維持されており、決定論的安全評価の見直しが不要であることを確認した。

e. 解析コード

第3.1.2.1-11表に示す決定論的安全評価で使用している解析コードについて、更新・不具合情報の収集を行い、更新・不具合情報が決定論的安全評価に及ぼす影響を確認した。第3.1.2.1-12表、第3.1.2.1-13表に示すように、解析コードの更新・不具合情報が決定論的安全評価に影響を及ぼさないことを確認した。

第3.1.2.1-1表 品質保証活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/3)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	全社組織・業務運営体制の見直し	2017年4月1日に改組し、原子力発電本部を社長直轄組織とした。 土木・建築関係の本店分掌業務は、テクニカルソリューション統括本部土木建築本部原子力土木建築部門が原子力発電本部と連携しながら実施している。 この結果、原子力の自主的・継続的な安全性向上を迅速かつ柔軟に実施可能となった。	品質保証活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	安全品質保証統括室課長の増置	2020年度より導入される原子力規制検査制度の準備の一環として、2019年7月に安全品質保証統括室に課長2名を増置した。 この結果、体制強化が図られた。	
	安全品質保証統括室副室長の増置他	新検査制度導入等による安全品質保証統括室の業務拡大及び検査の独立性確保の観点から、2020年4月に安全品質保証統括室長を補佐する安全品質保証統括室副室長を増置及び2020年2月に統括室員を増員した。この結果、業務体制の強化が図られた。	
社内マニュアル	品質方針の見直し	社長は2017年6月1日に品質方針を見直し、原子力発電への地域・社会の皆さまからの信頼をこれまで以上に高めて行くこと、原子力安全に対する更なるパフォーマンス向上に向け、より高みを目指す姿勢及びリスクマネジメントの強化を示す内容とした。さらに2018年6月28日の社長交代に伴い、現状の方針を継続した上で、新社長の「原子力安全に対する思い」を加え、改めて品質方針が設定された。 これにより、新社長のコミットメントが示された。	
	品質方針の見直し	社長は2019年6月3日に「新検査制度等を踏まえた原子力発電所のリスクマネジメント」及び「地域・社会の皆さまの安心と信頼に繋げる活動」をより強く示す観点から、品質方針の見直しを行った。 これにより、社長のコミットメントについて更に充実化が図られた。	

第3.1.2.1-1表 品質保証活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/3)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	安全上重要な設備及び構築物等に関する工事の設計・開発における要求事項への適合性を確保するための設計プロセスの見直し	<p>2013年7月の新規制基準施行以降、新規制基準を始めとする設計要求事項への適合を確実に対応するための設計プロセスを構築し、新規制基準に伴う工事計画認可申請等多くの設計案件への適用実績を積み重ねてきている。この設計プロセスは、各種様式を作成しながら進めることになる。このうちのある様式(工認設計結果)は設計の結果をとりまとめ、設計要求事項への網羅性を担保するとともに検査との繋がりを管理することを目的として作成しているが、同じ詳細設計結果を用いて作成する工事計画認可申請書の作成と時期が重複し、また、複数の工認案件の作業も輻輳していることにより人的過誤を引き起こしやすい状況にあった。この状況を踏まえ、2019年4月から、設計管理の目的を変えずに業務を確実に実施できるよう、様式(工認設計結果)の作成のタイミングを『「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」各条文への適合性を確保するために、設計対象設備に必要な詳細設計を実施する設計プロセス後』から「適合性確認検査の計画立案前」とした。この見直しに伴い、設計対象設備に必要な詳細設計を実施する設計プロセスのアウトプットは、「様式(工認設計結果)の作成」から「工事計画認可申請又は届出書の作成に必要な詳細設計結果の作成」に変更となった。この結果、設計・調達管理プロセスの充実及び明確化が図られた。</p>	品質保証活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	是正処置プログラム(CAP)システムの試運用の実施	<p>2020年度の新検査制度施行に向けた品質マネジメントシステムのさらなる高度化のため、CAPシステムの構築運用要領の策定に取り組み、2018年10月からCAPシステムの試運用を開始した。この結果、新検査制度における是正処置の運用について明確化され、活動の充実が図られた。</p>	
	改善措置活動(CAP)を実施するための社内マニュアルの制定	<p>CAPのプロセスの確立に向け、2018年10月からの試運用を踏まえ社内マニュアルを整備し、2019年12月に本運用を開始した。この結果、当社におけるCAPプロセスが確立された。</p>	
	リスク情報を活用した意思決定(RIDM)プロセスの構築	<p>従来の決定論的な評価からの知見などに加えて、確率論的リスク評価から得られる知見を組み合わせて、より効果的にリスクを低減し安全性を向上させる仕組みとして、RIDMプロセスを構築し、2020年4月から運用を開始した。今後、RIDMの運用の定着と段階的なプロセス適用範囲の拡大を図っていく。</p>	

第3.1.2.1-1表 品質保証活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(3/3)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
教育・訓練	ヒューマンエラー低減ツールの十分な活用のための改善	<p>2017年度にJANSIが推奨するヒューマンエラー低減ツールの情報を入手し、川内原子力発電所への展開を検討した。当所への展開が有効なものを選定し、具体的な使用方法として取りまとめた。</p> <p>この結果、ヒューマンエラーの更なる防止が期待できる。</p>	品質保証活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	規定文書制定改廃書、規定文書作成チェックリストの様式の使用に関する教育の実施	<p>2019年度に本店において規定文書を改正する際、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に規定される正規の様式を用いて審査すべきところ、誤って「文書管理基準(一般)」に規定される様式を用いて審査した。この結果、チェックリストの相違箇所に関する審査が適切に行われなかった。原因は、次のとおりである。</p> <p>担当者は、初めて主担任として実施する業務であったため、適用すべき規定文書を、規定文書管理システムを用いて検索した。この際、本来使用すべき基準と類似した名称の「文書管理基準(一般)」を参照した。</p> <p>これに過去の改正記録のものと同様式が含まれていたことから、本件の業務に適用すべき規定文書と思い込み、基準の適用範囲を理解しないまま業務に着手した。また、様式への記入後に十分に再確認しないまま業務を進めたことである。</p> <p>このため、グループ内教育を実施し、本不適合の経緯、原因並びに原子力発電本部の文書管理に係る基準の種類及び適用対象の概要について説明し、再発防止に向けた意識付けを図った。また、類似事象を防止するための留意点として、業務の実施に当たっては、規定文書等の内容を十分に理解するとともに、当該業務に適用すべき規定文書に間違いがないことを確認すること、作成した文書等について、規定文書、様式例等に示された必要事項を確実に記入していることを確認すること及び審査・承認者は、担当者が適切な規定文書に基づいて業務を行ったこと、作成された文書等に必要事項が確実に記入されていることを確認することについて注意喚起を行った。</p> <p>この結果、規定文書制定改廃の確実な実施が期待できる。</p>	
	改善措置活動(CAP)に関する教育	<p>2019年度の品質保証教育を通じてCAPに関する教育を実施した。</p> <p>この結果、異常を未然に防ぐ意識の向上が図られた。</p>	

第3.1.2.1-2表 運転管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	運用管理担当課長及び副長職位の設置	2020年2月に、特重施設の運用開始に向けた試運転又は手順書整備等の運用に係る業務の体制強化のため、新たに運用管理担当課長及び副長を設置した。 この結果、特重施設を含む発電用原子炉施設の運転管理及び発電課業務に対する体制の強化が図られた。	決定論的安全評価に影響を及ぼさない組織・体制の変更であり、影響なし
社内マニュアル	再循環サンプスクリーンの巡視点検強化	川内1号機第1回安全性向上評価届出の確率論的リスク評価から抽出された追加措置として、2017年度に再循環サンプスクリーンの巡視点検を強化した。 この結果、事故時の再循環機能の喪失の可能性の低減が図られた。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	プラント起動・停止時の蒸気ボイドによる余熱除去システムの機能喪失の可能性への対応	プラント起動・停止時の余熱除去ポンプ運転中で、かつポンプ上流側である1次冷却材温度が高温状態においての1次冷却材喪失事象を想定すると、余熱除去ポンプ上流側にて減圧沸騰に伴う蒸気ボイドが発生し、低圧注入機能が喪失する可能性がある。そのリスクを低減し、崩壊余熱除去機能と低圧注入機能を確保する必要があることから2019年7月に社内マニュアルを改正した。 この結果、プラント起動・停止時の操作内容の更なる充実が図られた。	
	蒸気発生器細管漏えい時の放射能汚染拡大防止処置手順の充実化	2019年12月に、事故時対応のパフォーマンス向上のため、蒸気発生器細管漏えい時の放射能汚染防止処置手順のうち、中央制御室操作をマニュアルに一連に並べ、現場操作を別紙に記載した。 この結果、事故時対応の更なるパフォーマンスの向上が図られた。	
	運転操作の明確化に伴う社内マニュアル改正	2020年2月に、「タービン起動時におけるグランド蒸気スピルオーバーライン切替操作のタイミングの明確化」及び「余熱除去システムフラッシュ対策」の実績を受けたウォーミング操作の手順見直しを行った。 この結果、当該操作に関する記載が充実し、操作をより確実に実施できるよう図られた。	

第3.1.2.1-2表 運転管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	プラント起動・停止時の蒸気ボイドによる余熱除去システムの機能喪失の可能性への対応	2020年10月に、プラント起動・停止時の余熱除去ポンプ運転中の1次冷却材喪失事象を想定した、蒸気ボイド発生に伴う低圧注入機能喪失を防止するため、崩壊熱除去機能と低圧注入機能を確保する手順を社内マニュアルに追加した。 この結果、プラント起動・停止時の操作内容の更なる充実が図られた。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	定期試験に係る立会区分の見直し	試験・検査基準に基づき、保安活動の重要度に応じて定期試験に係る立会区分を見直し、2020年11月に社内マニュアルを改正した。 この結果、立会者運用の合理化が図られた。	試験に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
教育・訓練	「原子力発電所の運転に関する運転員の基本行動(ガイドライン)」を課員へ配付	運転員の更なるパフォーマンス向上及び人的過誤防止を目的に、2017年度に原子力発電所運転員への要求事項を具現化した「原子力発電所の運転に関する運転員の基本行動(ガイドライン)」を作成し、課員へ配付した。 この結果、運転員のパフォーマンスの更なる向上及び人的過誤の防止が期待できる。	教育に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	炉心溶融解析コード(MAAP)を導入した運転訓練の実施	過酷事故時の事象を連続して模擬できるように重大事故解析コード(MAAP)を導入した運転シミュレータによる運転訓練を実施した。 この結果、炉心溶融等の重大事故等時のプラント挙動等に関する運転員の知識及び運転操作技術の更なる向上が図られた。	訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
設備	高pH運転導入に伴う対応	2017年1月に蒸気発生器長期信頼性向上の観点から、蒸気発生器への鉄持込みを抑制するため高pH運転を導入し、必要な設備を設置した。 この結果、プラント性能低下抑制、蒸気発生器長期信頼性向上等が図られた。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	運転シミュレータ設備の実機改造反映工事	原子力訓練センターの運転シミュレータ設備は、運転員の各種操作の習熟を図る必要があり、実機改造に併せて、適宜、当該改造等を反映させる必要がある。 そのため、第25回定期事業者検査時に原子炉安全保護盤等の更新工事を実施したことから、運転シミュレータ設備への実機改造反映工事を行った。 この結果、運転員の知識及び運転操作技術が更に向上することにより、プラントの安全性向上が図られた。	教育・訓練に係る設備改良であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-3表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	保修課副長職位の増置	2018年1月に保修課副長を1名増置した。 この結果、保守管理に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。	決定論的安全評価に影響を及ぼさない組織・体制の変更であり、影響なし
	安全対策担当課長職位の設置	2018年9月に安全対策の業務体制強化を目的として、新たに安全対策担当課長を設置した。 この結果、安全対策に関する業務体制の強化が図られた。	
	SA設備担当課長職位の設置	2018年12月にSA設備に関する業務体制強化を目的として、新たにSA設備担当課長を設置した。 この結果、SA設備安全対策に関する業務体制の強化が図られた。	
	保修課副長職位の増置	2018年12月に重大事故等発生時における保修対応要員の交代勤務体制強化を目的として、保修課副長を1名増置した。 この結果、保守管理に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。	
	保修課副長職位の増置	2020年4月に、重大事故等発生時の初動対応能力向上を目的として、保修課副長を1名増置した。 この結果、施設管理に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。	
社内マニュアル	保守管理の実施方針の見直し	社長は、2018年6月7日に保守管理の実施方針を見直し、安全上重要な設備のみならず、異常により発電停止に至る可能性がある設備を含めて発電所全体の保全レベルの向上を図る必要があること及び僅かな変化を気付き事項として認識し異常を未然に防ぐ意識を持って点検・巡視を行うことを追記した。また、川内1、2号機の再稼働に続き、玄海3、4号機の再稼働に向けた対応が着実に進んでいることを踏まえ、新規制基準への対応に限定せず発電所設備全体に対する安全対策の観点及び再稼働後の安全・安定運転の継続の観点からの記載とした。さらに2018年6月28日の社長交代に伴い、現状の方針を継続した上で改めて保守管理の実施方針が設定された。 これにより更なる保全レベル向上の方針が示された。	施設管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	予防保全を目的とした点検・保守を実施する設備の追加に伴う社内マニュアルの変更	再稼働後の設備・機器の運用及び玄海原子力発電所の保安規定審査結果を踏まえ、重大事故等対処設備のうち原子炉下部キャビティ水位及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等について、予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合の措置を追加するため2018年1月に社内マニュアルを変更した。 この結果、更なる予防保全の充実が図られた。	点検に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-3表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	屋外配管について配管外観点検及び外装板保温材点検の長期点検計画表の策定	玄海3号機調整運転時における脱気器空気抜管近傍からの蒸気漏れに対して、川内1、2号機においても教育(兆候を見逃さない意識、屋外設備を重視する意識)、点検・保守(屋外の蒸気配管については、外装板の付いた状態で目視点検)、経年的な変化の把握及び共有する仕組みの構築を行うことで対応しているが、新たな対策として2018年度に使用環境(風雨や海水の影響を受ける環境)による腐食の発生しやすさ及び安全重要度を考慮し、屋外配管について配管外観点検及び外装板保温材点検の長期点検計画表を策定した。 これにより屋外配管の更なる確実な点検・保守が図られた。	点検に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	火気作業における監視人の運用の明確化	川内2号機タービン建屋で火気作業時に監視員が一時不在であった事象に対して、社内マニュアルに火気作業における監視人の運用として、監視人を常時必要とする作業と監視人を常時必要としない作業の対象を明記した。 この結果、火気作業に対する明確なルールによる火気取扱の安全意識向上が図られた。	火気作業に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
教育・訓練	検査要領書の作成時に使用する「定期事業者検査要領書チェックシート」の改訂に伴う係内教育の実施	川内1号機第22保全サイクル定期事業者検査のうち、プラント状態監視設備機能検査に係る検査用計器の一部が記載されていない。要領書作成時に、検査対象にアクシデントマネジメント用格納容器圧力計を追加したが、これに使用する当該検査用計器の記載を失念したことが原因であった。再発防止として、検査要領書の作成時に使用する「定期事業者検査要領書チェックシート」の改訂を行い、係内教育を実施するとともに、本事象及び改訂内容について定期事業者検査を実施する検査担当箇所へ周知した。 この結果、検査対象計器を追加した場合の確認事項が明確化された。	教育に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	定期事業者検査のうち、総合インターロック検査の検査手順書の改訂に伴う係内教育の実施	川内2号機第22保全サイクル定期事業者検査の総合インターロック検査の実施にあたり、系統構成として界磁遮断器の投入操作を実施したが、投入できない事象が発生した。原因は手順書の投入条件確認に関する記載が不十分であったこと及びお互いの思い込みにより不適合発生を防止できなかったことであった。再発防止として、検査手順書の改訂を行い、係内教育を実施するとともに、本事象について係内教育を実施するとともに、本事象について係内及び定期事業者検査を実施する検査担当箇所へ周知した。 この結果、総合インターロック検査が確実に実施されることとなった。	
	足場及び仮置資機材の管理	安全上重要な機器の上部に足場や仮置物を設置する際に、防護ネットを設置する旨を社内マニュアルに明記するとともに、定期事業者検査前における品質管理及び安全作業教育の中で社員及び協力会社の関係者に周知した。 この結果、安全に対する意識の向上が図られた。	

第 3.1.2.1-3 表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(3/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	原子炉容器冷却材出口管台保全工事	第23回施設定期検査時に、600系ニッケル基合金溶接部の1次系環境下応力腐食割れ(以下「PWSCC(Primary Water Stress CorrosionCracking)」という。)による国内の損傷事例を受け、予防保全として原子炉容器出口管台溶接部の内面補修(690系ニッケル基合金化)工事を実施した。 この結果、原子炉容器出口管台のPWSCCに対する信頼性が向上することにより、1次冷却材漏えいの可能性の低減が図られた。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	発電機回転子取替	第23回施設定期検査時に、発電機の運転時間が回転子コイルの運転可能累積時間に達する前に、至近の回転子点検時期に合わせて発電機回転子を取り替えた。 この結果、発電機回転子の絶縁低下に対する信頼性向上が図られた。	
	空調用冷凍機取替	空調用冷凍機に使用している冷媒(フロン)は、2020年度原則全廃となり、設備対応が必要であった。また、構成部品についても製造中止品があったため、第23回施設定期検査時に空調用冷凍機を取り替えた。 この結果、設備のメンテナンス性向上が図られた。	
	主給水配管取替工事	第23回施設定期検査時に、主給水配管については、配管曲がり部等において、流れ加速型腐食による減肉が想定されることから、一部の配管について、炭素鋼に比べ耐腐食に優れた低合金鋼製の配管へ取り替えた。 この結果、主給水管の耐腐食性が向上した。	
	発電機負荷開閉装置設置工事	原子力発電所の外部電源については、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を受け、保安規定上の要求が発電所の停止時期(モード外)を含めて2回線から3回線に強化されている。これにより、外部電源受電設備の停止条件が制限され、起動変圧器本体やGISユニット設備の長期停止を伴う点検保守が著しく困難となっている。このため、第23回施設定期検査時に発電機負荷開閉装置を設置した。これにより、外部電源から主変圧器及び所内変圧器を経て、安全系母線への受電が可能となった。 この結果、外部電源受電システムの信頼性向上が図られた。	

第 3.1.2.1-3 表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(4/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	主変圧器冷却器交流制御電源回路の分割	主変圧器冷却器交流制御電源回路はユニット式冷却方式を採用しており、施設定期検査ごとの外観点検の実施、劣化部品の早期交換や制御盤の一式更新等を行うことで予防保全を図ってきた。発電機負荷開閉器設置により、外部電源から主変圧器及び所内変圧器を経て、安全系母線への受電系統が新たに設置されることで主変圧器に対する運用上の重要度が増すことから、第23回施設定期検査時に、交流制御電源回路の分割を行った。 この結果、交流制御電源回路を構成する電気品の単一故障により冷却機能が全喪失する可能性がなくなり、主変圧器の信頼性向上が図られた。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
	保護継電器設定値変更工事(HEAF対応)	第24回施設定期検査に、「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」の改正に伴い、高エネルギーアーク放電による重要安全施設への電力供給に係る電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置を講じるよう追加要求されたことから、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備について、必要な措置を講じた。 この結果、高エネルギーアーク損傷火災の発生防止が図られた。	
	発電機保護装置、変圧器保護装置及び系統保護装置取替	第24回施設定期検査に、発電機保護装置、所内変圧器保護装置、主変圧器保護装置、予備変圧器保護装置及び事故継続分離保護装置について、既設設備の構成部品であるアナログ式保護継電器が製造中止となっているため、長期保守安定性に優れたデジタル式保護盤への取替えを実施した。 この結果、保守性、信頼性が向上した。	
	警報表示装置更新工事	既設の警報表示装置は、電磁リレー式で構成されたアナログ設備であり、設置後30年以上が経過し、構成部品が製造中止となっており、代替品もない状態であるため、第25回定期事業者検査時にデジタル設備へ更新した。 併せて、今後の設備更新による警報窓の増加に対応できるようにした。 この結果、設備の拡張性及び長期保守安定性の向上が図られた。	

第3.1.2.1-3表 施設管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(5/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	原子炉安全保護盤取替工事	既設の原子炉安全保護盤は、電磁リレー式で構成されたアナログ設備であり、設置後30年以上が経過し、構成部品が製造中止となっており、代替品もない状態であるため、第25回定期事業者検査時にデジタル設備へ更新した。 併せて、ロジックの4ch化、原子炉非常停止信号の設定値見直し等の機能改善を実施した。 この結果、設備の保守性及び信頼性の向上が図られた。	決定論的安全評価では、評価条件として原子炉非常用停止信号の設定値を保守的に設定していることから、影響なし
	燃料取替用水タンク安全性向上工事	川内1号機第3回安全性向上評価届出の火山灰ハザード(火山灰層厚さ25cm)に対する安全裕度評価を踏まえ、燃料取替用水タンクの火山(降灰)に対する更なる裕度確保のため、第25回定期事業者検査時に、自主的に安全性向上工事として胴板に溶接された上部形鋼と屋根板の溶接部について溶接線脚長を伸長する工事を実施した。 この結果、火山(降灰)に対して更なる裕度の確保が図られた。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-4表 燃料管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	原子炉停止からSFPへの燃料取出し期間の管理に関する社内マニュアルの変更	2017年度に玄海3、4号機新規規制基準適合性審査の対応状況を踏まえ、燃料取替実施計画に工事計画書の添付資料(SFP遮蔽能力及び冷却能力計算書の評価条件)を満足させることを追加した。 この結果、燃料取替時における確認項目の更なる明確化が図られた。	燃料取替時の確認項目に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	「取替炉心の安全性確認規程」(JEAC4211-2018)発刊に伴う社内マニュアルの変更	「取替炉心の安全性確認規程」(JEAC4211-2018)発刊に伴い、2019年5月に社内マニュアルを変更し、確認項目の追加(出力運転時ほう素濃度)及び表記変更(水平方向ピーキング係数、核的エンタルピ上昇熱水路係数、熱流束熱水路係数等)を行った。 この結果、更なる取替炉心の安全性の確保が図られた。	取替炉心の確認項目に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	未照射の二次中性子源の装荷に伴う「二次中性子源の使用開始の報告」に関する運用の明確化	2020年9月に、特定放射性同位元素としての中性子源の管理について、「特定放射性同位元素防護規程」及び「特定放射性同位元素防護基準」との関連付けを明確にするため、社内マニュアルの改正を行った。 この結果、未照射の二次中性子源を原子炉に装荷した際の取扱いについて明確化が図られた。	中性子源の管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
教育・訓練	社外提出資料(公文書)の重要性に関する教育の実施	社内マニュアルを改正して、鹿児島県等に報告する川内原子力発電所に関する安全協定に基づく定期報告書の作成手順を明確化し、作成時に使用するチェックシートの項目を充実させた。また、社外提出資料(公文書)の重要性を含め、本内容を関係者に教育を実施した。 この結果、社外提出資料(公文書)の重要性について周知徹底が図られた。	教育に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-5表 放射線管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	更なる集積線量低減に向けた社内マニュアルの変更	被ばく低減については従来から積極的に実施しているが、集積線量に関する中長期の数値目標の設定及び更なる線量低減に向けた綿密な検討や継続的な監視を行うための社内マニュアルの変更を行い、2017年4月より運用を開始した。 この結果、更なる線量低減に向けた放射線管理を実施することができるようになり、集積線量に関する中長期の数値目標の達成に向けた活動の充実が図られた。	放射線管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	B区域の汚染レベルを可能な限り低く保つ管理の充実	B区域の汚染レベルを可能な限り低く保つため、2017年度に管理の充実として、C、D区域からB区域へ退域する際に作業放射線管理員による衣服サーベイを実施することの社内マニュアル及び教育資料での明確化、汚染物品の保管管理についての教育資料の更なる明確化、衣服汚染に対する汚染報告書のフォーマットの改訂による運用の改善及び安全管理課員が定期的に行っている汚染物の保管場所の状況確認のチェックシートにおける明確化を行った。 この結果、B区域の汚染レベルを可能な限り低く保つ管理方法の更なる充実が図られた。	
	騒音等でAPDの警報が聞こえにくい場合の運用の明確化	2019年4月に、騒音や防護具着用によりAPDの警報が聞こえにくい場合は、APDバイブユニットを使用させることを社内マニュアルに追加した。 この結果、被ばく線量低減の更なる充実が図られた。	
	工事期間中の放射線管理遵守事項の追加	2020年9月に、ALARAの観点から、高線量区域等での鍵の借用が必要な場合は、安全管理課員に連絡し借用することを社内マニュアルに追加した。 この結果、放射線管理の厳正化が図られた。	
	廃棄物養生開封時における運用の明確化	2020年11月に、廃棄物を再開封する際には、事前に汚染レベルの確認を行い、必要に応じて適切な防具等を着用する旨を、管理区域立入者の遵守事項として社内マニュアルに記載した。 この結果、内部被ばく防止に係る意識の向上が図られた。	
教育・訓練	放射線業務従事者への汚染防護のための教育の実施	汚染防護に関する指導の強化のため、管理服汚染及び身体汚染について原因分析を実施し、対策を放射線管理員教育資料に記載し、各協力会社の放射線管理責任者等の関係者に教育を実施した。 この結果、放射線管理の更なる充実が図られた。	

第3.1.2.1-5表 放射線管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	簡易型体表面モニタ導入	2017年度に管理区域内で汚染作業を行った作業者の身体サーベイ時における汚染の早期発見及び作業効率の向上を目的に、簡易型体表面モニタを2台新規導入した。 この結果、身体サーベイを行う放射線管理員の作業負担が低減し、より確実な汚染検知が実施可能となった。	放射線管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	放射線管理用計算機更新	放射線管理用計算機が、2015年度に廃型となり、メンテナンス及び性能を維持する部品の入手が困難になったこと、及び緊急時被ばく限度見直しに関する法令改正に対応するため、2019年度に更新を行った。 この結果、設備の信頼性向上が図られた。	

第3.1.2.1-6表 放射性廃棄物管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	放射性輸送物運送計画書安全確認申請書に係る低レベル放射性廃棄物輸送物データの誤りを防止するための社内マニュアルの改正	<p>2018年度搬出予定の低レベル放射性廃棄物(320本)を収納した輸送容器(40個)について、当所から提出した輸送物データを基に原燃輸送(株)にて作成され、国土交通省に申請された放射性輸送物運送計画書安全確認申請書において、危険物標札を第二種黄標札と記載しており、第三種黄標札の誤りである旨、国土交通省から指摘を受けた原燃輸送(株)より連絡があった。このため、危険物標札選定の元データとなる輸送容器表面から1mの線量当量率記録及び輸送指数を確認したところ、輸送容器すべてにおいて輸送指数が1を超えており、第二種黄標札ではなく第三種黄標札の誤りであることが確認された。また、危険物標札の選定に係る工事記録及び輸送容器に貼付けている危険物標札にも誤りがあることを確認した。</p> <p>原因は、危険物標札の選定方法について、社内マニュアルに明記されておらず、使用した作業手順書及びチェックシートでは危険物標札の選定については別紙を参照するようになっており、かつ輸送指数の算出方法が明記されておらず分かり難いものであったこと及び危険物標札の選定についての重要性の認識や知識が十分でなかったことである。</p> <p>このため、危険物標札の選定方法について、社内マニュアルに明記した。また、廃棄体確認自主検査開始前に実施する教育テキストに今回の不適合事象及び危険物標札の選定方法を追加するとともに、作業手順書及びチェックシートに、危険物標札の選定方法を明記した。この結果、今後同様な誤りが発生しないことが期待される。</p>	放射性廃棄物管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
教育・訓練	放射線業務従事者線量等報告書等のトリチウム放出量の誤りへの対応	<p>玄海で発生した「放射線業務従事者線量等報告書等のトリチウム放出量の誤り」事象を受け、再発防止を目的に本事象について社内関係者に教育を実施した。</p> <p>この結果、本事象における更なる再発防止の徹底が図られた。</p>	

第3.1.2.1-6表 放射性廃棄物管理の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/2)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	廃棄体の放射エネルギー測定用演算プログラムの改修	<p>2016年度に玄海原子力発電所から搬出する際に低レベル放射性廃棄物の廃棄物埋設確認申請書に記載した廃棄体データのうち、1本に誤りを確認した。この原因はデータの提出前チェックが不十分であったこと、廃棄体の放射エネルギーの測定に用いた演算プログラムが一部正常に処理を行わなかったこと及び放射エネルギー演算に処理異常があっても低レベル放射性廃棄物敷地外搬出設備が動作を継続して検査結果の誤りに気づけなかったことであった。これに対する川内原子力発電所での予防処置として、2017年度に廃棄体の放射エネルギーの測定に用いる演算プログラムを改修し、システム異常を検知する警報機能を強化した。</p> <p>この結果、確実に廃棄体の放射エネルギーの測定を行うことが期待できる。</p>	放射性廃棄物管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	雑固体焼却設備プロパン気化器取替工事	<p>雑固体焼却設備に使用しているプロパン気化器が2010年に製造中止され、型式変更となっている。これまで取替部品の供給は可能であったが、取替部品の保有期間が2018年初旬までとなり、現在は供給不可能である。故障等によりプロパン気化器が長期停止となった場合、焼却炉が運転できず、固体廃棄物貯蔵庫の保管余裕に影響を与えるため、プロパン気化器の更新を実施した。</p> <p>この結果、設備の信頼性向上が図られた。</p>	

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
組織・体制	防災業務体制の強化	<p>防災課は、原子力防災、火災及び自然災害等発生時の体制の整備、出入管理等に関する業務等多岐にわたる業務を所掌していることから、2018年7月より「防護管理課」を設置し、防災課長が所掌している周辺監視区域や保全区域への出入管理の業務を移管することとした。</p> <p>また、防護管理課設置に伴う業務の見直しに併せて、防災課が所掌する核物質防護措置に関する業務を防護管理課へ移管することとした。</p> <p>この結果、原子力防災、火災及び自然災害等発生時の体制の整備、出入管理等に関する業務等に係る体制の強化が図られることが期待できる。</p>	決定論的安全評価に影響を及ぼさない組織・体制の変更であり、影響なし
	防災課副長職位の増置	<p>2019年7月に防災課副長を1名増置した。</p> <p>この結果、緊急時の措置に係る更なる円滑な業務運営の実施が図られた。</p>	
	原子力発電所の重大事故等対策体制の更なる整備・充実	<p>原子力発電所の重大事故等対策体制の更なる整備・充実に向け、契約社員(自衛隊OB)の採用を計画的に進めた。</p> <p>この結果、重大事故等対策要員の体制の維持、強化が図られた。</p>	

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
社内マニュアル	外部電源受電システムの増強	<p>人吉変電所からの受電に加え、独立性を有する受電系統として霧島変電所から新鹿児島変電所を経由するルートから受電できる運用を追加する計画だったが、2017年4月4日の保安規定に定める外部電源に係る運転上の制限の逸脱を契機に再検討を行い、2017年9月に川内火力発電所の開閉所又は新鹿児島変電所を経由した受電可能なルートの運用の追加を行った。</p> <p>この結果、独立性を有する受電系統を追加することにより、外部電源の信頼性が更に向上した。</p>	<p>決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし</p>
	地震時、原子炉補機冷却水(以下「CCW」という。)保有水量の監視強化	<p>川内1号機第1回安全性向上評価届出の確率論的リスク評価から抽出された追加措置として、2017年度に地震時、CCW保有水量の監視強化を実施することとした。</p> <p>この結果、地震によるCCWの減少を早期発見できることとなり、CCW系統機能喪失の可能性が低減した。</p>	
	降下火砕物(火山灰)対策	<p>2017年12月、実用炉規則が改正され、火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備が新たに求められたことから、火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備を、2018年12月に保安規定及び社内マニュアルに定めた。</p> <p>また、万一の高濃度の火山灰による影響等を考慮し、ディーゼル発電機の吸気消音器や可搬型ディーゼル注入ポンプの吸気口に接続するフィルタコンテナを設置した。さらに、降下火砕物によってディーゼル発電機が給電不可となり全交流電源喪失が発生した場合、発電所内外への通信連絡設備の機能の維持及び蓄圧タンク出口弁の閉止操作が必要となるため、通信連絡設備用発電機からこれら設備への給電対策を実施した。また、吸気用のフィルタコンテナは定期的にフィルタを清掃する必要があるため、清掃に使用するコンプレッサ用の電源設備設置工事を実施した。</p> <p>この結果、更なる降下火砕物対策が図られた。</p>	
	有毒ガス発生時の体制の整備に係る社内マニュアルの改正	<p>2020年11月に、社内マニュアルを改正し、有毒ガス防護対策を目的に、有毒ガス発生時の体制の整備に関する内容を明確にした。</p> <p>この結果、有毒ガス発生時における対応の充実が図られた。</p>	

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(3/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
教育・訓練	重要シナリオの所員への教育・訓練強化	川内1号機第1回安全性向上評価届出の確率論的リスク評価から抽出された追加措置として、2017年度に重要シナリオの所員への教育・訓練強化を実施した。 この結果、重要シナリオに対する教育・訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力が向上した。	教育・訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	クリフエッジに到達した際の措置を含む、安全裕度評価結果の所員への教育・訓練	川内1号機第1回安全性向上評価届出の安全裕度評価から抽出された追加措置として、2017年度にクリフエッジに到達した際の措置を含む、安全裕度評価結果の所員への教育・訓練を実施した。 この結果、設計基準を超える地震及び津波が起こった際に予想されるプラント挙動を知ることにより、緊急時対応要員の対応能力が向上した。	
	メタクラ保護継電器のリフト処置の手順作成、教育・訓練	川内1号機第1回安全性向上評価届出の安全裕度評価から抽出された追加措置として、2017年度に地震評価における炉心(出力運転時、運転停止時)のクリフエッジシナリオで期待しているメタクラ保護継電器のリフト処置について、手順を作成し、教育・訓練を実施した。 この結果、処置がより確実にできるよう習熟が図られた。	
	大津波警報発表時の停止ユニットのエアロック閉止の手順作成、教育・訓練	川内原子力発電所2号機第1回安全性向上評価届出の安全裕度評価から抽出された追加措置として、2017年度に大津波警報発表時の停止ユニットのエアロック閉止の手順を作成し、教育・訓練を実施した。 この結果、処置がより確実にできるよう習熟が図られた。	
	緊急時対策本部要員(指揮者等)に必要とされる力量の明確化に関する社内マニュアルの変更	2016年度に緊急時対策本部要員(指揮者等)に必要とされる力量の明確化のため、社内マニュアルを変更した。 この結果、要員に必要とされる力量の更なる明確化が図られた。	
	安全裕度評価から抽出された手順等の教育・訓練	安全裕度評価から抽出された「換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋取付手順」等の教育・訓練を2018年度に実施した。 この結果、緊急時の措置の習熟が図られた。	

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(4/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
教育・訓練	安全裕度評価結果の所員への教育・訓練	設計基準を超える地震、津波が起こった際に予想される随伴事象として溢水や火災の影響及び設計基準を超えるその他の自然現象が発生した場合に予想されるプラント挙動についての教育を2019年度に実施した。 この結果、緊急時対応要員の対応能力の向上が図られた。	教育・訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	有毒ガス発生時の措置に関する教育の追加	2020年11月に、有毒ガス防護対策を目的に、有毒ガス発生時の措置に関する教育を新たに追加した。 この結果、有毒ガス発生時における知識向上が図られた。	教育に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
設備	海水ポンプ無給水軸受化工事	第23回施設定期検査時に、緊急安全対策のうち中長期対策として、軸保護管及び軸受潤滑水供給設備が不要な無給水軸受を採用した海水ポンプへの取替えを行った。 この結果、無給水軸受を採用したポンプに取り替えることにより、ポンプ再起動時の信頼性向上が図られ、非常用所内電源喪失、最終ヒートシンク喪失の可能性が低減した。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、影響なし
	宮山池取水堰周辺の整備	2016年度、重大事故等が発生した場合の取水源の一つである宮山池(淡水源)からの取水を行う作業において、大型自動車の移動や資機材の搬入等をより円滑に行えるように、宮山池取水堰周辺の敷地勾配を平坦化した。 この結果、重大事故等発生時の対応手段について、効率化され、安全性の向上が図られた。	
	中央制御室空調用ダンパ操作架台設置工事	2017年度、重大事故等発生時に実施する空調ダンパ操作時の操作性向上のため架台を設置した。 この結果、重大事故等対策要員の更なる作業性の向上が図られた。	
	MAAP導入	2018年7月に、炉心溶融等の重大事故等時のプラント挙動を連続して模擬できるように、原子力訓練センターの運転シミュレータにMAAPを導入した。 この結果、炉心溶融等の重大事故等時のプラント挙動及びその対応に関する運転員の知識、重大事故等時の運転操作技術が更に向上することにより、プラントの安全性が向上することが期待される。	教育・訓練に係る設備改良であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-7表 緊急時の措置の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(5/5)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
設備	常設直流電源設備(3系統目)設置工事	重大事故等時の更なる信頼性向上を図るため、技術基準規則に対応した直流電源設備である蓄電池(安全防護用)及び蓄電池(重大事故等対処用)のほかに、もう1系統の特に高い信頼性を有する常設直流電源設備(3系統目)を設置した。この結果、重大事故等時において、更なる信頼性向上が図られた。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、影響なし
	緊急時対策支援システム(ERSS)伝送項目追加工事	ERSSパラメータの伝送項目を追加し、緊急時における原子力規制庁との情報共有の強化を図った。この結果、緊急時における情報共有の強化が図られた。	決定論的安全評価に係る設備の対策でないことから、影響なし
	特重施設の運用開始とその取組み	特重施設の運用に向けて体制を整備し、必要な教育訓練を実施した後、2020年11月11日に運用を開始した。この結果、更なる安全性・信頼性の向上が図られた。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、影響なし

第3.1.2.1-8表 安全文化の醸成活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(1/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
仕組み (組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)	安全文化醸成活動に係る社内マニュアル(発電所)の改正	2017年度に、発電所の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、安全文化指標見直しの検討を踏まえたもの(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加)及び運用の明確化(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に原子力安全を最優先とするメッセージの発信を追加)である。 この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。	安全文化の醸成活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	安全文化醸成活動に係る社内マニュアル(本店)の改正	2017年度に、本店の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、安全文化指標見直しの検討を踏まえたもの(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に意思決定の根拠をタイムリーに伝えることを追加、安全文化醸成に繋がる日常的な活動にベンチマーキングを追加)及び運用の明確化(安全文化醸成に繋がる日常的な活動に原子力安全を最優先とするメッセージの発信を追加)である。 この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。	
	リーダーシップに関する更なる浸透・定着のための活動の実施	リーダーシップに関する更なる浸透・定着を図るため、安全文化醸成活動の一環として、原子力安全教育を継続的に実施しており、その中で安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた意識向上を図っている。 この結果、本店組織の要員及び発電所員に対して、更なるリーダーシップの浸透・定着が図られた。	
	他所(玄海原子力発電所)の規制機関の評価に対する改善提案の連絡を受けた場合の対応の社内マニュアルへの追加	2019年3月に、発電所の安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正を行った。改正内容は、他所(玄海原子力発電所)の規制機関の評価に対する改善提案の連絡を受けた場合の対応の社内マニュアルへの明確化である。 この結果、安全文化醸成活動のより確実な実効性の向上が図られた。	

第3.1.2.1-8表 安全文化の醸成活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(2/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
仕組み (組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)	「安全文化のあるべき姿」の設定	新検査制度に伴い新たに運用された「品管規則」では、健全な安全文化を育成し、維持することに関して要求されており、その規則の中において定期的な自己評価を実施し、安全文化の弱みや強化すべき事項を把握するとともに、「安全文化のあるべき姿」を設定し、健全な安全文化の育成と維持に活用することが求められている。これに伴い、社長は2020年4月に「安全文化のあるべき姿」を設定した。 この結果、社長のコミットメントについて更に充実が図られた。	安全文化の醸成活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正	2020年4月に、新検査制度に合わせて発出された「安全文化ガイド」において、事業者の安全文化の育成と維持に関する活動と確認(審査又は検査)する視点が明示されたことを踏まえ、安全文化醸成活動における評価基準に対する評価視点等の明確化のため、社内マニュアルの改正を行った。 この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。	

第3.1.2.1-8表 安全文化の醸成活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(3/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
安全文化要素	安全文化醸成に関する方針及びスローガンの周知	安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、毎年度、社長のコミットメントの内容と整合を図った安全文化醸成重点活動計画を策定し、安全文化醸成に関する方針及び年度スローガンの浸透を図るため、所内及び協力会社の各所へのポスター掲示や、小冊子及び携帯カードにまとめて配付する等の周知活動を継続的に実施している。	安全文化の醸成活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	発電所長による安全文化に関する訓話等の実施・周知	発電所長による安全文化に関する訓話を毎年度実施するとともに、次長・課長等による講話を毎月初めに実施し、社内イントラネット等を通じて周知し、繰り返し確認できるようにしている。	
	川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故の教訓を風化させない活動の実施	2010年1月に発生した川内1号機人身事故から得た安全に対する教訓を風化させない活動として、2011年度から、当該事故が発生した日を「安全再確認の日」と定め、毎年度、協力会社を含めた全社員が参加する全体集会等を開催している。	
	原子力安全文化醸成方針に関する方針及びスローガンの周知	安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、毎年度、社長のコミットメントの内容と整合を図った安全文化醸成重点活動計画を策定し、原子力安全文化醸成方針及び年度スローガンの浸透を図るため、所内及び協力会社の各所へのポスター掲示や、小冊子及び携帯カードにまとめて配付する等の周知活動を継続的に実施している。	
	発電所長による安全文化に関する訓話等の実施・周知	発電所長による安全文化に関する訓話を毎年度実施するとともに、次長・課長等による講話を毎月初めに実施し、社内イントラネット等を通じて周知し、繰り返し確認できるようにしている。	
	川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故の教訓を風化させない活動の実施	2010年1月に発生した川内1号機人身事故から得た安全に対する教訓を風化させない活動として、2011年度から、当該事故が発生した日を「安全再確認の日」と定め、毎年度、協力会社を含めた全社員が参加する全体集会等を開催している。	
	原子力の安全性・信頼性を確保する活動の実施	原子力の安全性・信頼性を確保する活動として、関係各課及び協力会社との連絡調整を行い、施設定期検査の対応を確実に実施した。また、新規制基準対応工事等について、工程管理、関係箇所との情報共有、懸案事項処理等を着実にいった。	

第3.1.2.1-8表 安全文化の醸成活動の改善状況が決定論的安全評価に及ぼす影響について(4/4)

分類	項目	内容	決定論的安全評価に及ぼす影響
安全文化要素	安全文化に関する教育の実施	<p>発電所における保安に関するすべての活動は原子力安全文化を基礎としており、安全文化に関する知識の習得及び原子力安全の重要性を理解させ、安全意識の向上及び安全文化の醸成を図るため、原子力安全教育を実施している。</p> <p>また、2014年度から、発電所員に対し、原子力安全教育を通じて、原子力安全に係るリスクの認識及び日々の保安活動におけるリスクへの意識向上を図るための教育及び一人ひとりが安全のために日常業務の中で率先垂範して行っている行動がリーダーシップに繋がること等、リーダーシップの浸透・定着を目的とした教育を実施している。</p>	安全文化の醸成活動に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
	協力会社とのコミュニケーション活動の実施	<p>協力会社への安全文化醸成活動の更なる浸透を図るため、協力会社との意見交換会の実施、受注者品質保証監査を利用した安全文化に関する情報等の紹介、各課委託先とのミーティング等のコミュニケーション活動等を継続的に実施している。</p>	

第3.1.2.1-9表 「2.2.2.7 国内外の基準等」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について

情報源	規格名称 (規格番号)	概要	判断根拠	決定論的安全評価に 及ぼす影響
国内の規格基準から抽出した最新知見	維持規格 (JSME S NA1-2012) (JSME S NA1-2013 ^{追補}) (JSME S NA1-2014 ^{追補})	セーフエンド部の機器区分と境界位置の変更、応力拡大係数算出式の選定、クラス2、3機器の欠陥評価規定の追加、部分補修・取替えの検査プログラムの反映等が改訂された。	国による技術評価を受け検査計画への反映を実施中。 (～2024年度)	施設管理に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-10表 「2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報」のうち
要反映、反映中の最新知見が決定論的安全評価に及ぼす影響について

情報源	件名	概要	判断根拠	決定論的安全評価に及ぼす影響
耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関して抽出した最新知見	全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書 震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム 令和元年8月7日	震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームは、全国共通に適用できる地震動の策定方法を明示することを目的として、過去の内陸地殻内地震の地震動観測記録の収集・分析を行い、これらの地震動記録について統計的な手法を用いた処理を行うことで、震源近傍での地震基盤相当面における標準応答スペクトルの策定等の検討を行った。検討概要は以下の通り。 (1)対象地震の観測記録の収集・整理 (2)はぎとり解析及び応答スペクトルの補正 (3)統計処理に用いるデータセットの確認 (4)標準応答スペクトルの設定及び妥当性確認 (5)時刻歴波形の作成方法 (6)標準応答スペクトルに係る将来の課題	検討チームによる報告書を踏まえた設置許可基準等の改正が予定されており、原子力施設の耐震安全性評価への反映が必要な知見である。	耐震安全性評価に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

第3.1.2.1-11表 決定論的安全評価で使用している解析コードについて

解析コード名	解析コードの 評価対象	コード開発元
CHICKIN-M	DBA (運転時の異常な過渡変化 及び 設計基準事故)	ウェスチングハウス※1
FACTRAN		
THINC-III		
MARVEL		
PHOENIX		
SATAN-M		
WREFLOOD		
BASH-M		
LOCTA-M※2		
COCO		
SATAN-M (Small LOCA)		
LOCTA-IV※2		
ANC		
TWINKLE		
SPAN		
SATAN-VI		
SCATTERING	SA (有効性評価)	三菱重工業
M-RELAP5※3		アイダホ研究所
SPARKLE-2		三菱重工業
MAAP		米国電力研究所
GOTHIC		

※1:一部の解析コードは、三菱重工業にて改良したものがあり、調査時は現コードと元コードの両方を対象とした

※2:LOCTAは、LOCBARTをベースに改良されたものであり、調査時はLOCTAとLOCBARTの両方を対象とした

※3:M-RELAP5は、三菱重工業がRELAP5-3D(アイダホ研究所開発)をベースに改良したものであり、調査時はM-RELAP5とRELAP5-3Dの両方を対象とした

第3.1.2.1-12表 解析コードの更新・不具合情報が決定論的安全評価に及ぼす影響について(情報源:NRC(ADAMS))

解析コードの種類	分類	現状の決定論的安全評価の妥当性	決定論的安全評価に及ぼす影響
DBA	コードエラー (炉心内パラメータ 評価モデルのエラー)	○	当該モデルを使用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	既に修正済のモデルであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
SA	コードエラー (炉心内パラメータ 評価モデルのエラー)	○	当該モデルを使用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	既に修正済のモデルであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	実機では生じないと考えられる炉心状態で発生するエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	同じモデルを用いた検証解析において、問題ないことを確認しており、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
	コードエラー (CV内パラメータ 評価モデルのエラー)	○	当該モデルを使用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	アルゴリズム不足によるエラーであるが、従来よりポスト処理でアルゴリズム不足を補う処理を行っており、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	既に修正済のモデルであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。

第3.1.2.1-13表 解析コードの更新・不具合情報が決定論的安全評価に及ぼす影響について(情報源:コード開発元)

解析コードの種類	分類	現状の決定論的安全評価の妥当性	決定論的安全評価に及ぼす影響
SA	コードエラー (炉心内パラメータ 評価モデルのエラー)	○	既に修正済のモデルであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	当該モデルを使用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	実機では生じないと考えられる炉心状態で発生するエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	リスタート計算でのエラーであり、リスタート解析を実施しないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
	コードエラー (CV内パラメータ 評価モデルのエラー)	○	実機と異なる体系で生じるエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	実機では生じないと考えられる原子炉格納容器内で発生するエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	プログラムが強制終了するエラーであり、強制終了した解析結果は採用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		—	異なるCV型式でのエラー。
		—	BWRに対するモデルのエラー。
		○	当該モデルを使用していないため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
	コードエラー (系統構成モデルのエラー)	○	解析結果に影響が出にくい原子炉格納容器内で発生するエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	他プラントの系統構成で生じるエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	異なる物性値データを使用しているため、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
		○	ユーザーが定義した変数に係るエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。
マニュアルエラー (マニュアルのエラー)	○	解析に影響しないマニュアルの記載内容の不備に係るエラーであり、決定論的安全評価に影響を及ぼさない。	

3.1.2.2 BEPU手法の検討状況

(1) 概要

不確かさを考慮した最適評価(BEPU: Best Estimate Plus Uncertainty)手法については、(一社)日本原子力学会において「統計的安全評価の実施基準:2008」(AESJ-SC-S001:2008)の改定作業が進められているところであり、改定内容等を踏まえ、当社の決定論的安全評価への適用を引き続き検討する。

また、三菱重工業㈱が開発した解析コードSPARKLE-2[※]は、最適評価が可能な解析コードであり、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。

第2回届出書において、「SPARKLE-2を設計基準事故に適用し、より現実的な挙動を確認する。」こととしており、このSPARKLE-2を設計基準事象(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)のうち代表的な事象に適用し、現実的な挙動を確認した。

※ SPARKLE-2 :

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。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、最小限界熱流束比(以下「最小DNBR」という。)や燃料中心温度の最適評価が可能となる。

(2) SPARKLE-2の設計基準事象への適用性について

国内のPWRを対象として、SPARKLE-2の設計基準事象の安全評価への適用性を確認した内容を、MHI-NES-1072「三菱PWR 設計基準事象へのSPARKLE-2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)(以下「三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)」という。)にまとめている。

三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)ではSPARKLE-2が従来のPWRにおける「原子炉冷却材喪失」事故を除いた設計基準事象(Non-LOCA事象、第3.1.2.2-1表参照)に適用可能であることが確認されている。

a. 概要

SPARKLE-2は、汎用二相流コードM-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードである。

具体的には、第3.1.2.2-1図に示すように、プラント特性コードM-RELAP5、3次元炉心動特性コードCOSMO-K及び3次元炉心熱流動特性コードMIDACを動的に結合することで、1次系全体の熱流動変化と炉心における3次元的な核と熱流動の相互作用を評価可能とした詳細なプラント過渡特性解析コードである。

また、第3.1.2.2-2図に示すように、高温集合体内のサブチャンネル解析を別途行うことで、上述の効果を取り込んだ最小DNBR、燃料中心温度及び燃料被覆管温度が評価可能である。

b. 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象が第3.1.2.2-2表に示すとおりモデル化されている。

c. 検証／妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証／妥当性確認が実施されている。具体的には、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-III E-core実験解析、NUPEC管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証／妥当性確認により、その不確かさが把握されている。具体的には、第3.1.2.2-3表及び第3.1.2.2-4表に示すとおりである。

第 3.1.2.2-1 表 SPARKLE-2 の適用可能な設計基準事象

分類		事象名
運転時の 異常な 過渡変化	炉心内の反応度又は 出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
		出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
		制御棒の落下及び不整合
		原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
	炉心内の熱発生又は 熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失
		原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
		外部電源喪失
		主給水流量喪失
		蒸気負荷の異常な増加
		2次冷却系の異常な減圧
		蒸気発生器への過剰給水
	原子炉冷却材圧力又は 原子炉冷却材保有量の 異常な変化	負荷の喪失
		原子炉冷却材系の異常な減圧
		出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
	設計 基準 事故	原子炉冷却材の喪失又は 炉心冷却状態の著しい 変化
原子炉冷却材ポンプの軸固着		
主給水管破断		
主蒸気管破断		
反応度の異常な投入又は 原子炉出力の急激な変化		制御棒飛び出し
環境への放射性物質の 異常な放出		蒸気発生器伝熱管破損

第 3.1.2.2-2 表 重要現象に対する解析モデル

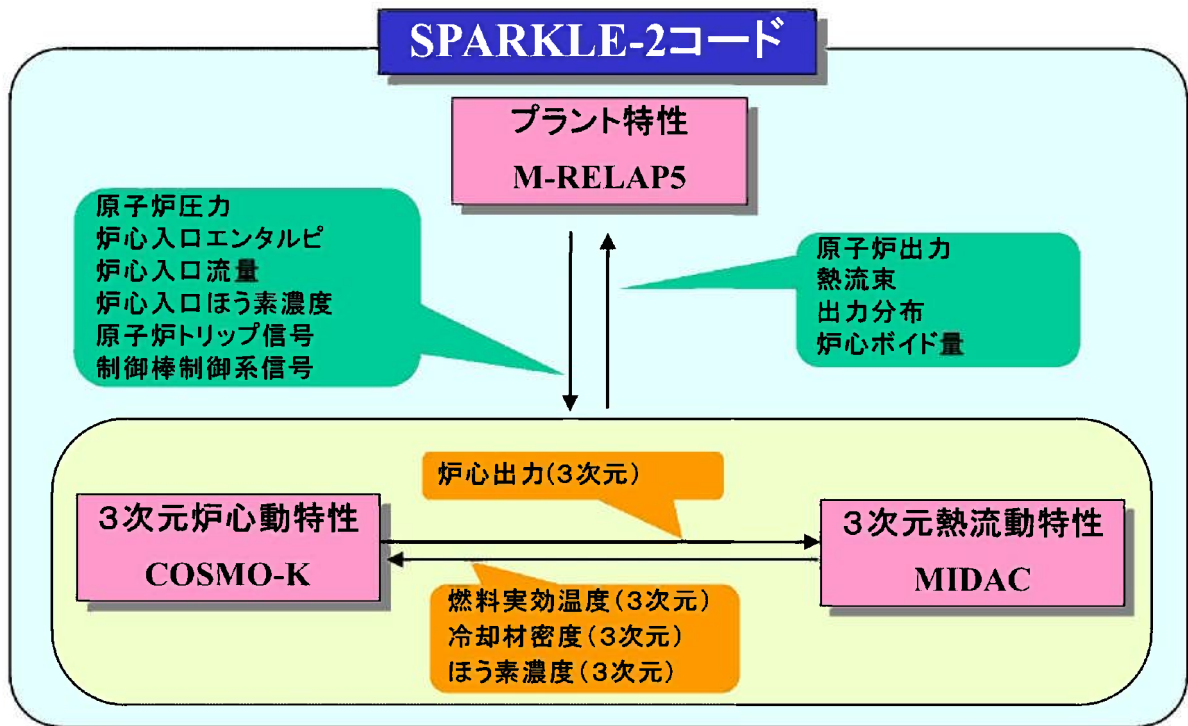
分類	重要現象	解析モデル
炉心(核)	中性子動特性(核分裂出力)	・3次元動特性モデル ・核定数フィードバックモデル
	出力分布変化	
	ドップラ反応度帰還効果	
	減速材反応度帰還効果	
	ほう素反応度帰還効果	
	制御棒反応度効果	
	崩壊熱	・崩壊熱モデル
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	・非定常熱伝導方程式
	燃料棒表面熱伝達	・燃料棒表面熱伝達モデル
	限界熱流束(CHF)	・限界熱流束予測モデル
	燃料被覆管酸化	・ジルコニウム-水反応モデル
炉心(熱流動)	3次元熱流動	・乱流混合モデル ・混合相3保存式 ・気相質量保存式
	沸騰・ボイド率変化	・二相圧力損失モデル ・サブクールボイドモデル ・気液相対速度
	圧力損失	・圧力損失モデル
	ほう素濃度変化	・質量保存式
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時又は自然循環時)	・ポンプ水力特性モデル ・運動量保存式 ・壁面熱伝達モデル
	圧力損失	・圧力損失モデル ・運動量保存式
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	・2流体モデル ・壁面熱伝達モデル
	構造材との熱伝達	・壁面熱伝達モデル
	下部プレナム混合	・炉心入口混合モデル
	ECCS等強制注入(充てん系含む)	・ポンプ特性モデル
	ほう素濃度変化	・質量保存式
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	・破断流モデル
加圧器	気液熱非平衡	・2流体モデル
	水位変化	
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	・蒸気単相、二相及びサブクール臨界流モデル
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	・伝熱管熱伝達モデル
	2次側水位変化・ドライアウト	・2流体モデル
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	・臨界流モデル
	2次側給水(主給水・補助給水)	・ポンプ特性モデル

第 3.1.2.2-3 表 重要現象に対する不確かさ(炉心(核、燃料、熱流動))

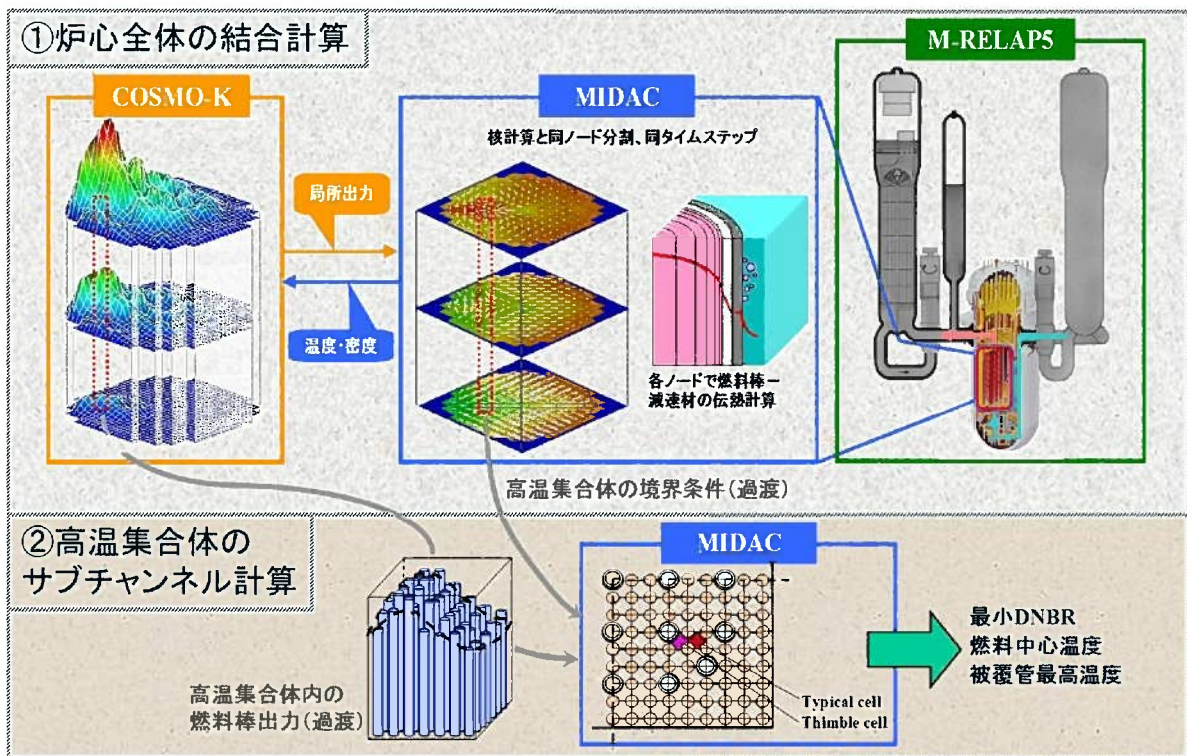
分類	重要現象	解析モデル	検証、妥当性確認	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性(核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	TWIGL ベンチマーク LMW ベンチマーク SPERT-III E-core 実験解析	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める
	出力分布変化		LMW ベンチマーク OECD/NEA/NRC MOX ベンチマーク 出力分布測定値との比較	出力分布:±10%
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較 SPERT-III E-core 実験解析	ドップラ反応度帰還効果: ±10%
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較 炉物理検査(減速材温度係数)	減速材反応度帰還効果: ±3.6pcm/°C
	ほう素反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較 炉物理検査(ほう素値)	ほう素反応度帰還効果:±10%
	制御棒反応度効果		モンテカルロコードとの比較 炉物理検査(制御棒値)	制御棒反応度効果:±10%
	崩壊熱	崩壊熱モデル	不要	入力値に考慮
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	FINE コードとの比較 SPERT-III E-core 実験解析 FACTRAN コードとの比較	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める(炉心解析) 入力値に考慮(熱点解析)
	限界熱流束(CHF)	限界熱流束予測モデル	管群 DNB 試験	DNBR 制限値に考慮
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	乱流混合モデル 混合相3保存式 気相質量保存式	管群流路閉塞試験 管群温度混合試験	入力値に考慮
	圧力損失	圧力損失モデル 混合相運動量保存式		
	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析 ISPRA 管群二相流分布試験	ボイド率:±8%(2σ)

第 3.1.2.2-4 表 重要現象に対する不確かさ(1 次冷却系、加圧器、蒸気発生器)

分類	重要現象	解析モデル	検証、妥当性確認	不確かさ
1 次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時又は自然循環時)	ポンプ水力特性モデル 運動量保存式	実機コーストダウン試験	入力値に考慮
	圧力損失	圧力損失モデル 運動量保存式		
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	実機での蒸気発生器伝熱管損傷	気液熱非平衡の不確かさに含める
	下部プレナム混合	炉心入口混合モデル	流水試験	入力値に考慮
	ECCS 等強制注入	ポンプ特性モデル	不要	入力値に考慮
	冷却材放出	破断流モデル	不要 実機での蒸気発生器伝熱管損傷	入力値に考慮(弁からの放出) 入力条件に含める(破断流)
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析 LOFT L9-3 試験解析	1 次冷却材温度: $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 1 次系圧力: $\pm 0.2\text{MPa}$
	加圧器水位変化		LOFT L9-3 試験解析	
	冷却材放出	二相及びサブクール臨界流モデル	LOFT L9-3 試験解析	
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	LOFT L6-1 試験解析 LOFT L9-3 試験解析	
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	LOFT L9-3 試験解析	
	冷却材放出	臨界流モデル	不要 Semi-scale 主給水管破断試験解析	
	2 次側給水	ポンプ特性モデル	不要	入力値に考慮



第 3.1.2.2-1 図 SPARKLE-2 の構成



第 3.1.2.2-2 図 SPARKLE-2 における高温集合体内のサブチャンネル解析の概要

(3) SPARKLE-2を設計基準事象に適用した現実的なプラント挙動

SPARKLE-2は、1次系全体の熱流動と連動しつつ、炉心における核と熱流動の相互作用を3次元的に取り扱うことが可能であることから、炉内流動が偏る事象や炉心出力分布が歪む事象において、コードの特性が顕著にあらわれる。そこで、設計基準事象に対し、コードの特性が顕著に表れる代表的な事象を選定する。

炉内流動が偏るのは炉心入口温度、流量が不均一になるか出力分布が歪むことにより、炉内で大きな冷却材密度差が生じる場合であり、設計基準事象のNon-LOCA事象のうち、炉内流動の偏りが特に顕著かつ影響が大きい事象として「主蒸気管破断」を選定した。

また、炉心出力分布が偏るのは制御棒位置にずれが生じるか炉心入口温度が不均一になる場合であり、設計基準事象のNon-LOCA事象のうち、炉心出力分布が特に大きく歪みかつ影響が大きい事象として「制御棒飛び出し」を選定した。

a. 主蒸気管破断

(a) 解析条件

第3.1.2.2-5表に主要な解析条件について示す。

比較の観点から、解析条件は従前の安全解析と基本的に揃えた。ただし、各種反応度帰還効果、出力分布の歪み(核的エンタルピ上昇熱水路係数: $F_{\Delta H}^N$)については、SPARKLE-2と従前の安全解析コード(MARVEL)の解析モデルの違いから取扱いに差が生じる。

SPARKLE-2の中性子動特性モデルは時間依存の2群拡散方程式モデルであり、各種反応度帰還効果は核定数(断面積)変化により評価されるため、従前の安全解析コード(MARVEL)の炉心1点炉近似モデルのように反応度係数若しくは反応度欠損の形での入力を行わない。また、出力分布についてもSPARKLE-2は炉心状態に応じた変化が評価されるため、従前の安全解析コード(MARVEL)のような特定の炉心状態を想定した固定値の形での入力を行わない。このような出力分

布の変化の取扱いの有無は各種反応度帰還効果にも影響する。SPARKLE-2は出力分布の変化に伴う各種反応度帰還効果の変化を直接評価するのに対し、従前の安全解析コード(MARVEL)では反応度係数若しくは反応度欠損の入力とは別にその事象に重要な反応度帰還効果に対して反応度荷重係数を設定している。

加えて、炉心入口混合及びDNB相関式については、最新の知見を踏まえて開発したモデルの採用に違いがある。

イ 炉心入口混合

通常はループ間での冷却材条件に差はなく炉心入口の冷却材条件は均一であるが、1ループの2次側除熱異常が生じるNon-LOCA事象では炉心入口での冷却材条件に分布が形成される。SPARKLE-2コードでは、炉心の水平方向ノード分割に応じた各領域にループ温度により定義される混合係数を与えることで、冷却材条件の分布を模擬する。この混合係数を質量バランス及びエネルギーバランスを保つように質量流量で補正して、各領域の冷却材条件を定めている。

炉心入口混合モデルの詳細は三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)にまとめている。

ロ DNB相関式

MG-NV相関式(Mitsubishi Generalized correlation - for Non-Vane grid)は、米コロンビア大学で取得された管群DNB試験データに基づき開発された限界熱流束予測相関式であり、従来のW-3相関式(単管DNB試験データに基づき開発)に比べて、試験データへのフィッティング性の高い相関式形状を採用することで精緻な予測が可能となっており、DNBR許容限界値が1.22に下がっている。

国内燃料に対してもMG-NV相関式は上記のDNBR許容限界値の下で保守的に適用可能であることを、三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)にまとめている。

(b) 解析結果

第3.1.2.2-6表に主要な事象クロノロジを、第3.1.2.2-7表に主要な解析結果を示す。また、第3.1.2.2-3図から第3.1.2.2-8図に主要なパラメータの過渡応答図を示す。SPARKLE-2の解析ではいずれのパラメータも時間変化を示しているが、従前の安全解析では炉心の出力分布や最小DNBRは過渡変化中のある時点(熱流束最大時刻)のプラントパラメータを境界条件とした炉心3次元静特性計算により求めていることから、特定時刻の結果を示している。

本事象において炉心冷却能力が失われることがないことを確認するための評価項目であるDNBRについて、MG-NV相関式を用いる場合の許容限界値1.22に対して、SPARKLE-2適用解析では事象期間中に有意に低下することがないことを確認している。

(c) 解析結果を踏まえた考察

以下に、SPARKLE-2を適用した解析結果と従前の安全解析の結果の比較、分析を示す。

イ 事象進展全体の傾向について

SPARKLE-2適用解析におけるプラントパラメータの推移は、従前の安全解析と全体的な傾向は同じである。

ロ 最小DNBRについて

最小DNBRは、SPARKLE-2の評価では高温チャンネルにおいても局所沸騰が生じなかったため、DNBRは相関式では計算されず、有意な値となることはなかった。

従前の安全解析ではDNBRは有意な低下を示しており、最小DNBRの結果に大きな違いが生じているが、これはDNB相関式の違いよりも、第3.1.2.2-3図で示しているように出力(熱流束)がSPARKLE-2により大幅に低下したことが主な要因である。

なお、DNBRの許容限界値に違いがあるのは、評価に用いた相関式が異なるためである。

ハ 熱流束について

臨界到達までは1次系過冷却に伴う減速材反応度帰還効果の影響が支配的である。臨界到達後は出力上昇に伴いドップラ反応度帰還効果が有意となってくる。

第3.1.2.2-8図のとおり事象進展に伴い $F_{\Delta H}^N$ は増大する方向であることから、SPARKLE-2適用解析ではドップラ反応度帰還効果が初期より増大し、その結果、第3.1.2.2-3図のとおり熱流束はSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ低めに推移する結果となった。

これは、SPARKLE-2では出力の歪み増大の効果が評価に直接取り込まれるのに対し、従前の安全解析コード(MARVEL)ではこの出力分布の歪み増大の効果を減速材反応度帰還効果に対しては反応度荷重係数で考慮しているものの、ドップラ反応度帰還効果の模擬にこの効果を含めていないためである。

なお、SPARKLE-2は炉心3次元動特性モデルを採用していることで炉心状態に応じた出力分布変化が評価されるのに対し、従前の安全解析コード(MARVEL)では炉心1点炉近似モデルが採用されており出力分布は特定の炉心状態を想定した固定条件である。

ニ 1次冷却材平均温度について

1次冷却材平均温度の応答の主たる支配要因は、1, 2次系間の伝熱量と1次系内(主に炉心)での発熱量である。

【事象初期】

事象初期に伝熱管上部が一時的にボイド雰囲気になった際にSPARKLE-2適用解析の方が1次系の冷却効果が相対的に低下することから、第3.1.2.2-

4図に示すとおり事象初期における1次冷却材平均温度はSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ高めに推移している。

これは、1, 2次系間の伝熱に関して、従前の安全解析コード(MARVEL)では蒸気発生器内を飽和と仮定して扱っているのに対し、SPARKLE-2は蒸気発生器内の沸騰の状態に応じて伝熱特性が変化するモデルを用いているためである。

【事象中期】

事象中期においては、第3.1.2.2-3図に示される熱流束(炉心での発熱量)が低めである影響を受け、第3.1.2.2-4図に示すとおり1次冷却材平均温度はSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ低めとなっている。

【事象後期】

1次系の冷却は蒸気発生器ドライアウトまで継続するが、第3.1.2.2-6図及び第3.1.2.2-7図に示すとおり従前の安全解析の方が蒸気発生器ドライアウトによる蒸気放出停止の時間が遅いため、事象後期において、1次冷却材平均温度は従前の安全解析の方がSPARKLE-2適用解析と比べ低めとなっている。

ホ 原子炉圧力について

原子炉圧力の応答の主たる支配要因は、1, 2次系間の伝熱量と1次系内(主に炉心)での発熱量である。

1次系の発熱量(熱流束)が小さいSPARKLE-2適用解析の方が、2次側冷却による圧力低下の抑制効果が小さいため、第3.1.2.2-5図に示すとおり原子炉圧力は事象初期の原子炉容器頂部で減圧沸騰が生じた後の応答においてSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ低めとなっている。

へ 蒸気流量及び蒸気発生器2次側保有水量について

蒸気流量のSPARKLE-2適用解析と従前の安全解析の差は、概ね1次系の熱量(第3.1.2.2-4図の1次冷却材平均温度)に対応して生じたものである。また、蒸気発生器2次側保有水量の差はこの蒸気流量の差に対応している。

第3.1.2.2-6図に示すとおり蒸気流量は補助給水隔離(約649秒)以降において従前の安全解析の方がSPARKLE-2適用解析と比べ大きめとなっている。

これは、従前の安全解析では蒸気発生器2次側がドライアウトする直前まで伝熱面積を低下させずに蒸気発生器伝熱管が冠水しているとみなして伝熱量の低下を抑えるモデルを用いているためである。

ト $F_{\Delta H}^N$ について

第3.1.2.2-8図に示すとおり $F_{\Delta H}^N$ は、ループ間で温度差がつき、固着制御棒近傍に冷水が偏って流入することで増大していく。その後、臨界に到達して出力が発生することでドップラ反応度帰還効果により出力分布の歪みは緩和されるが、高濃度ほう酸水の炉心到達に伴う出力低下に合わせて、出力分布の歪みは再び増加する。

第 3.1.2.2-5 表 「主蒸気管破断」の主要解析条件

項目		SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
解析コード		SPARKLE-2	MARVEL ANC THINC-III
基準炉心		55GWd/t 燃料装荷 平衡炉心	同左
燃焼度時点		サイクル末期	同左
事故条件		主蒸気管両端破断	同左
初期条件	原子炉出力	高温停止	同左
	1 次冷却材平均温度	無負荷温度	同左
	原子炉圧力	定格圧力	同左
	1 次系ほう素濃度	0ppm	同左
実効遅発中性子割合		0.43 %	同左
即発中性子寿命		21 μsec	同左
減速材反応度帰還効果		解析コードが直接計算 ^{※1}	減速材密度と反応度の関数 + 反応度荷重係数
ドップラ反応度帰還効果		解析コードが直接計算 ^{※1}	出力と反応度の関数
ほう素の反応度価値		解析コードが直接計算 ^{※1}	ほう素濃度と反応度の関数
核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)		可変値 ^{※1} (解析コードが直接計算)	固定値 (静的計算に基づく)
停止余裕		1.8 %Δk/k	同左
固着制御棒		1 本固着を仮定	同左
炉心入口混合		混合係数による設定 (ノード分割単位 ^{※2})	混合係数による設定 (領域 6 分割単位)
外部電源		あり	同左
単一故障		充てん/高圧注入ポンプ 1 台	同左
主蒸気隔離		事象開始後 10 秒	同左
ECCS 作動信号		主蒸気流量高と 主蒸気ライン圧力低の一致	同左
ECCS ほう素濃度(燃料取替用水タンク)		2,700ppm	同左
ECCS ほう素濃度(ほう酸注入タンク)		20,000ppm	同左
DNB 相関式		MG-NV 相関式 ^{※2}	W-3 相関式

※1 従前の安全解析と同等になるような設定。

※2 三菱公開文献(解析モデル、検証・妥当性確認編)に記載のモデル

第 3.1.2.2-6 表 「主蒸気管破断」の主要事象クロノロジ

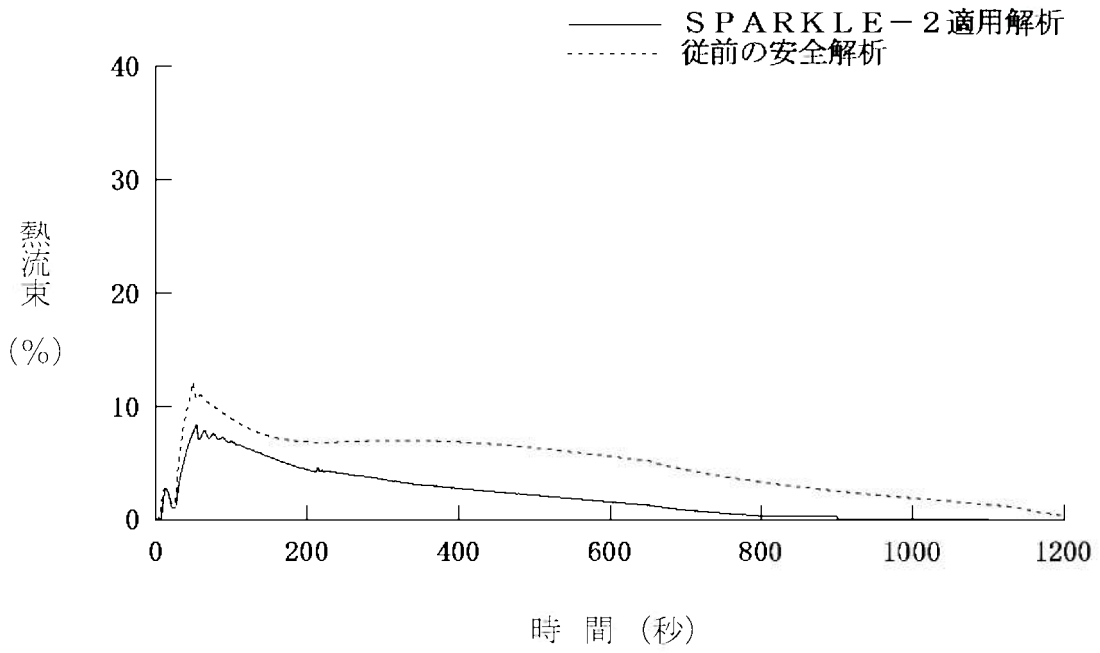
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
主蒸気管破断発生(秒)	0.0	0.0
主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致 ECCS 作動限界値到達(秒)	2.0	2.0
主蒸気隔離弁全閉(秒)	10.0	10.0
充てん／高圧注入ポンプ作動(秒)	17.0	17.0
臨界(秒)	21.6	17.6
高濃度ほう酸水のループ到達(秒)	49.6	47.0
最大熱流束(秒)	53.4	48.5
最小 DNBR(秒)	—※	48.5
破損側蒸気発生器への補助給水停止(秒)	649.0	649.0

※有意に低下しない(局所沸騰が生じず計算されない)

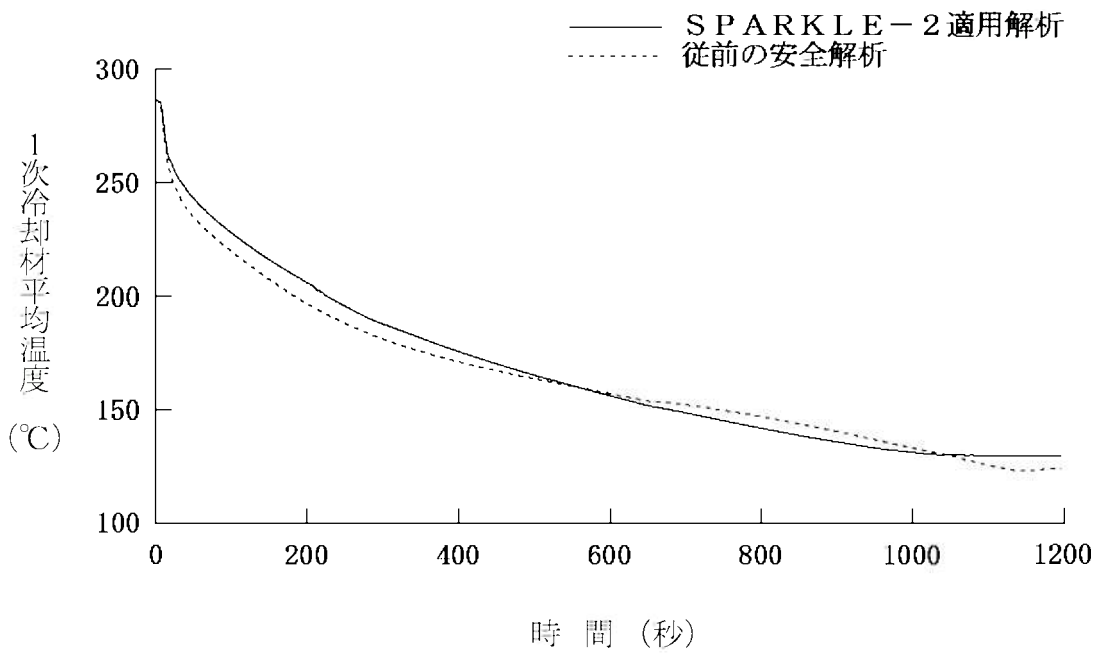
第 3.1.2.2-7 表 「主蒸気管破断」の主要解析結果

	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析	判断基準
最大熱流束(%)	約 8	約 12	—
最小 DNBR	—※ (MG-NV 相関式)	約 2.47 (W-3 相関式)	MG-NV:1.22 W-3:1.30

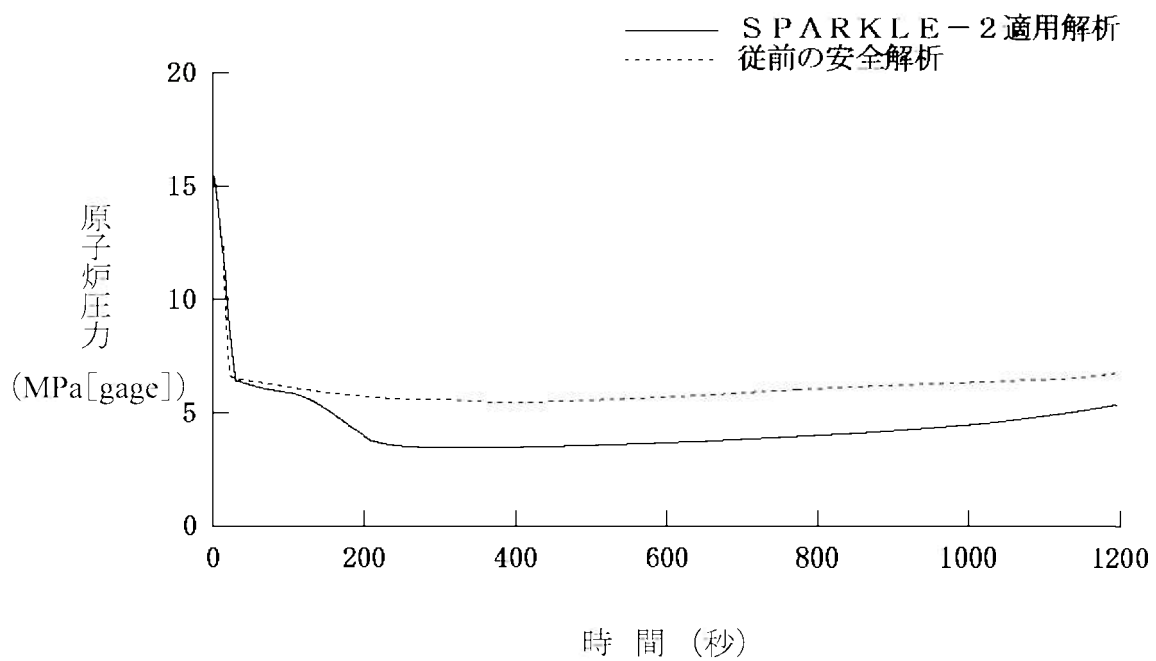
※有意に低下しない(局所沸騰が生じず計算されない)



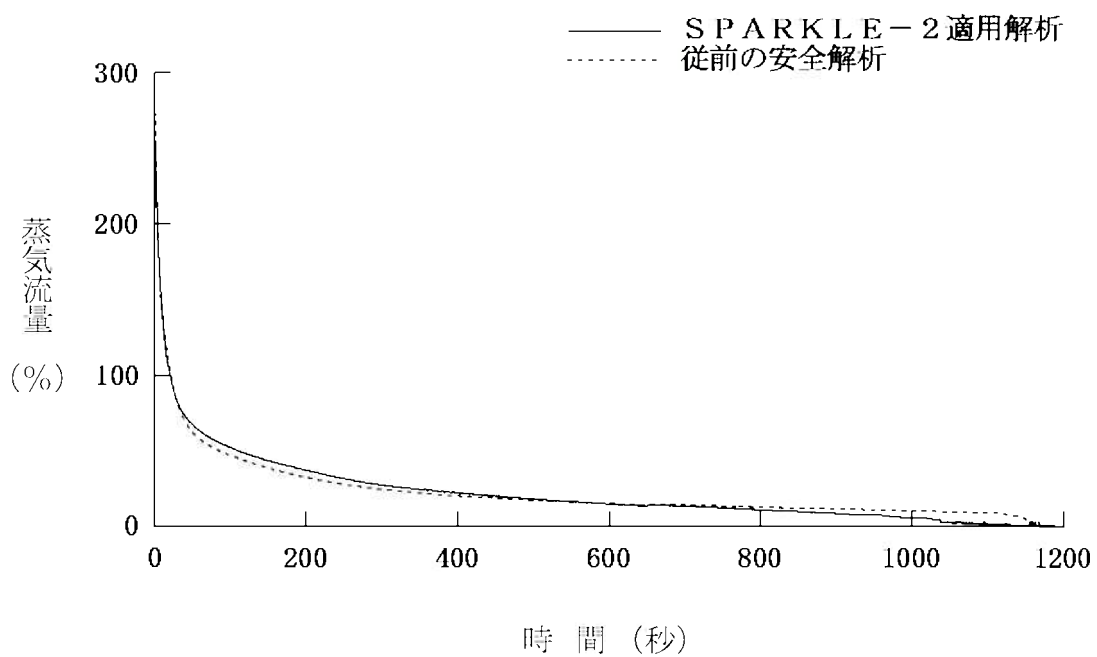
第 3.1.2.2-3 図 「主蒸気管破断」解析結果(1)



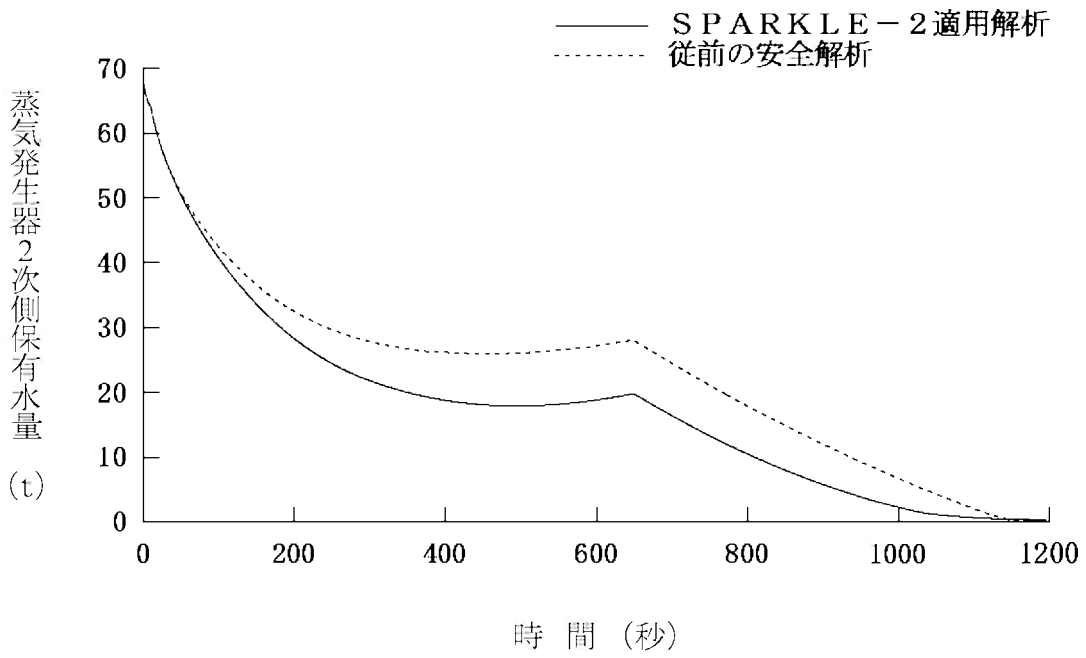
第 3.1.2.2-4 図 「主蒸気管破断」解析結果(2)



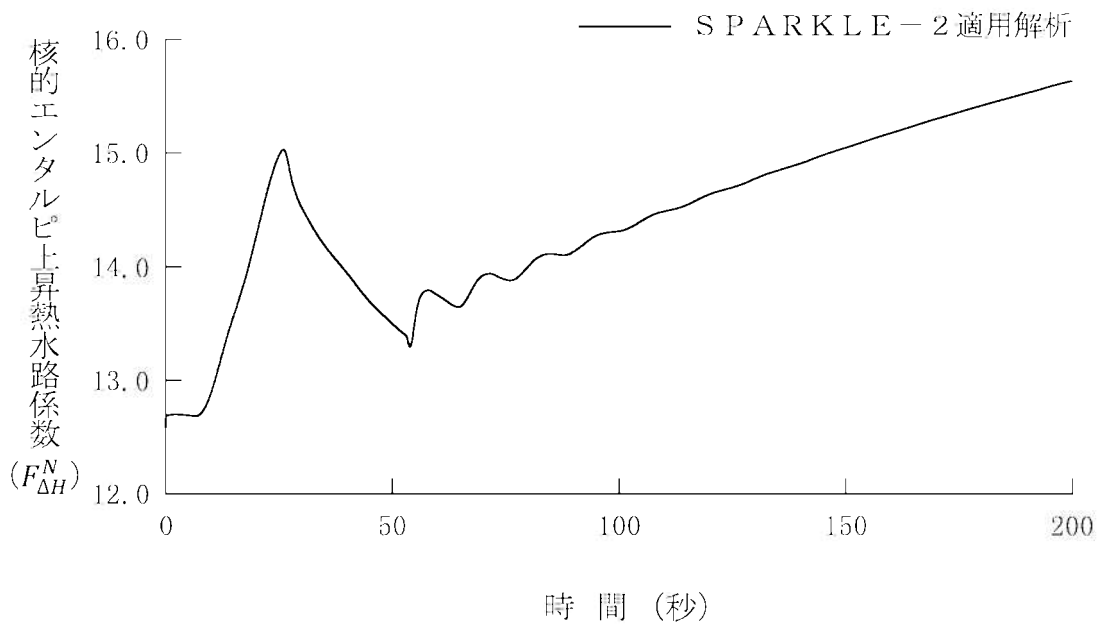
第 3.1.2.2-5 図 「主蒸気管破断」解析結果(3)



第 3.1.2.2-6 図 「主蒸気管破断」解析結果(4)



第 3.1.2.2-7 図 「主蒸気管破断」解析結果 (5)



※ 従前の安全解析では $F_{\Delta H}^N$ を静的計算により求めるため、過渡応答図はない。

第 3.1.2.2-8 図 「主蒸気管破断」解析結果 (6)

b. 制御棒飛び出し

(a) 解析条件

第3.1.2.2-8表に主要な解析条件について示す。

SPARKLE-2の効果が顕著に表れる条件として、出力分布の歪み(熱流束熱水路係数: F_Q)が最大、かつ、制御棒飛び出し時の添加反応度が最大である、サイクル末期の高温零出力の状態について評価を実施する。

比較の観点から、解析条件は従前の安全解析と基本的に揃えた。ただし、各種反応度帰還効果、 F_Q については、SPARKLE-2と従前の安全解析コードの解析モデルの違いから取扱いに差が生じる。

SPARKLE-2コードも従前の安全解析コード(TWINKLE)も時間依存の2群拡散方程式モデルであり、各種反応度帰還効果は核定数(断面積)変化により評価されるが、計算体系が3次元と1次元との違いがあり、従前の安全解析(炉心軸方向1次元体系)では事象に重要な反応度帰還効果に対して反応度荷重係数を設定する模擬となっている。出力分布については、SPARKLE-2コードは炉心状態に応じた変化を直接評価するのに対し、従前の安全解析では F_Q の変化を別途評価してモデル化して入力する。

(b) 解析結果

第3.1.2.2-9表に主要な事象クロノロジを、第3.1.2.2-10表に主要な解析結果を示す。

また、第3.1.2.2-9図から第3.1.2.2-11図に主要なパラメータの過渡応答図を、第3.1.2.2-12図にSPARKLE-2コードが評価した、ピーク出力部終端時刻時点の炉心各点の燃焼度とエンタルピ増分の関係を示す(比較対象となる従前の安全解析結果は第3.1.2.2-13図)。

反応度投入事象となる本評価において、確認すべき評価項目である燃料エンタルピについて、判断基準である $791\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ に対してSPARKLE-2適用解析の結果

果は384kJ/kg・UO₂である。また、PCMI破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギーについては12.1kJであり、衝撃圧力のもつ機械的エネルギーの原子炉圧力容器の吸収可能な歪エネルギーに対してその大きさは0.2%となる。

(c) 解析結果を踏まえた考察

以下に、SPARKLE-2を適用した解析結果と従前の安全解析の結果の比較、分析を示す。

イ 事象進展全体の傾向について

SPARKLE-2の解析結果が示す炉心の平均的な出力応答は、従前の安全解析と傾向は同じである。

ロ 中性子束応答について

【立ち上がり時間の差について】

第3.1.2.2-9図に示すとおりSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ相対的に出力の立ち上がりが遅れる結果となった。

これは、制御棒飛び出しによる反応度添加の取扱いの差が原因である。

SPARKLE-2では1本の制御棒が飛び出すことを直接的に模擬していることで炉心への反応度の入り方が時間に対して一様でないのに対し、従前の安全解析コード(TWINKLE)では制御棒飛び出し反応度を時間に対して線型に添加している。線型に反応度を添加することで事象開始直後から中性子束の増加が開始されるが、制御棒の飛び出しを直接模擬した場合、事象開始直後の炉心下端部での変化は中性子束増加への寄与が小さくなる。

【出力ピーク値の差について】

第3.1.2.2-9図に示すとおりSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ出力ピークが低下した。

これは、出力分布が歪んだ際のドップラ反応度帰還効果に対する取扱いの差が原因である。

従前の安全解析コード(TWINKLE)では出力分布が歪んだ際のドップラ反応度帰還効果を反応度荷重係数で考慮しているが、その反応度荷重係数の設定は制御棒飛び出し後の F_Q を合理的な範囲で小さめとしたTWINKLEによる炉心3次元計算に基づく。これに対し、SPARKLE-2では飛び出し後の F_Q を直接制限値に設定して炉心出力応答計算と燃料エンタルピ計算の F_Q 応答は同一のものを使用している。これにより、SPARKLE-2ではドップラ反応度帰還効果が出力分布の歪みに見合った適正なものとなる。

ハ 燃料エンタルピについて

第3.1.2.2-11図に示すとおり燃料エンタルピは、出力ピーク値の低下を受けてSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ低めに推移する結果となった。

ニ 燃料破損量について

第3.1.2.2-12図及び第3.1.2.2-13図に示すとおり燃料破損量は、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値の低下により、SPARKLE-2適用解析ではPCMI破損は起こらず浸水燃料の破裂のみ生じる結果となっている。

そのため、第3.1.2.2-10表に示すとおり燃料破損により発生する機械的エネルギーもSPARKLE-2適用解析の方が従前の安全解析と比べ低い結果となった。

第 3.1.2.2-8 表 「制御棒飛び出し」の主要解析条件

項目		SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
解析コード		SPARKLE-2	TWINKLE (1次元モデル) FACTRAN
基準炉心		55GWd/t 燃料装荷 制御棒飛び出し向け評価用炉心	同左
燃焼度時点		サイクル末期	同左
事故条件	(反応度添加量)	1.0 % $\Delta k/k$	同左
	(飛び出し時間)	0.1 秒	同左
初期条件	原子炉出力	定格出力の 10 ⁻⁷ %	同左
	1 次冷却材平均温度	288.3 °C	同左
	原子炉圧力	15.20 MPa[gage]	同左
熱流束熱水路係数 (F _Q)	制御棒飛び出し後	26	同左
	時間変化	解析コードが直接計算	経時変化モデル ^{※1}
実効遅発中性子割合		0.43 %	同左
即発中性子寿命		9 μ sec	同左
減速材反応度帰還効果		解析コードが直接計算 ^{※2}	同左
ドップラ反応度帰還効果		解析コードが直接計算 ^{※2}	解析コードが直接計算 ^{※2} + 反応度荷重係数
単一故障		安全保護系 (多重構成のため機能喪失なし)	同左
原子炉トリップ信号		出力領域中性子束高(低設定)	同左

※1 3次元過渡解析に基づく局所出力比の応答を包絡するように設定したカーブ

※2 通常計算される効果よりも 20%低減するように設定。

第 3.1.2.2-9 表 「制御棒飛び出し」の主要事象クロノロジ

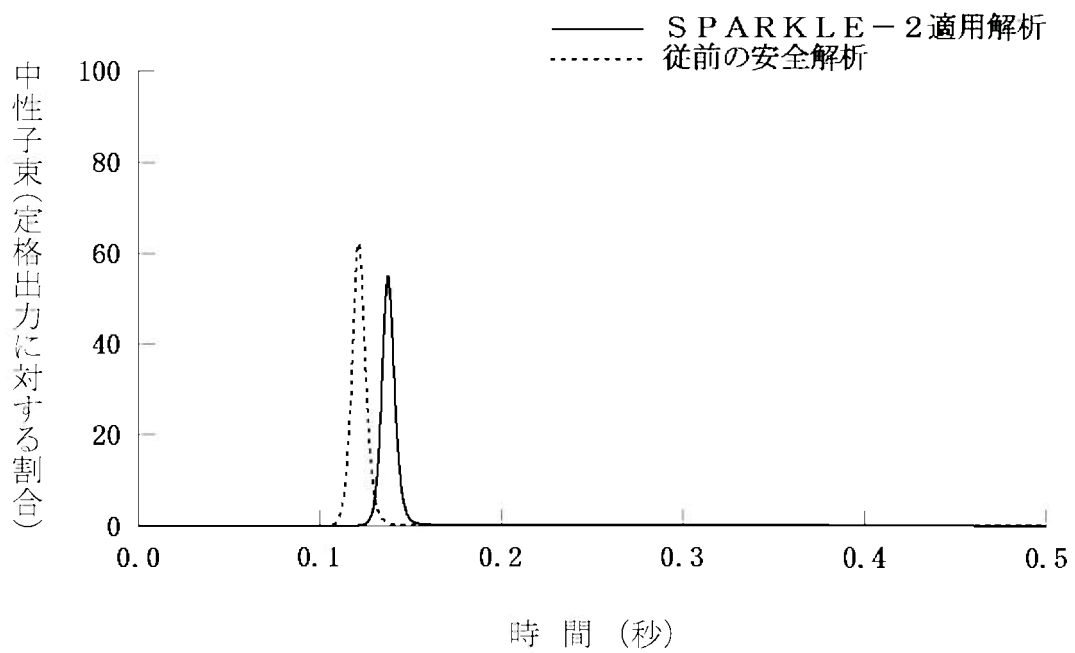
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析
出力領域中性子束高トリップ 限界値到達時刻(秒)	0.12	0.11
最大過渡出力時刻(秒)	0.14	0.12
制御棒クラスタ落下開始時刻(秒)	0.62	0.61
ピーク出力部終端時刻(秒)	0.15	0.13
最大燃料エンタルピー時刻(秒)	0.21	1.13

第 3.1.2.2-10 表 「制御棒飛び出し」の主要解析結果

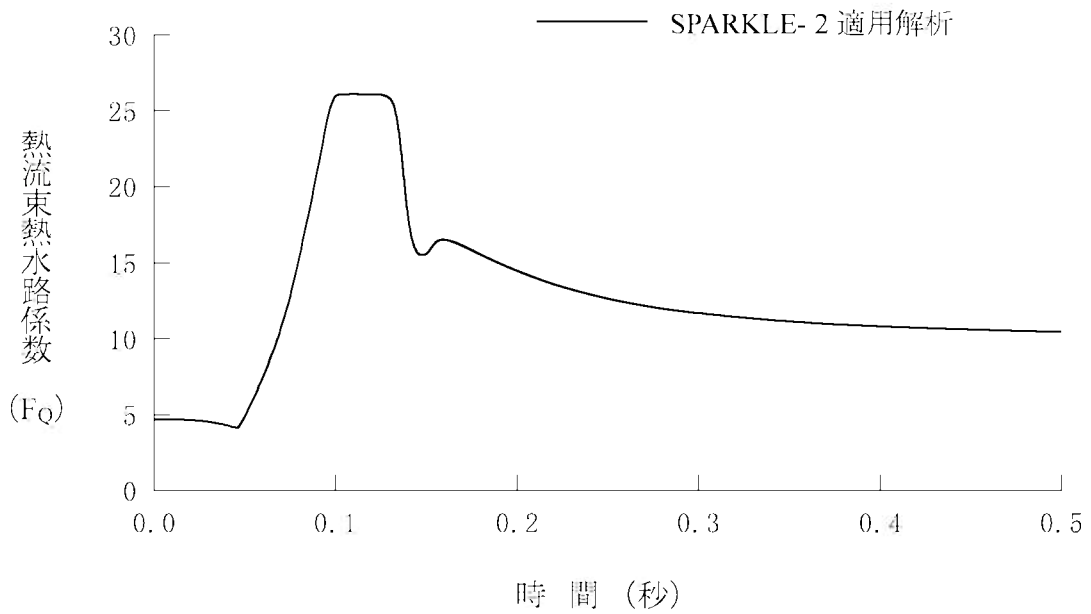
	SPARKLE-2 適用解析	従前の安全解析	判断基準
最大過渡出力 (定格比)	54.8	62.2	—
燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kg・UO ₂)	384	461	791 ^{※1}
ピーク出力部燃料エンタルピー増分 (kJ/kg・UO ₂)	299	372	—
PCMI 破損及び浸水燃料の破裂 (kg)[炉心での重量割合(%)]	約 19 ^{※2} [0.02]	約 112 [0.13]	—
PCMI 破損及び 浸水燃料の破裂によって 発生する衝撃圧力の持つ 機械的エネルギー(kJ) [衝撃圧力のもつ機械的エネルギーの原子炉 压力容器の吸収可能な歪エネルギーに対す る比(%)]	12.1 [0.2]	90.5 [1.2]	原子炉圧力 容器の吸収 可能な歪エ ネルギーを上 回らないこ と

※1 圧力波発生限界である 963 kJ/kg・UO₂ (230cal/g・UO₂) からペレット融点低下分相当のエンタルピーを差し引いた値とすることが妥当とされていることから、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及び 10wt%ガドリニア添加によるペレット融点低下を考慮した値

※2 PCMI による燃料破損は生じておらず、浸水燃料の破裂のみ

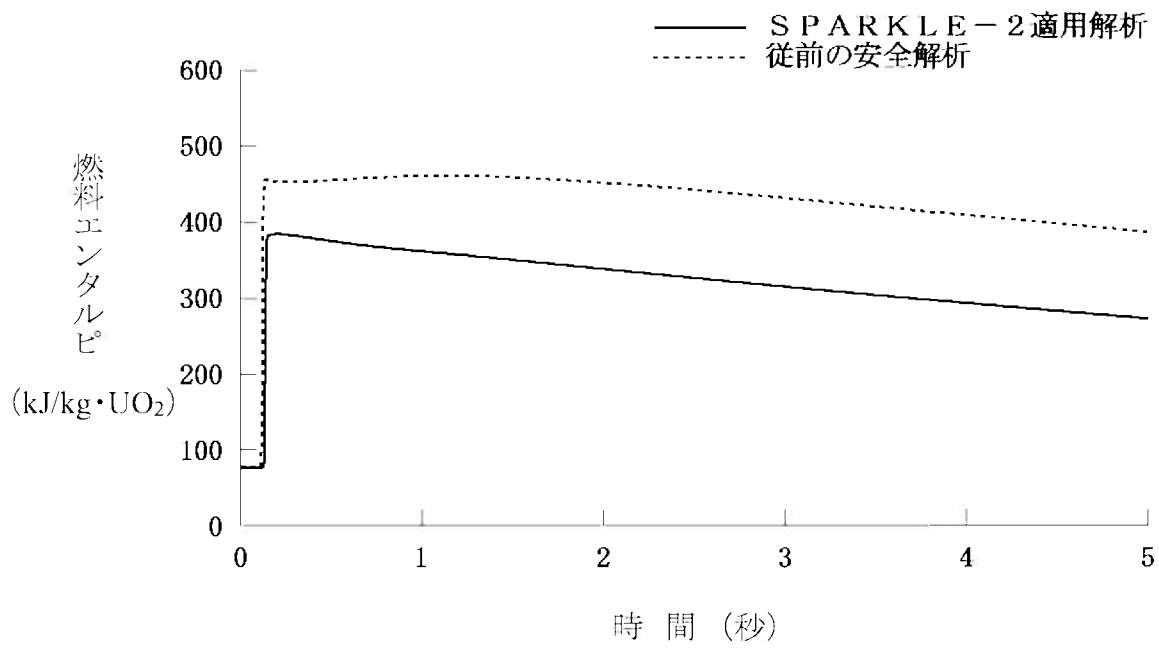


第 3.1.2.2-9 図 「制御棒飛び出し」解析結果(1)

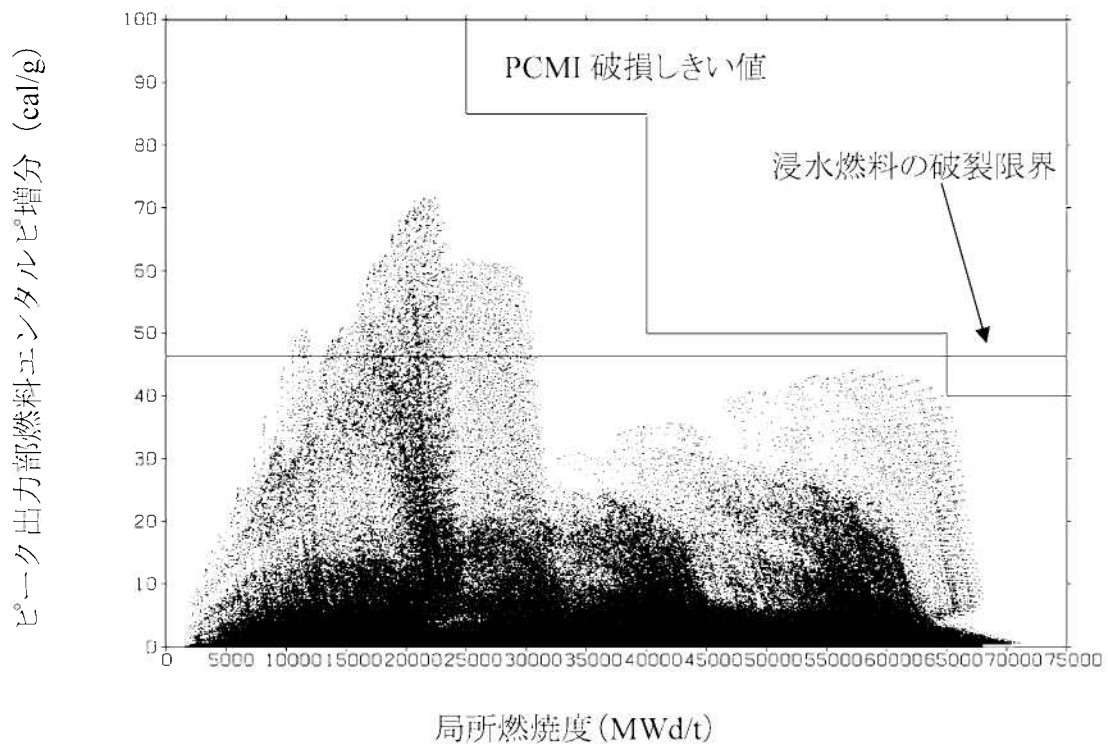


※ 従前の安全解析では F_Qの時間変化は入力条件であり、過渡解析結果の応答図はない。

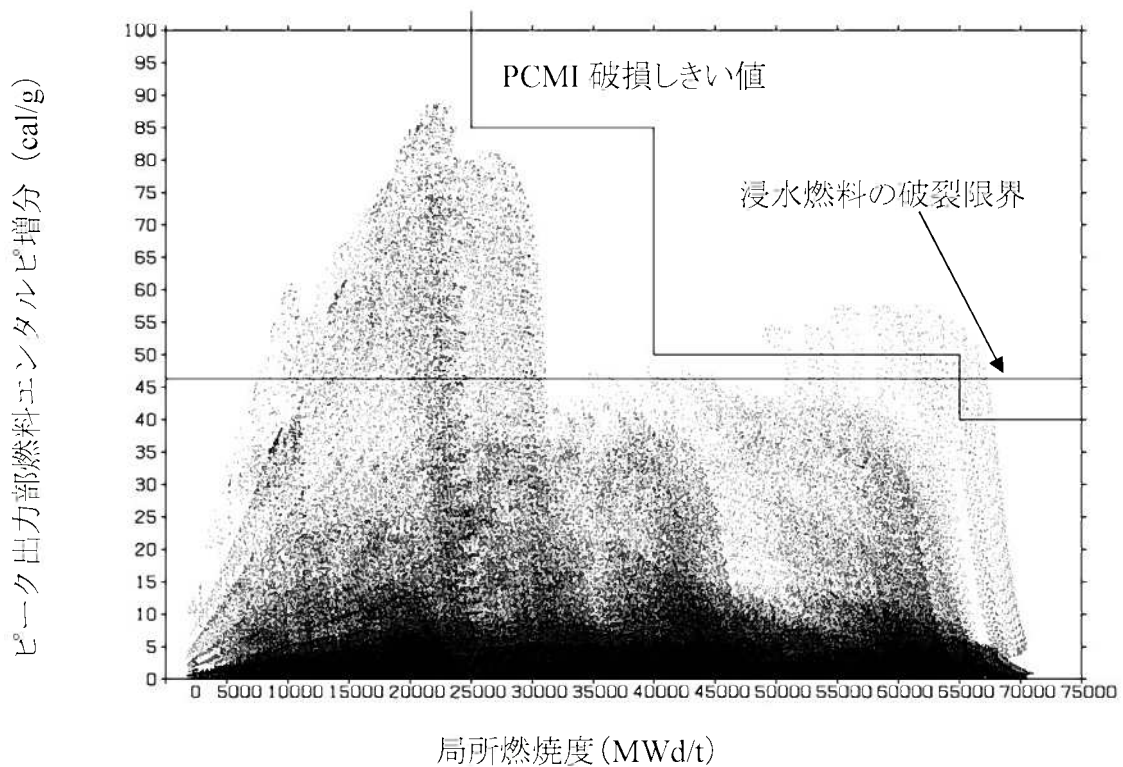
第 3.1.2.2-10 図 「制御棒飛び出し」解析結果(2)



第 3.1.2.2-11 図 「制御棒飛び出し」解析結果(3)



第 3.1.2.2-12 図 「制御棒飛び出し」解析結果(4)



第 3.1.2.2-13 図 従前の「制御棒飛び出し」安全解析結果(参考)

(4) まとめ

前述のとおり、SPARKLE-2適用解析では、過渡時の炉心出力分布の変化に伴う反応度帰還効果の変化を解析コードが直接的に取り扱えるようになったことで、従前の安全解析と比較して、評価対象であるDNBRや燃料エンタルピに対して大きな余裕が得られることが確認できた。

今後、安全性向上対策の導入にあたり、解析により有効性を確認する場合は、SPARKLE-2の適用を検討していく。

3.1.2.3 特定重大事故等対処施設に係る現実的なプラント挙動

(1) 概要

特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)の原子炉設置変更許可申請において示した保守的な解析に対して、現実的なプラント挙動を把握するために解析条件を見直した評価を実施した。

(2) シナリオ選定

特重施設の原子炉設置変更許可申請において示している「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗(全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失、直流電源機能喪失の重畳を考慮)」(以下「特重大LOCA解析(設置変更許可)」という。)のシナリオを対象とした。

本シナリオは、事象進展が早く、特重施設を用いた事故時の防災対応においてベースとなるシナリオであり、同シナリオの現実的な挙動を把握するのは有益と考えられることから選定したものである。

(3) 解析条件

特重大LOCA解析(設置変更許可)で使用した解析条件に対して、炉心熱出力・1次系圧力・1次冷却材平均温度等の初期条件に定常誤差を含めない定格値を用い、現実的な値に変更(以下「特重大LOCA解析(現実的な条件)」という。)した。具体的な解析条件については参考資料Ⅱに示す。

(4) 解析結果

解析結果については参考資料Ⅱに示す。

(5) 解析結果を踏まえた考察

特重大LOCA解析(設置変更許可)に対して、現実的な解析条件を用いていることから、炉心溶融開始は約1分、原子炉容器破損は約31分遅くなる。これは、主に炉心熱出力の初期条件について、特重大LOCA解析(設置変更許可)より特重大LOCA解析(現実的な条件)の方が低く、崩壊熱が小さいことから事象進展が遅くなったと考えられる。

また、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍に到達して特重施設によるベントを開始する時間は約17時間遅くなる。これは、崩壊熱が小さいこと、また、特重設備(貯水槽)の容量を現実的な条件としたことにより原子炉格納容器内注入量が大きくなり、特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイの停止時間が遅くなったことから事象進展が遅くなったと考えられる。

(6) まとめ

特重施設に係る現実的なプラント挙動を把握するために、原子炉設置変更許可申請において示した解析に対し、解析条件を現実的に見直した評価を実施した。その結果、原子炉設置変更許可申請において示した解析結果より事象進展が遅くなることを確認した。

3.1.2.4 重大事故時において特定重大事故等対処施設を活用した場合のプラント挙動

(1) 概要

重大事故時において、特重施設を活用した場合の効果を確認するために、現状の事故対応手順に基づいた評価を実施した。

(2) シナリオ選定

原子炉設置変更許可申請において示しているシナリオのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」のシナリオを対象とした。

本シナリオは、事象進展が早く、Cs-137の放出量の観点で厳しいシナリオであり、事故時の防災対応に資する事象として選定した。

解析は特重施設を構成する設備(以下「特重設備」という。)による代替格納容器スプレイや代替炉心注入を活用した以下のシナリオ(以下「過圧破損(特重活用)基本解析」という。)とし、1次系圧力等の初期条件に定常誤差を含めない定格値等を用いた現実的な条件とした。また、特重施設を活用しない格納容器過圧破損事象(現実的な条件)と比較し、Cs-137の放出量評価への影響についても確認した。

・過圧破損(特重活用)基本解析

格納容器過圧破損事象＋特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイ、代替炉心注入＋B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入

なお、特重施設を活用した解析の操作条件の概略を第3.1.2.4-1図に示す。現状の事故対応手順のうち信頼性が高い特重設備や重大事故等対処設備のみを使用する条件としており、特重設備の準備が重大事故等対処設備より早く完了すれば、特重設備(ポンプ)を用いた代替格納容器スプレイ又は代替炉心注入を実施する。その後、重大事故等対処設備の準備が完了した場合、重大事故等対処設備による対応に切り替える。燃料取替用水タンクのほう酸水を有効活用し、ほう酸水の炉心注水を長期間実

施できるよう、B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)による炉心注入開始以降、格納容器スプレイは燃料取替用水タンクを水源とする常設電動注入ポンプから特重設備(貯水槽)を水源とする特重設備(ポンプ)による対応に切り替える。

(3) 解析条件

解析条件については参考資料Ⅱに示す。

(4) 解析結果

主要な解析結果を第3.1.2.4-1表に示す。その他の解析結果については参考資料Ⅱに示す。

(5) 解析結果を踏まえた考察

Cs-137の総放出量について、格納容器過圧破損事象(現実的な条件)の評価結果は約3.2TBq(原子炉格納容器貫通部における沈着効果(DF10)を考慮した場合、約0.32TBq)であるが、過圧破損(特重活用)基本解析では、代替格納容器スプレイを早期に実施することにより、事故初期のCs-137の格納容器浮遊量が小さくなることから、約2.5TBq(DF10を考慮した場合、約0.25TBq)と2割程度低減された。

また、格納容器過圧破損事象(現実的な条件)では、炉心注水を実施しないことから、炉心溶融の進展により事象発生約2時間で原子炉容器破損に至っているが、過圧破損(特重活用)基本解析では、炉心注水を実施し、炉心溶融の進展が緩和され、また、特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイを実施することで、燃料取替用水タンクのほう酸水を有効活用できることから、原子炉容器破損に至る時間が約60時間遅くなる。なお、本解析においては、燃料取替用水タンクの枯渇により炉心注水を停止し原子炉容器破損に至っているが、燃料取替用水補助タンク等の活用による炉心注水継続により、原子炉容器破損に至る時間を更に遅延できる可能性がある。

(6) 炉心注水を優先した場合の影響について

過圧破損(特重活用)基本解析では現状の事故対応手順に基づき特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイを優先して実施したが、現状の事故対応手順と異なる特重設備(ポンプ)による代替炉心注入を優先して実施した場合の感度解析(以下「過圧破損(特重活用)感度解析」という。)を実施した。特重施設を活用した解析の操作条件の概略を第3.1.2.4-1図に示す。

解析条件及び解析結果については参考資料Ⅱに示す。

過圧破損(特重活用)基本解析では、事象発生の約62時間後に原子炉容器破損に至っているが、過圧破損(特重活用)感度解析では、事象発生の約60時間後に原子炉容器破損に至っている。したがって、より早く炉心注水を実施する過圧破損(特重活用)感度解析の方が早く原子炉容器破損に至っている。過圧破損(特重活用)感度解析は、過圧破損(特重活用)基本解析より早く炉心注水を開始し、熔融炉心の冷却が早くなるため、炉心部燃料の熔融進展は過圧破損(特重活用)基本解析より緩和され、熔融炉心の全量が炉心部に残存する。両シナリオとも、事象発生の約53時間後に燃料取替用水タンク水位3%到達により炉心注水が停止し、原子炉容器内水位は低下する。その後、過圧破損(特重活用)基本解析では、炉心注水により冷却されていた下部プレナム内熔融炉心が原子炉容器下部ヘッドを緩やかに加熱する。一方、過圧破損(特重活用)感度解析では、炉心部から原子炉容器下部ヘッドに落下する比較的高温の熔融炉心が原子炉容器下部ヘッドを急に加熱する結果、過圧破損(特重活用)基本解析より早く原子炉容器破損に至ったと考えられる。

Cs-137の総放出量については、過圧破損(特重活用)基本解析の評価結果は約2.5TBq(DF10を考慮した場合、約0.25TBq)であるが、過圧破損(特重活用)感度解析では約3.1TBq(DF10を考慮した場合、約0.31TBq)と大きくなる。これは、過圧破損(特重活用)基本解析の方が炉心熔融(事象発生の約19分後)の後、早期に特重設備(ポンプ)による代替格納容器スプレイを実施(事象発生の30分後)することで、気相部から

Cs-137が早期に除去されるため、事故初期の格納容器浮遊量が小さくなり、放出量が小さくなったと考えられる。

(7) まとめ

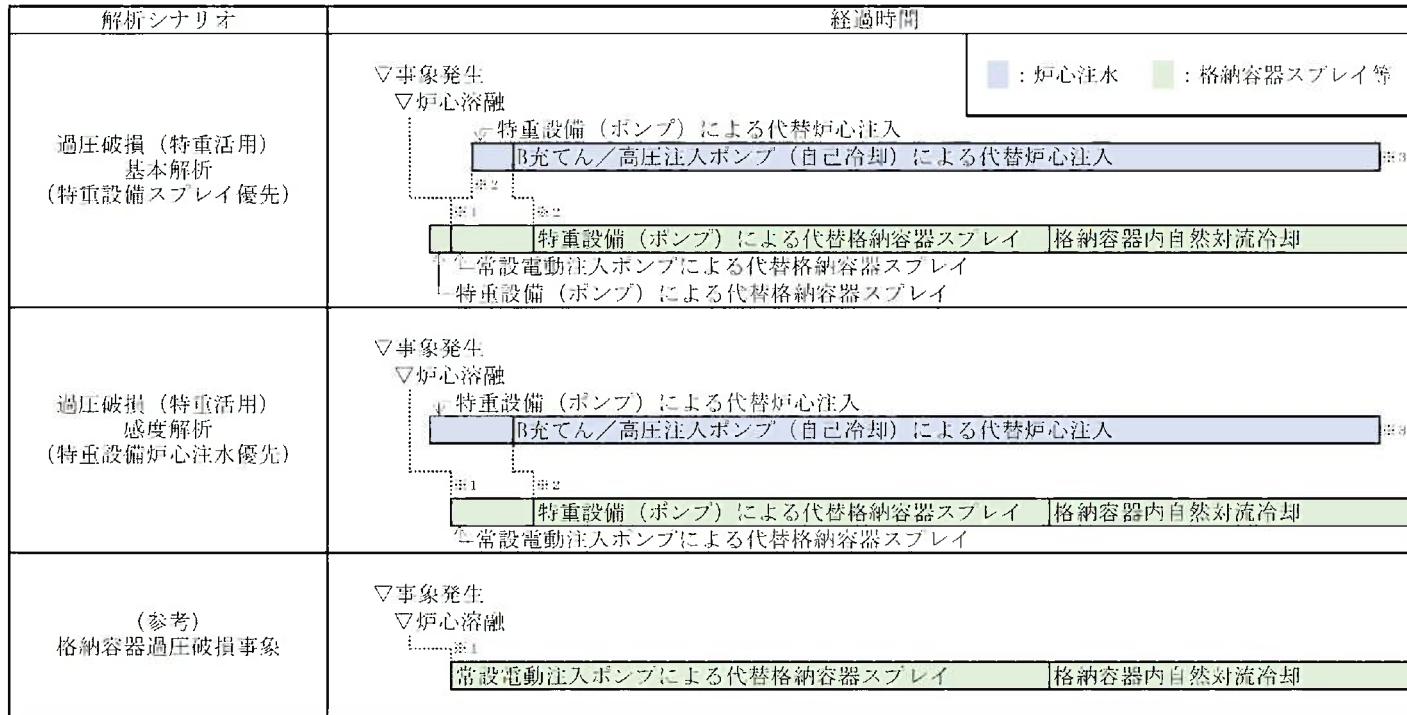
重大事故時において、特重施設を活用した場合の評価を実施し、特重施設を活用しない場合と比較して、Cs-137放出量の低減、原子炉容器破損時間の遅延の効果が確認できた。したがって、早期に準備可能である特重施設を活用する現状の事故対応手順が有効であると考えられる。

現状の事故対応手順と異なる特重施設による代替炉心注入を優先して実施する過圧破損(特重活用)感度解析を実施したが、現状の事故対応手順に基づいた特重施設による代替格納容器スプレイを優先する過圧破損(特重活用)基本解析の方が、Cs-137放出量の低減、原子炉容器破損時間の遅延の効果は大きい。

引き続き、特重施設の更なる活用シナリオ等を検討し、安全性向上に資する運転手順検討等に関する解析を実施していく。また、解析により特重施設活用の効果を確認できたことから、効果が認められた活用方法についての教育を実施し、事故対応能力の向上を図る。

第 3.1.2.4-1 表 主要な解析結果

項目	過圧破損(特重活用) 基本解析 (特重設備スプレイ優先)	過圧破損(特重活用) 感度解析 (特重設備炉心注水優先)	(参考) 格納容器過圧破損事象
原子炉容器下部ヘッドへの 溶融炉心落下開始	約 1.0 時間	約 57 時間	約 1.0 時間
原子炉容器破損	約 62 時間	約 60 時間	約 2.0 時間
Cs-137 放出量 (DF10 を考慮)	約 2.5TBq (約 0.25TBq)	約 3.1TBq (約 0.31TBq)	約 3.2TBq (約 0.32TBq)



※1 : 炉心溶融から30分後 ※2 : 切替時間考慮 ※3 : 燃料取替用水タンク3%で炉心注水停止

第 3.1.2.4-1 図 特重施設を活用した解析の操作条件の概略

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(PRA)

原子力発電所のリスクを定量的に評価するための確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)は、原子力発電所で発生する可能性がある異常事象を想定し、その後の事象進展の確率を設備構成や機器の故障率などを基に推定、評価するものである。

PRAを通して、原子力発電所の安全を担保している設備機能や運転管理の役割を定量的に把握することは、安全性を向上させる上で有用な役割を果たすものである。

川内原子力発電所1号機(以下「川内1号機」という。)については、第1回安全性向上評価届出(以下「第1回届出」という。)においては新規制基準適合後の発電所の状態を対象にPRAを実施している。また、第2回安全性向上評価届出では、第1回届出において抽出した追加措置のうち、安全系(非常用母線)のメタルクラッド開閉装置の保護継電器のデジタル化を反映した地震PRAを実施している。今回、PRAの結果が変わることが見込まれる大規模な工事として、特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)の設置完了に伴い、特重施設の格納容器破損防止機能に着目したPRAを実施する。

特重施設は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム(以下「テロ等」という。)において、炉心損傷後の格納容器破損防止を主目的として設置している施設である。PRAにおいては、テロ等の発生頻度を推定し、特重施設の効果を評価することは困難であることから、重大事故等に対して特重施設を活用するシナリオを評価対象とする。重大事故等時において特重施設を使用するシナリオは様々なものが想定できるが、今回のPRAにおいては、発電用原子炉設置変更許可申請書(平成29年4月5日付け原規規発第1704052号にて許可)(以下「設置変更許可申請書(特重施設)」という。)添付書類十における特重施設の使用想定を踏まえ、重大事故等時において設計基準

事故対処設備(以下「DBA 設備」という。)及び重大事故等対処設備(以下「SA 設備」という。)による原子炉格納容器への注水機能が喪失している状態に対して、特重施設を構成する設備(以下「特重設備」という。)(ポンプ)による原子炉格納容器への注水及び特重設備(フィルタベント)の活用を想定した評価を実施する。

また、現実的には重大事故等時の状況下において、DBA 設備、SA 設備及び特重施設を組み合わせて事故収束を図ることになる。したがって、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の想定に限定せず、特重施設の柔軟な活用を想定した評価として、DBA 設備及び SA 設備による原子炉格納容器への注水機能が喪失している状態以外に対する特重設備(フィルタベント)の活用や、特重施設使用後において SA 設備に期待する等、DBA 設備及び SA 設備との適切な組合せを考慮した評価を感度解析として実施する。

評価に当たっては、様々な評価条件の変更による評価結果への影響を排除し、一貫性を確保する観点から、これまでの届出における PRA で使用した設計情報、運転管理情報、評価手法等については更新せず、特重施設の情報のみを新たに追加することで、特重施設によるリスク低減効果を確認する。

以上の内容を踏まえ、今回の安全性向上評価における PRA については、以下の事象を対象とする。

- ・内部事象出力運転時(レベル 2)
- ・地震出力運転時(レベル 2)
- ・津波出力運転時(レベル 2)

また、炉心損傷後において特重施設を用いた管理放出を実施した場合の敷地境界における実効線量評価を実施する。これらの評価により、特重施設の活用による格納容器破損防止機能に対するリスク低減効果を確認し、特重施設の更なる有効活用に向けた検討を実施する。

3.1.3.1 内部事象出力運転時PRA

内部事象出力運転時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル1PRA編):2013(以下「レベル1PRA学会標準」という。)」及び「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(レベル2PSA編):2008(以下「レベル2PSA学会標準」という。)」を参考に評価を実施した。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

a. 発電用原子炉の情報の収集

内部事象出力運転時PRA実施に当たり必要な情報を把握するため、川内1号機の設計、運転・施設管理の情報や、国内機器故障率等のデータを調査・収集した。内部事象出力運転時レベル1PRAについて調査・収集した情報を第3.1.3.1-1表に、内部事象出力運転時レベル2PRAについて調査・収集した情報を第3.1.3.1-2表に示す。また、川内1号機の基本仕様を第3.1.3.1-3表に示す。

今回実施したPRAにおいては、原則としてDBA設備及びSA設備のうち、川内原子力発電所1号炉 発電用原子炉設置変更許可申請書(平成26年9月10日付け原規規発第1409102号にて許可)(以下「設置変更許可申請書」という。)添付書類十の重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価(以下「有効性評価」という。)において期待した対策を評価対象としている。また、設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価において期待していないSA設備又は多様性拡張設備等の対策についても、評価結果への影響度合いを考慮した上で評価対象としている。対象とした対策を第3.1.3.1-4表及び第3.1.3.1-5表に示す。さらに内部事象出力運転時レベル2PRAについては、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の効果の評価において期待した対策を評価対象としている。対象とした対策を参考資料Ⅱに示す。

(a) 主要な設備の構成・特性

本評価で考慮する主要な設備の構成・特性について以下に示す。また、系統設備概要を第3.1.3.1-6表に示す。なお、本評価で考慮した特重施設については参考資料Ⅱに示す。

イ 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度挿入を

行う原子炉保護設備と、ほう酸を炉心に注入し負の反応度を投入する化学体積制御設備から構成される。また、原子炉自動トリップに失敗した場合においても、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)を使用した自動での1次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力抑制を行うことができる。

(イ) 原子炉保護設備

原子炉保護設備は、原子炉計装又は、安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転時の異常な過渡変化時又は、設計基準事故時に、工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系を作動させ、発電用原子炉を自動停止させる。

原子炉をトリップさせるには、直列に2台設置されているうちのいずれかの原子炉トリップ遮断器が開くと、制御棒クラスタ制御装置への電源が遮断され、制御棒クラスタは自重で炉心に挿入される。原子炉保護設備の概略を第3.1.3.1-1図に示す。

(ロ) 化学体積制御設備

化学体積制御設備は、1次冷却材の一部を1次冷却材低温側配管から抽出し、不純物の除去や溶存酸素濃度の調整を行った後に、充てん／高圧注入ポンプを経由してほかの1次冷却材低温側配管に戻す各機器、配管、弁類等から構成される。本設備は、反応度制御のため、1次冷却材中のほう素の濃度を調整するほか、充てん／高圧注入ポンプを出た1次冷却材の一部は、1次冷却材ポンプの軸封及び軸受の冷却を行う。

1次冷却材中のほう素濃度を低下させる場合には、補給水ラインから純水を供給する。ほう素濃度を高くする場合には、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を、ほう酸混合器を通して補給水ラインから供給するが、非常停止時には、ほう酸混合器バイパス・ラインを経由して、高濃度ほう酸水を直接

充てん／高圧注入ポンプ入口側へ供給する緊急ほう酸注入が可能である。
化学体積制御設備の概略を第3.1.3.1-2図に示す。

(ハ) 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)

多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる。また、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却システムの過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動時の概略を第3.1.3.1-3図に示す。

ロ 原子炉冷却に関する系統

(イ) 1次冷却設備

1次冷却設備は、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、加圧器逃がしタンク、1次冷却材配管及び弁類で構成し、次の機能を持つ。

- ・ 炉心で加熱された1次冷却材を循環し、蒸気発生器で2次系と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。
- ・ 原子炉運転中に炉心損傷を起こすことのないように、十分な炉心冷却を行う。
- ・ 1次冷却材中の放射性物質が、外部に漏えいするのを防ぐ隔壁を構成する。
- ・ 炉心冷却のほか、減速材、反射材としての機能を果たし、更に中性子の吸収材であるほう素の溶媒の役割を果たす1次冷却材を保持す

る機能を有する。

- ・ 加圧器により1次冷却系の圧力を一定に制御する。

1次冷却設備の概略を第3.1.3.1-4図に示す。

(ロ) 余熱除去設備

余熱除去設備は、発電用原子炉の原子炉の崩壊熱及び顕熱を除去する余熱除去系として、また、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の低圧注入系としての機能を有する。

原子炉停止後、炉心の除熱は蒸気発生器2次側蒸気を復水器にダンプすることにより行い、1次冷却設備の温度、圧力が下がれば、余熱除去設備に1次冷却材を送り冷却を継続する。

余熱除去設備は、2基の余熱除去冷却器、2台の余熱除去ポンプ、配管及び弁類で構成される。余熱除去設備の概略を第3.1.3.1-5図に示す。

(ハ) 非常用炉心冷却設備

ECCSは、1次冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）を想定した場合にも、ほう酸水を原子炉に注入して、燃料の過熱による被覆管の大破損を防ぎ、これに伴う燃料被覆管と水蒸気の反応（以下「ジルコニウム－水反応」という。）を無視し得る程度に抑えることができるように設ける設備で、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成する。また、ECCSは、主蒸気管破断事故及び2次系の異常な減圧に対し、制御棒クラスタの挿入及び炉心へのほう酸注入により、炉心を臨界未満にでき、かつ維持できる。ECCSの概略を第3.1.3.1-6図に示す。

ECCSは、多重性及び独立性を備える非常用所内交流電源系統から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。なお、これらの機能が喪失した場合においても、常設電動注入ポンプによる代替

炉心注入が可能である。

I 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、蓄圧タンクと配管、弁類で構成される。蓄圧タンクは、1次冷却材低温側配管に逆止弁を介して各1基接続し、その内容積の約2/3にほう酸水を満たし、残りの空間は窒素ガスで加圧する。

通常時、各蓄圧タンクは、直列に設けた2個の逆止弁で1次冷却系から隔離する。1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力(約4.4MPa[gage])以下になると自動的に逆止弁が開き、ほう酸水を、1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。

II 高圧注入系及び低圧注入系

高圧注入系は、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、配管及び弁類で構成される。ECCS作動信号により、充てん／高圧注入ポンプ2台が起動し、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を、1次冷却材低温側配管を経て、炉心に注入する。充てん／高圧注入ポンプは、通常運転時に1次冷却設備への充てん水と1次冷却材ポンプへの封水を供給するため、水源を体積制御タンクとしているが、ECCS作動信号により燃料取替用水タンクに水源を自動的に切り替える。燃料取替用水タンクの水位が低くなると、充てん／高圧注入ポンプの水源を、余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプを経て、格納容器再循環サンプに切り替えて再循環モードに移行する。

低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。低圧注入系は、ECCS作動信号により、燃料取替用水タンクのほう酸水を、余熱除去冷却器を経て、1次冷却材低温側配管から炉心に注入する。燃料取替用水タンクの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、

高压注入配管及び低压注入配管から炉心に注入する再循環モードへ移行する。

余熱除去ポンプは、原子炉停止時には崩壊熱及びほかの残留熱を除去するために余熱除去ポンプとして使用するが、通常運転時は、ECCSとして常に待機状態にあり、両機能が同時に要求されることはない。

(二) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合においても、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高压注入ポンプによる炉心へのほう酸水の注入及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系のフィードアンドブリードを行うことにより、炉心の著しい損傷を防止することが可能である。概略を第3.1.3.1-7図に示す。

(ホ) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合においても、加圧器逃がし弁を開操作することにより1次冷却系統を減圧することができる。また、全交流動力電源喪失等により駆動用空気が喪失した場合は、窒素ポンベ(加圧器逃がし弁用)により加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる。概略を第3.1.3.1-8図及び第3.1.3.1-9図に示す。

蒸気発生器伝熱管破損(以下「SGTR」という。)時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により1次冷却系と2次冷却系を均圧することで冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステムLOCA時は、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで冷却材の漏えいを抑制する。

(へ) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備

LOCAの発生により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプにより、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる。常設電動注入ポンプは、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても大容量空冷式発電機より給電できる。各代替炉心注入の概略を第3.1.3.1-10図及び第3.1.3.1-11図に示す。

また、余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、海を水源とする移動式大容量ポンプ車を用いた原子炉補機冷却系統を介する海水の直接供給及び大容量空冷式発電機からの給電により、格納容器再循環サンプを水源とした余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる代替再循環ができる。各代替再循環の概略を第3.1.3.1-12図及び第3.1.3.1-13図に示す。

ハ 原子炉格納施設

(イ) 原子炉格納容器の構成

原子炉格納施設は、鋼板製の原子炉格納容器の外側を外周コンクリート壁で囲み、原子炉格納容器と外周コンクリート壁の間は空間構造とし、その円筒部にアニュラス・シールを設け、アニュラス・シールの下部は密閉された空間(アニュラス部)を形成する。

原子炉格納容器を貫通する配管、電線等の大部分はこのアニュラス部を貫通するようにする。原子炉格納容器の概略を第3.1.3.1-14図に示す。

LOCA時等に、圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する最終の障壁(原子炉格納容器バウンダリ)を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管には隔離弁等を設ける。原子炉格納容器バウンダリの概略を第3.1.3.1-15図に示す。

(ロ) 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、LOCA時に苛性ソーダを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器の内圧を下げるとともに、原子炉格納容器内に放出されたよう素を除去する設備で、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成される。原子炉格納容器スプレイ設備の概略を第3.1.3.1-16図に示す。

(ハ) アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファン、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタ・ユニットで構成される。本設備は、LOCA時にアニュラス部を負圧に保ち、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を浄化再循環し、一部を排気筒に導いている。なお、通常運転時にアニュラス内に立入る必要が生じた時にも、本設備によりアニュラス内の

換気を行うことができる。また、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、アニュラス空気浄化ファンは大容量空冷式発電機から給電できるほか、アニュラス空気浄化系弁は、窒素ポンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)により代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる。アニュラス空気浄化設備の概略を第3.1.3.1-17図及び第3.1.3.1-18図に示す。

(二) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

LOCA時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、格納容器自然対流冷却及び代替格納容器スプレイを設けている。

I 格納容器内自然対流冷却(移動式大容量ポンプ車及び格納容器再循環ユニット)

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失していない場合は、海水ポンプを用いて原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)を接続して窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる。

また、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、海を水源とする移動式大容量ポンプ車を用いて、海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる。さらに、格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇に

より自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる。概略図を第3.1.3.1-19図及び第3.1.3.1-20図に示す。

II 代替格納容器スプレイ

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイングのスプレインノズルより原子炉格納容器内に注水する代替格納容器スプレイが可能である。概略図を第3.1.3.1-21図に示す。

(ホ) 水素濃度制御設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備として、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置を設置している。

静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる。

電気式水素燃焼装置は、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる。

ニ 原子炉停止に関する系統電源、補機冷却水系等のサポート系

イ項からハ項における、事故時の基本的な安全機能を果たす系統(フロントライン系)を動作させるために、以下の系統(サポート系)が必要である。

(イ) 非常用電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必

要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する。所内単線結線図を第3.1.3.1-22図に示す。

所内高圧母線は、常用3母線と非常用2母線で構成する。非常用2母線は、起動変圧器、予備変圧器及びディーゼル発電機のいずれからも受電できる。

所内低圧母線は、常用3母線、共通1母線及び非常用2母線で構成する。非常用2母線はそれぞれの非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる。

所内補機は、工学的安全施設に関係する補機と一般補機に分け、それぞれ非常用、常用母線に接続する。所内補機で2台以上設置するものは非常用、常用ともに各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

ディーゼル発電機は、500kV送電線が停電し、かつ220kV送電線も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1台のディーゼル発電機で発電所を安全に停止するために必要な補機を運転するのに十分な容量を有し、たとえ同時に工学的安全施設作動設備が作動しても電力を供給できる。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とする設備に対しては、無停電電源装置を設置している。直流電源設備は、非常用電源として2系統及び常用所内電源として1系統から構成する。直流単線結線図を第3.1.3.1-23図に示す。

(ロ) 代替電源設備

代替電源設備のうち、大容量空冷式発電機は、全交流動力電源が喪失した場合に、中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで、重大事故等時に必要な交流負荷へ電力を供給することができる。概略図を第3.1.3.1-24図に示す。

(ハ) 工学的安全施設作動設備

工学的安全施設作動設備は、LOCAあるいは主蒸気管破断事故等に際して、炉心の冷却を行い、原子炉格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するための設備を起動する設備である。工学的安全施設作動の概略図を第3.1.3.1-25図に示す。

(ニ) 原子炉補機冷却設備

I 原子炉補機冷却水設備

原子炉補機冷却水設備は、原子炉補機に冷却水を供給する設備であり、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、配管、弁類からなり閉回路を構成する。

原子炉補機冷却水は、純水を使用し、各原子炉補機より熱を除去した後、原子炉補機冷却水ポンプによって原子炉補機冷却水冷却器に至り、ここで海水によって冷却され、再び各原子炉補機に戻る。

この設備によって冷却する主な機器は、余熱除去冷却器、非再生冷却器、格納容器スプレイ冷却器、原子炉格納容器空気再循環設備、サンプル冷却器、使用済燃料ピット冷却器、封水冷却器、余剰抽出冷却器、1次冷却材ポンプ、格納容器スプレイポンプ等である。また、1次冷却材等の放射性流体を含む設備と原子炉補機冷却水を冷却する原子炉補機冷却海水設備との間にあつて中間冷却設備として機能し、1次冷却材等の本設備への漏えいがあつても放射性物質を含んだ流体が発電所外へ放出されるのを防ぐ。原子炉補機冷却設備の概略を第3.1.3.1-26図に示す。

II 原子炉補機冷却海水設備

原子炉補機冷却海水設備は、原子炉補機冷却水冷却器、コントロールタワー空調用冷凍機、ディーゼル発電機等を海水で冷却する設備である。

外部電源喪失時には、ディーゼル発電機から海水ポンプに電力を供給

し、この設備の運転を継続して安全を確保する。原子炉補機冷却海水設備の系統の概略を第3.1.3.1-27図に示す。

III 代替補機冷却のための設備

代替補機冷却のための設備のうち、移動式大容量ポンプ車は、海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給できる。

(ホ) 換気設備

換気設備は、通常運転時又は事故時に運転員等に清浄な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減する設備で、原子炉格納施設換気設備、原子炉補助建屋換気設備、中央制御室空調装置等で構成する。原子炉補助建屋換気設備の概略を第3.1.3.1-28図に示す。

換気設備は、放射性汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とする。各換気系統は、区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分行える容量を持つ。

(ヘ) 制御用圧縮空気設備

制御用圧縮空気設備は、補助建屋内に設け、空気作動弁、制御器、計器等に清浄で乾燥した制御用圧縮空気を供給する。2台の制御用空気圧縮機出口には空気だめを設け、空気だめを出た圧縮空気は除湿装置を通して除湿乾燥を行う。制御用空気圧縮機の電源は、非常用母線から供給し、トレンを分離して、多重性をもたせる。制御用圧縮空気供給配管のうち耐震クラスAの部分は、2系統の供給母管から構成し、分離可能とする。制御用圧縮空気設備の概略を第3.1.3.1-29図に示す。

ホ 特定重大事故等対処施設

特重施設は、テロ等により、原子炉を冷却する機能が喪失し炉心が著しく損傷した場合に備えて、原子炉格納容器の破損を防止するための機能を有

する施設であり、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈にて特重施設に求められる、以下の機能を満足するよう、特重設備(ポンプ)、特重設備(ベント)等の設備を設置している。詳細は参考資料Ⅱに示す。

- (イ) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却機能
- (ロ) 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能
- (ハ) 原子炉格納容器の過圧破損防止機能
- (ニ) 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能
- (ホ) 電源設備
- (ヘ) 緊急時制御室換気空調設備

(b) 系統間の依存関係

本評価を実施するに当たり、系統間の依存性を明確にするための情報を収集した。系統間の依存性については、(2)d.(a)に示す。

(c) 燃料及び溶融炉心の移動経路

事故時の燃料及び溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)及び原子炉格納容器内の熱水力挙動、核分裂生成物(以下「FP」という。)移行挙動に影響する。燃料及び溶融炉心の移動経路を第3.1.3.1-7表、概念図を第3.1.3.1-30図に示す。

(d) ソースタームの定量化に必要な情報

川内1号機について、事故時の放射性物質挙動の解析に必要な以下の情報を整理した。

イ 放射性物質の放出経路

川内1号機は加圧水型軽水炉であり、炉心損傷時における放射性物質の放出経路は以下のそれぞれの場合について異なる。

- ① 格納容器健全性が維持されている場合(②を除く)

- ② 特重設備(フィルタベント)により放射性物質を管理放出する場合
- ③ 格納容器機能喪失が生じた場合(下記④、⑤の場合を除く)
- ④ SGTR+炉心損傷が生じた場合
- ⑤ インターフェイスシステムLOCA+炉心損傷が生じた場合

各放出経路の概要を第3.1.3.1-8表に示す。また、炉心損傷時における放出経路の概念図を第3.1.3.1-31図に示す。なお、特重設備(フィルタベント)による放射性物質の放出については、参考資料Ⅱに示す。

ロ 緩和設備の機能

ソースターム解析の観点から、放射性物質の放出量を低減するための機能を持つ設備(工学的安全施設、SA設備及び特重施設)として、原子炉格納容器スプレイ設備、代替格納容器スプレイ、アニュラス空気浄化設備及び特重設備(フィルタベント)が挙げられる。

ハ 放射性物質の炉心内蓄積量

川内1号機の放射性物質の炉心内蓄積量を第3.1.3.1-9表に示す。

(e) 運転員への聞き取り調査等

本評価を実施するに当たり、運転員への聞き取り調査等によって以下の事項を調査することで、(a)項から(d)項に示した情報源より得た情報を補完した。

- ・ 健全性確認間隔
- ・ 試験による待機除外
- ・ 起因事象発生前人的過誤

b. 気象情報の収集

気象情報の収集については、3.1.3.5に記載する。

(2) 炉心損傷頻度評価

本評価では特重施設の主たる機能である格納容器破損防止に対する効果に着目した評価を実施しており、本項で示す内部事象出力運転時レベル1PRAの内容に特重施設の影響は反映していない。

内部事象出力運転時レベル1PRAの評価フローを第3.1.3.1-32図に示す。

a. 起回事象の選定及び発生頻度の評価

起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷や格納容器機能喪失へ進展する可能性のある事象のことである。

(a) 起回事象の選定

イ 起回事象の分析及び同定

内部事象出力運転時レベル1PRAで評価すべき起回事象の見落としを防ぐため、炉心損傷に至る可能性のある事象を体系的に分析する必要がある。既往のPRA等による国内外における起回事象に関する評価事例の分析によって、起回事象の分析及び同定を行う。

(イ) 既存のPRA研究

設置変更許可申請書添付書類十 追補2「6.重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補(事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について)において実施したPRA(以下「重要事故シーケンス選定用PRA」という。)で対象とした起回事象を第3.1.3.1-10表に示す。これらの起回事象は次の情報源に基づき選定したものであり、本評価においても評価対象とする。

- ・ WASH-1400(Surry プラント)
- ・ NUREG-1150(Surry, Sequayah, Zion プラント)
- ・ PRA 情報交換検討会、共通懇PSA レビュー検討WG(国内代表的4ループプラント:ドライ型及びアイスコンデンサ型)

- ・ 安全評価審査指針
- ・ EPRI NP-2230
- ・ 原子力施設運転管理年報
- ・ 旧原子力安全基盤機構(JNES)が整備し、原子力規制庁のホームページで公開されている国内のトラブル情報

次に、本評価において追加すべき起因事象を検討するために、以下の文献を調査した。

- ・ NUREG/CR-5750
- ・ NUREG/CR-6928
- ・ SPAR Initiating Event Data and Results 2010 Parameter Estimation Update

上記の文献で選定されている起因事象を原則として対象とするが、先行プラントのPRAで検討された起因事象について、本評価での適用性を検討するため、以下の文献を調査した。

- ・ WASH-1400
- ・ NUREG-1150
- ・ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.3), Surryプラント
- ・ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.5), Sequoyahプラント
- ・ NUREG-1150 (NUREG/CR-3300, NUREG/CR-4550 vol.7), Zionプラント
- ・ IAEA-TECDOC-719

以上の9つの文献による海外のPRAで検討されている起因事象の調査結果及び本評価で対象とする起因事象との対応を第3.1.3.1-11表に示す。

(ロ) 予兆事象の調査

川内1号機において実際に起こった起因事象ではないが、プラントが置

かかれている環境条件等の特有の要因によって潜在的に発生し得る起因事象(予兆事象)を分析・同定するため、一般社団法人 原子力安全推進協会(JANSI)が管理している原子力施設情報公開ライブラリ(以下「NUCIA」という。)で公開されているトラブル情報を使用し、予兆事象に該当する情報を収集した。川内1号機及び2号機の予兆事象の調査結果を第3.1.3.1-12表に示す。本調査結果より、新たに追加すべき起因事象がないことを確認した。

ロ 従属性を有する起因事象の同定

緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象として、サポート系故障や起因事象従属性を有する事象を同定する。起因事象従属性は、従属性の一つの形態で、機器や構築物に対する過酷な環境条件等により緩和設備のアンアベイラビリティに影響し、かつプラントの過渡事象を発生させる可能性をもたらすものであり、事故シーケンスの分析及びシステム信頼性解析の段階で配慮が必要となる。具体的には、以下が挙げられる。

- ・ 外部電源喪失事象と非常用所内電源系との従属性
- ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事象と原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系によって冷却される緩和系との従属性
- ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事象又は外部電源喪失事象と1次冷却材ポンプ軸封部からの1次冷却材の流出事象(以下「RCPシールLOCA」という。)との従属性
- ・ 交流(AC)母線又は直流(DC)母線1系列が喪失する事象と交流電源や直流電源を必要とする緩和系との従属性

(b) 対象外とする起因事象

発生の可能性が極めて低い場合又は発生を仮定してもその影響が限定される場合には、同定した起因事象を評価対象外とする。

イ 除外判定基準の例

レベル1PRA学会標準に記載されている、起因事象のスクリーニング基準の例を以下に示す。

- ・ 起因事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- ・ 起因事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象
- ・ 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ロ 除外した起因事象

イ項に示す起因事象のスクリーニング基準の例を参照し、以下の起因事象については、発生する可能性や影響を考慮し、評価対象外と判断した。

(イ) 制御用空気喪失

当該事象の発生頻度は、システム信頼性解析により 10^{-6} (/炉年)のオーダーと評価している。制御用空気が喪失した場合、主給水制御弁が閉止に至ることから、主給水流量喪失のプラント挙動を示す。この場合の炉心損傷防止対策は、①補助給水系による2次冷却系からの除熱、②充てん/高圧注入ポンプと加圧器逃がし弁強制開によるフィードアンドブリード及び格納容器除熱である。主給水流量喪失や過渡事象における補助給水系の非信頼度は 10^{-5} のオーダーと評価しているが、制御用空気の喪失は補助給水系に影響せず、主給水流量喪失や過渡事象時と同等の信頼性を確保できるため、制御用空気喪失発生後に補助給水系に失敗する事故シーケンスの頻度は 10^{-10} (/炉年)のオーダーとなる。

また、当該事象においては、制御用空気系を用いた加圧器逃がし弁の開操作には期待できないが、制御用空気系のバックアップ設備である所

内空気系に期待できることから、制御用空気喪失によって炉心損傷に至る頻度は更に低減される。独立した2系統以上の緩和設備に期待できること、また当該事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断できることから、制御用空気喪失を評価対象の起因事象から除外する。

(ロ) AC母線の全喪失

システム信頼性解析によると、当該事象の発生頻度は 10^{-7} (/炉年)未満であるため、AC母線の全喪失を評価対象の起因事象から除外する。

(ハ) DC母線の全喪失

システム信頼性解析によると、当該事象の発生頻度は 10^{-7} (/炉年)未満であるため、DC母線の全喪失を評価対象の起因事象から除外する。

(ニ) 計装用母線の喪失

計測制御用電源系は、電気盤又は計器に電源を供給している。当該母線より上流の電源系は、補機や弁の機能のサポート系としてモデル化していることから、このような上流の母線の故障による影響はAC母線1系列喪失事象又はDC母線1系列喪失事象で評価されることになる。また、計装用電源盤や計装用分電盤は多重性を有しており、1系列が喪失した場合であっても、その影響は軽微であると判断できることから、評価対象の起因事象から除外する。

(ホ) 空調喪失

空調喪失後の事象進展は緩やかであり、原子炉トリップに至るまでに十分な時間余裕がある。その間に、当該事象の発生を検知することが可能であり、空調設備の復旧や熱負荷の軽減、あるいは空調が喪失した設備の換気等の様々な手段に期待することができることから、当該事象の発生によって炉心損傷に至る可能性は小さいと判断できるため、評価対象の起因事象から除外する。

(c) 起回事象のグループ化

炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)の評価を効率的に実施するために、起回事象のグループ化を行う。

イ 事象の類似性による起回事象のグループ化

同定した起回事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするためグループ化を行う。グループ化はレベル1PRA学会標準に基づき、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。

- ・ 事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル2PRAとの関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備及び緩和操作の観点から類似している事象。
- ・ グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。

同定した起回事象は一般に、LOCA、SGTR、インターフェイスシステムLOCA、過渡事象、手動停止及び特殊な起回事象のカテゴリに分類でき、このカテゴリの中で各起回事象グループに分類される。

また、ここで挙げる起回事象グループのほかに、リスク評価上重要となる事象として原子炉トリップ失敗事象(以下「ATWS」という。)がある。ATWSは、起回事象発生後の原子炉トリップに失敗することで発生するシナリオであり、厳密には起回事象ではないが、本評価においては起回事象の1つとして扱う。

(イ) 1次冷却材喪失事故(LOCA)

1次冷却材流出によりプラントパラメータが変動し、原子炉圧力低信号等が発信して原子炉トリップに至る事象である。LOCAの分類では、1次冷却材インベントリ喪失に至る配管破損のほかに、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁開固着による1次冷却材インベントリ喪失が含まれる。

また、LOCAは、十分な炉心冷却を行うのに必要な緩和設備の種類及び組合せを考慮して分類を詳細化することが一般的である。

I 大破断LOCA

1次冷却系配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次系の減圧を生ずるもので、蓄圧注入系と低圧注入系により炉心冷却が可能となる。

II 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかなもので、蓄圧注入系と高圧注入系により炉心の冷却が可能となる。

III 小破断LOCA

中破断LOCAより更に破断口の小さなもの、加圧器逃がし弁や加圧器安全弁から1次冷却材が過剰に流出するもの、又は1次冷却材ポンプ軸封部から1次冷却材が過剰に流出するもので、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却を必要とする。

IV 極小LOCA

充てん／高圧注入ポンプで補填できる程度のリーク量を想定する。事象発生による減圧はほとんどなく、非常用炉心冷却系統(ECCS)による炉心冷却には、1次系の減圧が必要である。緩和設備の多様性を考慮して小破断LOCAに比べて影響が小さいと判断できる場合には起因事象として分類しない場合もある。

V 原子炉容器破損(極度のLOCA)

大破断LOCAよりも大規模の破断に相当し、蓄圧注入や低圧注入等の安全注入系の成否によらず1次冷却材が喪失し、炉心損傷に至る事象である。プラント運転中に加圧熱衝撃が発生した場合には、当該事象に至る可能性がある。

(ロ) 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)

蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象であり、燃料から放出された放射性物質が環境へ放出される可能性がある。本起因事象は設置変更許可申請書添付書類十と同様、伝熱管1本の完全両端破断を考える。

(ハ) インターフェイスシステムLOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する事象であり、燃料から放出された放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性がある。

(二) 手動停止

手動停止は、安全機能が影響を受ける故障等により原子炉を停止させる計画外停止を想定しており、独立した起因事象として取り扱う。

(ホ) 特殊な起因事象

特殊な起因事象として、サポート系故障のように、従属性を有する起因事象についても、川内1号機の設計を勘案して検討する。

I 原子炉補機冷却機能の全喪失

原子炉補機冷却水系の全喪失又は原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生した場合、これらの系統で冷却されている設備に期待できないことから、当該事象を原子炉補機冷却機能の全喪失として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- ・ 原子炉補機冷却水系のAヘッダ及びBヘッダへの冷却水供給機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系のAヘッダ及びBヘッダへの冷却水供給機能喪失

- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失と原子炉補機冷却海水系の部分喪失の重ね合わせ

II 原子炉補機冷却機能の部分喪失

原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の1ヘッドへの冷却水供給機能喪失を対象とする。当該事象が発生した場合、冷却水供給機能が喪失したヘッドで冷却されている設備には期待できないことから、当該事象を原子炉補機冷却機能の部分喪失として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- ・ 原子炉補機冷却水系のAヘッドへの冷却水供給機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却水系のBヘッドへの冷却水供給機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系のAヘッドへの冷却水供給機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系のBヘッドへの冷却水供給機能喪失

但し、原子炉補機冷却水系のCヘッドでは安全系機器を冷却していないことから、原子炉補機冷却水系のCヘッドへの冷却水供給機能喪失は含めないものとする。

III AC母線の1系列喪失

非常用AC母線の1系列喪失を対象とする。当該事象が発生した場合、機能喪失したAC母線から給電されている設備には期待できないことから、当該事象をAC母線の1系列喪失として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- ・ C又はD非常用高圧母線(メタルクラッド開閉装置)の喪失
- ・ C又はD非常用低圧母線(パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ)の喪失

IV DC母線の1系列喪失

非常用DC母線の1系列喪失を対象とする。当該事象が発生した場合、

機能喪失したDC母線から給電されている設備には期待できないことから、当該事象をDC母線の1系列喪失として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- ・ A又はB非常用直流母線(直流コントロールセンタ)の喪失

なお、川内1号機はDC母線の1系列喪失によって自動原子炉トリップに至る設計である。

(へ) 過渡事象

事象発生によりプラントパラメータが変動し、原子炉トリップ信号が発信して原子炉トリップに至る事象である。原子炉冷却材圧力バウンダリは破断していないが、機器の故障及び人的過誤によりプラントが停止する事象が含まれる。PWRにおいては、設置変更許可申請書における想定事象のうち運転時の異常な過渡変化及び事故を、PRAを実施する上での起因事象グループとして分類している。

I 主給水流量喪失

本起因事象は、原子炉が出力運転中に蒸気発生器への主給水が完全に停止して、蒸気発生器2次側保有水量が減少し、熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇するような現象を考える。原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失、主給水制御系の誤動作等が考えられる。

II 外部電源喪失

本起因事象は、送電系統や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような現象を考える。所内交流電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等が停止(トリップ)し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる。外部電源の喪失により、所内非常用電源(ディーゼル発電機)や大容量空冷式発電機のみ

より交流電源が供給される状態となるため、安全上の補機の作動が要求されるような状態が重なると、ほかの起因事象と比較して厳しい状況になるため独立した評価を行う。

III 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

本起因事象は、蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ、蒸気の流出を生じる現象のうち、主蒸気隔離弁の上流で破断する現象を考える。主蒸気隔離弁の上流で破断が生じた場合、破断したループを健全ループから隔離する必要があり、隔離後も破断ループの蒸気発生器による冷却には期待できないことから、主蒸気隔離弁下流の主蒸気管破断とは独立した評価を行う。

IV 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

本起因事象は、蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ、蒸気の流出を生じる現象のうち、主蒸気隔離弁の下流で破断する現象を考える。主蒸気隔離弁の下流で破断が生じた場合、主蒸気隔離弁の閉止に成功したループの蒸気発生器による冷却に期待できることから、主蒸気隔離弁上流の主蒸気管破断とは独立した評価を行う。

V 主給水管破断(完全両端破断)

本起因事象は、主給水管が破断し、蒸気発生器の2次側に液相を保つだけの十分な給水ができない程の大規模な主給水管の破断によって、冷却能力が低下し1次冷却材の温度、圧力の上昇を引き起こす現象として考える。

VI 過渡事象

過渡事象としては、原子炉トリップを伴うトランジェント(異常な過渡変化)一般を含むものとする。主給水系の故障による原子炉トリップ事象は、主給水流量喪失として個別の事象として扱うことから、本起因事象では主給

水系の喪失を伴わないトランジェントを対象とする。

(ト) 原子炉トリップ失敗事象(ATWS)

ATWSは、原子炉トリップが必要な起因事象発生後に、原子炉トリップに失敗する事象であり、厳密には起因事象ではないが、評価上1つの起因事象として扱う。

ATWSは、2次冷却系からの除熱機能が喪失する事象が厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となる主給水流量喪失、負荷の喪失及び外部電源喪失を対象(以下「AT事象」という。)とする。主給水流量喪失のように、起因事象発生時にはタービントリップによる主蒸気の遮断が達成されていない事象と、負荷の喪失や外部電源喪失のように起因事象発生時に既に主蒸気が遮断されている事象では事象進展が異なることから、これらは異なる起因事象として評価する。以上より、ATWSについては、事象シナリオの影響を含めて以下の2つのシナリオを評価する。

- ATWS1:起因事象発生後にタービントリップが必要な事象+原子炉トリップ失敗
- ATWS2:起因事象発生時にタービントリップに成功している事象+原子炉トリップ失敗

なお、AT事象以外の事象については、起因事象発生頻度がこれらの事象と同程度又は以下であり、事象進展の観点でも緩やかになることから、評価結果に有意な影響がないと判断しATWSの評価対象から除く。

ロ 起因事象のグループ化の禁止

イ(ホ)項に示すような起因事象従属性を有する事象は、他の起因事象とは事象シナリオの展開や必要とされる緩和機能が異なることから、他の起因事象とは同一のグループとしない。また、原子炉容器破損、インターフェイスシステ

△LOCA及びSGTRについては、独立した起因事象として評価する。

ハ グループの代表事象の選定

レベル1PRA学会標準では、成功基準の設定や事故シーケンスの分析を行うために、発生頻度の大きさ及び起因事象が事故の進展にもたらす影響の程度を考慮して、グループ化した起因事象の中から代表事象を選定することが要求されている。本評価では、起因事象が事故の進展にもたらす影響の観点から、代表事象を選定している。

(イ) 手動停止

手動停止は、停止時冷却に移行する以前に復水器等を含む主給水系のトラブルが生じて、安全系による緩和手段が要求される事象を考慮しておく必要があることから、起因事象として取り上げる。手動停止の扱いについては、以下とする。

- ・ 手動停止では「計画外停止」を想定する。
- ・ 計画外停止要因には、常用系又は安全系の故障が想定されるが、本評価では主給水系を除いた常用系の故障を想定する。
- ・ 主給水系の故障による影響は、主給水流量喪失として評価する。

なお、サポート系の故障を起因とした手動停止については、手動停止には含めず、従属性を有する起因事象として評価する。

(ロ) 原子炉トリップ失敗事象(ATWS)

ATWSは、2次冷却系からの除熱機能が喪失する事象が厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるAT事象を対象とする。また、主給水流量喪失のように、起因事象発生時にはタービントリップによる主蒸気の遮断が達成されていない事象と、負荷の喪失や外部電源喪失のように起因事象発生時に既に主蒸気が遮断されている事象では事象進展が異なることから、これらは異なる起因事象として評価す

る。以上より、ATWSについては、事象シナリオの影響を含めて以下の2つのシナリオを評価する。

- ・ ATWS1: 起因事象発生後にタービントリップが必要な事象 + 原子炉トリップ失敗
- ・ ATWS2: 起因事象発生時にタービントリップに成功している事象 + 原子炉トリップ失敗

なお、AT事象以外の事象については、起因事象発生頻度がこれらの事象と同程度又は以下であり、事象進展の観点でも緩やかになることから、評価結果に有意な影響がないと判断しATWSの評価対象から除く。

ニ 選定した起因事象

これまでの起因事象の同定及びグループ化の検討結果に基づき、川内1号機の評価対象とする起因事象は以下の20事象とした。

- ・ 大破断LOCA
- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA
- ・ 極小LOCA
- ・ インターフェイスシステムLOCA
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 手動停止
- ・ 外部電源喪失
- ・ ATWS1 (タービントリップが必要な事象)
- ・ ATWS2 (タービントリップが不要な事象)
- ・ 主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)
- ・ 主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)

- ・ 主給水管破断
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の部分喪失
- ・ AC母線の1系列喪失
- ・ DC母線の1系列喪失
- ・ 原子炉容器破損

(d) 起因事象の発生頻度評価

本評価における起因事象発生頻度の推定は、以下のいずれかの手法を用いて実施する。

- ① 国内PWRプラントの運転経験から起因事象の発生件数及び運転期間を収集し、(起因事象の発生件数) ÷ (運転期間) から推定する。なお、運転実績において起因事象の発生件数が0件である場合には、発生件数を0.5件とする。
- ② フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析により起因事象発生頻度を推定する。
- ③ 国内PWRプラントにおいて実績データが極めて少ない起因事象等、国内PWRプラントの実績データのみでは起因事象発生頻度が適切に推定できない場合は、一般データソースから川内1号機の特性に適合する他プラントのデータを選定し、①又は②の手法を用いて起因事象発生頻度を推定する。
①の手法を用いる場合、国内PWRプラントの実績データに加え米国PWRプラントの実績データを算入して推定する。
- ④ 国内外でも実績データがない起因事象であり、起因事象発生頻度をデータから推定することが困難な場合は、起因事象発生頻度の評価条件

を明確にして推定する。一般パラメータを引用する場合は、川内1号機
の特性を考慮して適切なパラメータを用いる。

また、発生件数や運転期間等の運転経験に基づいて発生頻度を推定する
際には、次の基本的な考え方に基づいて実施した。

- ・ 国内で発生実績のある起因事象は、国内の運転実績を適用する。
- ・ 国内では発生実績はないが、米国で発生実績のある起因事象は、国内
と米国の運転実績を適用する。
- ・ 国内及び米国ともに発生実績のない起因事象は、国内と米国の運転実
績を適用する。

川内1号機で評価対象とする起因事象の発生頻度評価方法を第3.1.3.1-13
表に示す。

(e) 起因事象発生頻度の推定

国内及び米国PWRプラントの運転実績の調査結果に基づいて、起因事象
又はグループ化した起因事象の発生頻度を評価した。

イ 原子炉容器破損

WASH-1400では、ECCSの注水能力を超えた原子炉容器の破損頻度を
 10^{-7} (／炉年) と評価している。当該事象の発生頻度はWASH-1400に基づ
き設定する。

$$\text{原子炉容器破損の発生頻度} = 1.0 \times 10^{-7} \text{ (／炉年)}$$

ロ 小破断LOCA

外部リークを除くLOCAについては、国内及び米国ともに発生実績はない。
日米間で1次冷却系統の設計に基本的な差がないことから、発生件数を0.5件、
運転実績を国内と米国の合計として以下のように評価した。

$$\text{小破断LOCAの発生頻度} = 0.5 / (492 + 2016) = 2.0 \times 10^{-4} \text{ (／炉年)}$$

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間 (炉年)

2016: 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

ハ 大破断LOCA

大破断LOCAの発生頻度は、WASH-1400と同様の考え方に基づき、小破断LOCAの発生頻度の1/10とした。

$$\text{大破断LOCAの発生頻度} = 2.0 \times 10^{-4} / 10 = 2.0 \times 10^{-5} (\text{/炉年})$$

ニ 中破断LOCA

中破断LOCAの発生頻度は、WASH-1400と同様の考え方に基づき、小破断LOCAの発生頻度と大破断LOCAの発生頻度の相乗平均とした。

中破断LOCAの発生頻度

$$= (2.0 \times 10^{-4} \times 2.0 \times 10^{-5})^{0.5} = 6.3 \times 10^{-5} (\text{/炉年})$$

ホ 極小LOCA

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで1件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。

$$\text{極小LOCAの発生頻度} = 1 / 486 = 2.1 \times 10^{-3} (\text{/炉年})$$

486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

ヘ インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAの発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

インターフェイスシステムLOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の低圧設計部との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧設計部に付加されるために発生する事象である。

PRAで評価対象とするインターフェイスシステムLOCAのシナリオについて、LOCAの発生箇所として次の3つを抽出した。

- ・ 余熱除去ポンプ吸込側ライン
- ・ 余熱除去ポンプ低温側注入ライン

- ・ 余熱除去ポンプ高温側注入ライン

余熱除去ポンプ吸込側ラインからのインターフェイスシステムLOCAは、原子炉冷却系と余熱除去系(RHR)を隔離している2つの電動弁の誤開又は内部リークによって発生する。余熱除去ポンプ低温側注入ラインからのインターフェイスシステムLOCAは3つの逆止弁の内部リーク、余熱除去ポンプ高温側注入ラインからのインターフェイスシステムLOCAは2つの逆止弁の内部リーク及び1つの電動弁の誤開又は内部リークによって発生する。緩和設備への影響はいずれの場合も同等であることから、最も発生頻度の高い「イ 余熱除去ポンプ吸込側ラインからのインターフェイスシステムLOCA」を評価対象とし、システム信頼性解析によって算出する。

$$\text{インターフェイスシステムLOCAの発生頻度} = 3.4 \times 10^{-9} (\text{/炉年})$$

- ト 主給水流量喪失

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで5件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。

$$\text{主給水流量喪失の発生頻度} = 5 / 486 = 1.0 \times 10^{-2} (\text{/炉年})$$

$$486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)$$

- チ 過渡事象

設置変更許可申請書における運転時の異常な過渡変化のうち、主給水流量喪失と外部電源喪失以外の事象については、原子炉トリップによって事象はほぼ終結しており、炉心損傷の観点からは同一グループとして取り扱えるため1つの事象として扱い、これをPRAにおける過渡事象とする。当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで47件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。

$$\text{過渡事象の発生頻度} = 47 / 486 = 9.7 \times 10^{-2} (\text{/炉年})$$

$$486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)$$

リ 手動停止

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで110件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。

$$\text{手動停止の発生頻度} = 110 / 486 = 2.3 \times 10^{-1} (\text{/炉年})$$

486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

ヌ 外部電源喪失

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで3件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。なお、外部電源喪失は、内部事象停止時PRAでも起因事象として考慮している事象であることから、1976年4月1日から2014年3月31日までの運転期間を運転実績として使用する。

$$\text{外部電源喪失の発生頻度} = 3 / 693 = 4.3 \times 10^{-3} (\text{/炉年})$$

693: 1976年4月1日からの国内PWRプラント運転時間(年)

ル ATWS

当該事象について、AT事象は国内での発生実績があることから、1976年4月1日から2014年3月31日までの発生件数と運転実績から算出する。また、原子炉トリップに失敗する確率は、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

ATWSの観点では、事故解析結果に基づき、事象発生による1次系の温度、圧力の上昇が急激なものを厳しい事象として選定している。具体的には、AT事象がATWSの観点から厳しい事象に属する。これ以外の事象については、有意な結果にならないと判断し評価対象から除外する。

AT事象の発生件数は35件であり、そのうちタービントリップ操作が必要な事象は21件、タービントリップ操作が必要でない事象は14件である。

- ・ AT事象の発生頻度(タービントリップ操作が必要な場合)

$$= 21 / 486 = 4.3 \times 10^{-2} (\text{/ 炉年})$$

- ・ AT事象の発生頻度(タービントリップ操作が不要な場合)

$$= 14 / 486 = 2.9 \times 10^{-2} (\text{/ 炉年})$$

486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

また、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析より原子炉トリップの失敗確率は 2.7×10^{-7} となり、ATWSの発生頻度は、次のように算出される。

- ・ ATWS1発生頻度(タービントリップ操作が必要な場合)

$$= 4.3 \times 10^{-2} \times 2.7 \times 10^{-7} = 1.2 \times 10^{-8} (\text{/ 炉年})$$

- ・ ATWS2発生頻度(タービントリップ操作が不要な場合)

$$= 2.9 \times 10^{-2} \times 2.7 \times 10^{-7} = 7.9 \times 10^{-9} (\text{/ 炉年})$$

ユ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)については、国内、米国ともに発生実績がない。日米間で2次冷却系の設計に基本的な差がないことから、小破断LOCAと同様に、発生件数を0.5件、運転実績を国内と米国の合計として以下のように評価した。

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)の発生頻度

$$= 0.5 / (492 + 2016) = 2.0 \times 10^{-4} (\text{/ 炉年})$$

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

2016: 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

ワ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)については、国内での発生実績はないが、米国では1988年以降に発生実績がある。NRCのホームページによれば、当該事象(Steam Line Break Outside Containment)は10件報告されている。このうち、2件が自動で原子炉トリップに至った事象であり、更に主蒸気隔離弁が閉止した事象は1件である。出力運転時PRAで評価する主蒸気管

破断等の2次系破断に関する起因事象は、自動原子炉トリップ及び破断箇所の隔離(主蒸気隔離弁の自動閉止)を必要とする破断規模であり、PRA上の想定と一致する事例を当該事象の発生件数として考慮する。なお、自動原子炉トリップを伴わない事象は「手動停止」、自動原子炉トリップに至るが自動主蒸気隔離を伴わない事象は「過渡事象」に分類する。

1988年以降の米国の運転実績は1363炉年であることから、国内及び米国の実績に基づき、以下のように評価した。

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)の発生頻度

$$=(0+1)/(492+1363)=5.4\times 10^{-4}(/炉年)$$

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

カ 主給水管破断

主給水管破断については、国内、米国ともに発生実績がない。日米間で2次冷却系の設計に基本的な差がないことから、小破断LOCAと同様に、発生件数を0.5件、運転実績を国内と米国の合計として以下のように評価した。

$$\text{主給水管破断の発生頻度} = 0.5 / (492 + 2016) = 2.0 \times 10^{-4} (/炉年)$$

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

2016: 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

コ 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)

当該事象は、1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで1件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。以下に検討及び評価の詳細を示す。

1次系から2次系への漏えい量が伝熱管の完全両端破断に相当する事象を伝熱管破損事象とする。

国内PWRプラントの蒸気発生器伝熱管の運転実績は、1976年4月1日から2014年3月31日までの発電期間及び蒸気発生器伝熱管本数(蒸気発生器交

換 (SGR) を実施している場合はSGR前後の伝熱管本数を考慮) から運転実績を算出した結果、伝熱管本数と発電期間の積分値は 4.1×10^{10} (本・炉時間) となる。

上記の条件により、我が国の伝熱管破損の発生件数及びプラントの運転実績に基づく当該事象の発生頻度は、以下の式によって評価できる。

SGTRの発生頻度

$$= 1 / (4.1 \times 10^{10} \times (1-0.1)) \times (3386 \times 3) \times 8760 = 2.4 \times 10^{-3} (\text{／炉年})$$

1: 発生実績 (件)

4.1×10^{10} : 国内PWRプラントの蒸気発生器伝熱管本数と

発電時間の積分値 (本・炉時間)

0.1: 伝熱管施栓率

3386×3 : 川内1号機の伝熱管本数 (本)

8760: 時間から年への換算係数 ($8760 = 365 \times 24$) (時間／年)

タ 原子炉補機冷却機能の全喪失

原子炉補機冷却機能の全喪失の発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

原子炉補機冷却機能の全喪失の発生頻度 = 8.3×10^{-7} (／炉年)

レ 原子炉補機冷却機能の部分喪失

原子炉補機冷却機能の部分喪失の発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

原子炉補機冷却機能の部分喪失の発生頻度 = 2.9×10^{-4} (／炉年)

ソ AC母線の1系列喪失

AC母線の1系列喪失の発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

AC母線の1系列喪失の発生頻度 = 7.8×10^{-3} (／炉年)

ツ DC母線の1系列喪失

DC母線の1系列喪失の発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

DC母線の1系列喪失の発生頻度 = 1.6×10^{-4} (／炉年)

以上の算出結果をまとめて、第3.1.3.1-14表に示す。

b. 成功基準

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

(a) 炉心損傷判定条件

イ 一般的な炉心損傷判定条件

事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が $1,200^{\circ}\text{C}$ を超えると評価される状態。

ロ LOCA時格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件

原子炉格納容器が破損し、格納容器再循環サンプル水の温度が 100°C 以上と評価される状態。

ハ 運転時の異常な過渡変化又はLOCAを除く設計基準事故時の2次冷却系からの除熱シナリオの判定条件

- ・ 2次冷却系からの除熱機能が確保されず、崩壊熱を有効に除去することができないため、炉心露出に至ると評価される状態。
- ・ ATWS事象においては、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が限界圧力(本評価では、最高使用圧力の1.2倍を適用)を上回ること。
- ・ 給水可能な健全側蒸気発生器での水位が、安全評価結果等と比較して

有意な回復傾向がなく、1次系温度が上昇傾向にある状態。

- ・ 1次系が飽和状態にあり、自然循環冷却が損なわれている状態。

(b) 炉心損傷を防止するために必要な安全機能

ここでは、安全機能を同定した上で、安全機能に必要とされる緩和設備又は緩和操作を抽出し、各起因事象についてそれらの必要な組合せを同定する。

イ 炉心損傷を防止するために必要な安全機能の同定

原子力発電所の安全機能としては、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」が基本であり、これを踏まえて起因事象を概略分類した上で、PRAにおける安全機能を同定する。

(イ) 「止める」について

ATWSは原子炉停止に失敗した事象であることから、原子炉停止が必要な安全機能の一つとなる。また、大破断LOCA、中破断LOCA、原子炉容器破損については、炉心部での冷却材密度の低下(ボイド発生)が短時間で生じるため、原子炉停止に期待していない。

手動停止は、原子炉トリップを伴わず、運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定したものであり、原子炉保護系の動作には期待していない。また、原子炉補機冷却機能の部分喪失及びAC母線の1系列喪失は、保安規定に定める運転上の制限(LCO)からの逸脱によるプラントの手動停止を想定したものであるため、原子炉保護系の動作には期待していない。

川内1号機の場合、DC母線の1系列喪失によって自動原子炉トリップに至る設計であるが、自動原子炉トリップに失敗した場合、プラントは通常運転を継続することから、原子炉保護系の動作には期待していない。

(ロ) 「冷やす」について

全起因事象において、崩壊熱除去が必要である。原子炉格納容器内に1次冷却材が放出されるシナリオ(大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、極小LOCA)、起因事象発生後に従属的に1次冷却材が放出されるシナリオ(RCPシールLOCA、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)又は各起因事象におけるフィードアンドブリードシナリオ(以下「LOCAシナリオ」という。)や原子炉格納容器外へのLOCA、すなわちインターフェイスシステムLOCA及びSGTR(以下「バイパスLOCAシナリオ」という。)、RCPシールリークシナリオにおいては、1次冷却系保有水の確保が必要である。

また、LOCAシナリオでは、注入段階と再循環段階を考えるとともに、再循環段階では原子炉格納容器内雰囲気冷却(原子炉格納容器外への除熱)も格納容器先行破損に伴う炉心損傷を防止するために必要である。なお、極小LOCAにおいて、充てん/高圧注入ポンプによる注入に成功した場合、原子炉格納容器内雰囲気冷却(原子炉格納容器外への除熱)は不要である。

1次冷却系保有水の確保のためには、バイパスLOCAシナリオでは漏えい箇所の隔離が必要である。また、1次冷却系保有水の確保が必要な全シナリオにおいて、1次冷却系への注水が必要である。RCSへの注水を低圧注入系で行う場合には、大破断LOCAを除き、2次系強制冷却による1次系の減圧を行う必要がある。

(ハ) 「閉じ込める」について

炉心損傷を防止することによって、放射性物質の大規模放出は防止することができる。格納容器先行破損に伴う炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器の健全性を確保することが必要であるが、これに必要な安全機能は上述の「冷やす」において同定した。

以上で同定した安全機能は次のように整理できる。

- ・ 原子炉停止
- ・ 1次冷却系保有水の確保(注入時/再循環時)
- ・ 崩壊熱除去(注入時/再循環時)
- ・ 原子炉格納容器内雰囲気冷却/原子炉格納容器外への除熱

ロ 安全機能に必要なとされる緩和設備又は緩和操作の抽出

安全機能のうち「閉じ込める」については、「冷やす」に関する機能によって包絡されるため、以下では、「止める」、「冷やす」を実現するための緩和設備又は緩和操作を抽出する。各起因事象が発生した場合には、これらの設備や操作を組み合わせ、「止める」、「冷やす」を実現する必要がある。

(イ) 「止める」ための緩和設備又は緩和操作

I 原子炉停止

- ・ 自動原子炉トリップ
- ・ 緊急ほう酸注入

(ロ) 「冷やす」ための緩和設備又は緩和操作

I 1次冷却系保有水の確保

- ・ 高圧注入
- ・ 蓄圧注入
- ・ 低圧注入
- ・ 常設電動注入ポンプによる炉心への注入
- ・ 代替再循環

II 崩壊熱除去

- ・ 2次系からの冷却
- ・ フィードアンドブリード操作
- ・ 余熱除去冷却器による冷却

- ・ 格納容器スプレイ冷却器による冷却
- ・ 格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却

ハ 安全機能に対する成功基準の設定

起回事象ごとに、主にフロントラインシステムに着目した必要な安全機能の組合せによる成功シーケンスを検討し、フロントラインシステムの必要台数等を整理する。全起回事象別の成功シーケンス及び成功基準を整理したものを参考資料 I に示す。

(c) 診断時間

事象発生後の緩和操作を対象として、緩和操作開始までの余裕時間である診断時間については、成功基準解析等の結果を参照して設定している。診断時間については参考資料 I に示す。

(d) 使命時間

緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転継続期間である使命時間については、各緩和設備の安定したプラント停止状態をもたらす時間又は必要な安全機能を果たすことができる時間及び手段の多様性の確保に必要な時間を検討した上で使命時間を設定した。

イ 内部事象出力運転時レベル1PRA

レベル2PRAにおける考慮すべき使命時間が7日間であり、レベル1PRAとも共有する以下の長期的緩和設備は、使命時間を7日間とする。

- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水時)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(海水通水時)
- ・ 中央制御室空調系

それ以外の設備は考慮すべき使命時間が24時間以内であるため、24時間で評価する。

ロ 内部事象出力運転時レベル2PRA

レベル2PRAにおける考慮すべき使命時間が7日間である以下の長期的緩和設備は、使命時間を7日間とする。特重施設については参考資料Ⅱに示す。

- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水時)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(海水通水時)
- ・ 中央制御室空調系
- ・ アニュラス空気浄化設備
- ・ 格納容器隔離

それ以外の設備は考慮すべき使命時間が24時間以内であるため、24時間で評価する。

(e) 成功基準の設定に用いる解析コード

成功基準の設定には、発電用原子炉設置変更許可申請時に妥当性が確認された解析コードを使用し、成功基準の設定に必要な解析条件の変更を行って実施した。なお、解析条件は、発電用原子炉設置変更許可申請時と同様に、現実的な条件を基本としつつ、保守的な条件も考慮した。解析結果については、発電用原子炉設置変更許可申請時の解析結果と成功基準解析結果を比較することにより、成功基準解析において変更した条件が、圧力や温度の挙動等の解析結果において適切に反映されていることをもって、妥当性を確認した。

c. 事故シーケンスの分析

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起回事象の発生及び各種安全機能喪失の組合せのことである。事故シーケンスの分析の目的は、選定した起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能

を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討して、炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開することである。

(a) 事故シーケンスの分析手法

炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための体系的な分析と定量化が可能である手法として、イベントツリー法(小イベントツリー／大フォールトツリー手法)を用いる。

(b) ヘディングの設定

安全機能及び成功基準の同定に基づいてイベントツリーのヘディングを設定した。ここでは、事故シーケンスの論理展開を明確かつ簡潔に提示するため、事象の進展や機能上の相互関係を考慮して、できる限り事象の進展に従いヘディングの順番を設定している。

(c) イベントツリーの展開

ヘディングにおける分岐の有無を、関連する全ての緩和設備の状態を考慮して決定し、事故シーケンスを網羅的に展開した。事故シーケンスの展開に際しては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮している。また、時間の経過を考慮したものとして、外部電源喪失時の外部電源の復旧やRCPシールLOCAを考慮している。

イベントツリーの例として、大破断LOCAのイベントツリーを第3.1.3.1-33図に示す。大破断LOCAを含めた各起因事象のイベントツリーを参考資料 I に示す。

(d) 事故シーケンスの最終状態の分類

展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類し、炉心損傷に至る事故シーケンスについては、「事故シーケンスグループ」に分類した。また、内部事象出力運転時レベル2PRAとのインターフェイスを考慮し、炉心損傷に至る事故シーケンスについて、熱水力挙動の

類似性及び事故の緩和操作の類似性に基づきプラント損傷状態(以下「PDS」という。)に分類した。

事故シーケンスグループの分類は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い、次のとおり実施する。なお、事故シーケンスグループは最初に失敗した緩和手段に基づき設定する。例えば、主給水流量喪失時に補助給水に失敗する事故シーケンスは全てグループ1:2次冷却系からの除熱機能喪失に分類する。

- ・ グループ1:2次冷却系からの除熱機能喪失

起因事象発生時に補助給水機能が喪失する事故シーケンス、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ2:全交流動力電源喪失

外部電源が喪失して、サポート系である非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンス。

- ・ グループ3:原子炉補機冷却機能喪失

起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系である原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系が喪失する事故シーケンス。

- ・ グループ4:原子炉格納容器の除熱機能喪失

LOCA事象の発生後に、格納容器スプレイ注入又は格納容器スプレイ再循環に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ5:原子炉停止機能喪失

原子炉トリップが必要な事象が発生した後に、原子炉トリップに失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ6:ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し、蓄圧注入、高圧注入(極小LOCAでは充てん／

高圧注入)又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ7:ECCS再循環機能喪失

LOCA事象の発生時に短期の1次系保有水の回復に成功した後に、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ8:格納容器バイパス

インターフェイスシステムLOCA又はSGTR後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンス。

イ プラント損傷状態の考え方、定義

事故シーケンスをPDSに分類する際は、熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ、1次系圧力及び炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、熔融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器内の事象進展により分類する。

この分類により、レベル1PRAより得られる膨大な数の事故シーケンスの個々について、格納容器イベントツリーを展開せずにグループ別に現実的な評価が可能である。分類方法の詳細を以下に示す。

(イ) 事故のタイプと1次系圧力

事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ(LOCA(RCPシールLOCAを含む)、トランジェント(LOCAの発生がない過渡事象等)、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象)及び原子炉容器破損前の1次系圧力状態(高圧状態、中圧状態又は低圧状態)により分類する。1次系圧力状態を考慮する理由は、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、熔融炉心の飛散とその冷却性に影響を与えるためである。事故のタイプと1次系圧力の分類記号を第3.1.3.1-15表に示す。

(ロ) 炉心損傷時期

炉心損傷時期が事故発生後早期又は後期で分類する。この時期は炉

心損傷時に放出される放射性物質の量に影響するとともに、炉心損傷後の原子炉容器破損の時期又は原子炉格納容器圧力や温度の上昇による格納容器機能喪失の時期に影響を与え、緩和操作のための時間余裕に影響を与える。炉心損傷時期の分類記号を第3.1.3.1-16表に示す。

(ハ) 原子炉格納容器内事故進展

原子炉格納容器内事故進展は、格納容器機能喪失時期及び溶融炉心の冷却手段を考慮して分類する。

格納容器機能喪失時期に関しては、炉心損傷後に格納容器機能喪失が生じる場合と格納容器機能喪失後に炉心損傷が生じる場合で分類する。後者は、ECCS再循環は機能するが除熱ができず格納容器機能喪失が炉心損傷に先行するため、放射性物質放出挙動が前者と大きく異なり、独立に評価する必要がある(格納容器先行破損)。

溶融炉心の冷却手段に関しては、ECCSや格納容器スプレイ系が使用可能かにより分類する。これらのシステムが使用可能である場合、溶融炉心が冷却される可能性が高い。なお、レベル2PRA学会標準の例では、格納容器除熱手段である格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有無によりPDSを分類しているが、本評価ではPDSの分類は行わず、格納容器内自然対流冷却は格納容器イベントツリー上でモデル化する。原子炉格納容器内事故進展の分類記号を第3.1.3.1-17表に示す。

上記の3種類の属性を用いて、PDSを表記する。PDSの定義を第3.1.3.1-18表に示す。

d. システム信頼性の評価

事故シーケンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対

して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点における緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析にはフォールトツリー法を用いる。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系についてフォールトツリーを構築し、各システムの非信頼度の定量化を実施した。

(a) 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムの一覧を以下に示し、特重施設については参考資料Ⅱに示す。システム信頼性の評価に当たり、システムごとの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。

評価においては、フロントライン系及びサポート系同士の間からの従属性を適切にモデル化するため、それぞれのシステム間に対して従属性マトリックスを作成し、それに基づいたモデル化を実施した。それぞれのシステム間の従属性マトリックスの例として、低圧注入系（注入時）の従属性マトリックスを第3.1.3.1-19表に示す。また、フロントライン系同士の共用設備の従属性マトリックスを第3.1.3.1-20表に示す。

- ・ 電源系
- ・ 原子炉停止系
- ・ 信号系
- ・ 制御回路
- ・ 制御用空気系
- ・ 換気空調系
- ・ 原子炉補機冷却海水系
- ・ 原子炉補機冷却水系
- ・ 燃料取替用水系

- ・ 充てん／高圧注入系(注入時)
- ・ 充てん／高圧注入系(再循環時)
- ・ 蓄圧注入系
- ・ 低圧注入系(注入時)
- ・ 低圧注入系(再循環時)
- ・ 格納容器スプレイ系(注入時)
- ・ 格納容器スプレイ系(再循環時)
- ・ 補助給水系／主蒸気圧力制御系
- ・ 破損SG隔離
- ・ 主蒸気隔離
- ・ RCPシールLOCA
- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
- ・ 加圧器逃がし弁強制開
- ・ 代替再循環
- ・ 2次系強制冷却
- ・ 常設電動注入ポンプ
- ・ 移動式大容量ポンプ車の確立
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水系)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却海水系)
- ・ RHR隔離
- ・ 1次系の減圧
- ・ 安全注入制御
- ・ RHR運転
- ・ ATWS緩和設備
- ・ タービントリップ系

- ・ 原子炉圧力上昇の抑制
- ・ 緊急ほう酸注入
- ・ 外部電源の復旧
- ・ 大容量空冷式発電機
- ・ 主給水系
- ・ 1次系と2次系の均圧化
- ・ 特重施設

(b) システム信頼性評価手法

システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき(a)項で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーでは、機器故障、試験及び保守作業による待機除外、人的過誤等を基事象としてモデル化している。

フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障の対象機器及びその故障モードの一覧を第3.1.3.1-21表に示す。また、特重施設について新たに追加した対象機器及びその故障モードを参考資料Ⅱに示す。対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する場合、スクリーニングを実施し展開すべき故障モードの抽出を行っている。

なお、内部事象出力運転時レベル1PRAでは、起回事象の重畳は発生する確率が非常に小さいと考えられることから考慮していないが、起回事象の発生とサポート系の機能喪失が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンス

の評価結果の一部として考慮している。

(c) システム信頼性評価の結果

同じシステムであっても、起因事象によっては、必要となる機器の台数等、成功基準が異なる場合がある。そのような場合は、それぞれに対応したフォールトツリーを作成し、非信頼度を評価している。システム信頼性評価結果の例として、低圧注入系(注入時)の非信頼度を第3.1.3.1-22表に示す。

e. 信頼性パラメータの設定

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。なお、評価対象設備の使用想定等を踏まえ、必要に応じ評価上の仮定を設定することで評価を実施した。

(a) 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ、試験及び保守作業による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

(b) 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度～2002年度21ヵ年49基データ(21ヵ年データ))(平成21年5月公表)」に記載されているデータ(以下「国内故障率データ」という。)を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出(1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版)(平成13年2月)、電中研報告P00001、(一財)電力中央

研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

NUCIAにおいて登録されている機種のうち、本評価で利用する機種を第3.1.3.1.-23表に示す。なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類している。

上記の機器故障率を用いて、以下の評価式により基事象発生確率を算出した。

イ 状態変更失敗確率

$$Q=Qd$$

Qd: デマンド故障率

ロ 機能維持失敗確率

$$Q=1 - \exp(-\lambda_r T_m)$$

λ_r : 機能維持失敗の故障率

Tm: 時間パラメータ※

※作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用する。

待機期間中の故障確率算出には(健全性確認間隔×1/2)を使用する。

ハ 試験による待機除外確率

PRAで対象としたシステムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は試験データを収集し、待機除外確率を算出した。

試験による待機除外確率は日本原子力学会標準「原子力発電所の確率

論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ(q)は(式3.1.3.1-1)で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT+MDT} \quad (\text{式3.1.3.1-1})$$

ここで、MUT: 供用可能時間 (mean up time)

MDT: 供用不能時間 (mean down time)

MUT、MDTはそれぞれ試験間隔(T)、試験時間(t)と同義であるため、試験による待機除外確率(q_t)の計算式は(式3.1.3.1-2)となる。

$$\begin{aligned} q_t &= \frac{MDT}{MUT+MDT} \\ &= \frac{t}{(T+t)} \\ &= \frac{t}{T(1+\frac{t}{T})} \\ &\doteq \frac{t}{T} \quad (\because T \gg t) \quad (\text{式3.1.3.1-2}) \end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統・機器をリスト化し、試験間隔(試験の実施頻度)と試験時間(試験の開始から終了までの時間)を調査して、試験間隔(T)と試験時間(t)に代入して算出した。

ニ 保守作業による待機除外確率

PRAで対象としたシステムに対する保守作業による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。

保守作業による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同様に、日

本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前述の(式3.1.3.1-1)）から算出する。(式3.1.3.1-1)において、MUT(供用可能時間)は時間依存型の故障率(λ)の逆数で表され、また、保守時間と同義のMDT(供用不能時間)には保安規定で許容されている復旧までの最長の完了時間(待機除外許容時間:AOT)を保守的に適用すると、保守作業による待機除外確率(q_m)の計算式は(式3.1.3.1-3)となる。

$$\begin{aligned}
 q_m &= \frac{\text{MDT}}{\text{MUT} + \text{MDT}} \\
 &= \frac{\text{AOT}}{\left(\frac{1}{\lambda} + \text{AOT}\right)} \\
 &= \frac{\lambda \cdot \text{AOT}}{(1 + \lambda \cdot \text{AOT})} \\
 &\doteq \lambda \cdot \text{AOT} \quad (\because 1 \gg \lambda \cdot \text{AOT}) \quad (\text{式3.1.3.1-3})
 \end{aligned}$$

ホ その他の非信頼度

三菱重工業社製の耐熱Oリングを使用した場合のRCPシールLOCA発生確率については、参考資料 I に示す。

(c) 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

本評価では、外部電源喪失時にディーゼル発電機からの給電にも失敗し全交流電源喪失に至った場合の外部電源の速やかな復旧に期待している。復旧失敗確率には外部電源復旧確率に係る報告書の値を使用する。

(d) 共通原因故障の評価

イ 共通原因故障のモデル化

同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機

器について、型式、機能、運用方法を考慮して、共通原因故障としてモデル化するべき機器群と故障モードを選定し、共通原因故障を評価した。

共通原因故障の発生要因は、PRAのシステムモデルに組み込むために、レベル1PRA学会標準及びNUREG文献（NUREG/CR-5485及びNUREG/CR-4780）を参考とし、4つの条件に集約した。以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通原因故障の適用を検討した。

- ・ 同一系統
- ・ 冗長の機能を有する同種機器
- ・ 起因事象発生前の運転状態が同一
- ・ 同一故障モード

動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通原因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通原因故障の適用性を検討した。

動的機器については、動的故障モードと静的故障モードに区別して検討するが、動的故障モードとはポンプの起動失敗、弁の開失敗等であり、静的故障モードとはリーク、閉塞等である。動的機器の動的故障モードについては、共通原因故障が発生する可能性が比較的高いと推測されることから、上記条件を満たす動的機器の動的故障モードに対しては共通原因故障を考慮した。電動弁の閉塞等の動的機器の静的故障モードはこれに該当しない。

動的機器の静的故障モード及び静的機器については、共通原因故障の可能性は低いと考えられるが、故障実績があるものに対しては共通原因故障を考慮した。

ロ 共通原因故障パラメータの推定

共通原因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（レベル1PRA学

会標準推奨データベース)の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2012」に記載されるMGL (Multiple Greek Letter) パラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障解析手法である。

f. 人的過誤の評価

人的過誤確率を評価するために、人間信頼性解析を実施する。人間信頼性解析とは、CDFに有意な影響を及ぼし得る人間行動(タスク)に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本評価では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を特定し、その発生確率を算出している。

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。なお、要求どおりに作動しているポンプの誤停止や、開状態を維持しなければならない弁を誤って閉める誤操作に関する人的過誤(コミッションエラー)については、THERP手法では詳細な評価が行えないことから、評価の対象外としている。また、特重施設については、参考資料Ⅱに示す。

(a) 起因事象発生前人的過誤

イ 起因事象発生前作業の同定

(イ) 起因事象発生前作業の同定

システム信頼性解析においてモデル化される機器又はシステムに関して、定期検査要領書、運転基準等を調査、分析することによって、人間信頼性解析においてモデル化すべき試験及び保守作業等を同定する。

(ロ) 起因事象発生前作業における従属性の同定

プラントで実施されている作業の中から、多重性又は多様性を有する機

器やシステムに従属的な機能喪失をもたらす可能性のある作業を同定する。本評価では、以下の理由により、事象発生前における作業は従属性が十分小さいとして、考慮していない。

- ・ 別系統の作業は、操作内容や操作時期が異なることから、作業間の従属性は完全に無視できるとして、従属性はないものとする。
- ・ 同一系統内の各トレンの作業は検査時期が異なることから、各トレンの作業間の従属性は無視できるとして、従属性はないものとする。

(ハ) 同定した作業の除外

試験後や保守作業後、機器を待機状態又は運転状態に復旧させる操作について、作業者とは別の人間による独立なチェック等によって人的過誤確率が十分に低いと判断できる運転操作については除外する。

結果として、事象発生前の人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定し、更にその内のモデル化要否を判断するためスクリーニング基準を設定した。

ロ 人的過誤事象(起因事象発生前)のモデル化

(イ) システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定

人的過誤事象は、その作業失敗が機器及びシステムのアンアベイラビリティに対してどのように影響しているかを表すようにモデル化する。また、対象作業について、人的過誤による動作不能及び作業完了後の回復操作(復旧)失敗をモデル化する。

(ロ) 校正エラーのモデル化

待機状態にある緩和設備の起動失敗の要因として、起動信号の校正エラーが考えられる場合には、校正エラーをもたらす人的過誤をモデル化する。本評価において、機器故障率データとして採用しているNUCIAの国内故障率データでは、設備の校正失敗も機器故障としてカウントされてい

ることから、人的過誤として独立したモデル化は行わない。

ハ 人的過誤確率(起因事象発生前)の評価

プラント固有又は作業固有の影響因子を分析し、この分析を基に体系的な方法を用いて人的過誤確率を評価する。

(イ) 人的過誤確率の評価

プラント固有の条件に基づいて、人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては、人的過誤確率の確率分布に対数正規分布を仮定する。

事象発生前の人的過誤確率を評価する手順は以下のとおりである。

- ・ プラント内で想定され得る事象発生前の人的過誤を同定する基準に基づいて選定し、操作内容・操作場所・対象機器に応じて、分類する。
- ・ 分類された各操作及びその他のエラー、それぞれについてTHERP手法を用いて人的過誤確率を評価する。

本評価では人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定していることから、これらの操作失敗のみを評価する。なお、操作は保守や点検作業後のものであるため、ヒューマンエラーハンドブックを参照し、操作におけるストレスレベルは最適状態とする。

(ロ) 運転員や保修員による過誤回復の評価

本評価においては、保守や点検作業後の複数の運転員や保修員による過誤回復を期待した評価を行っている。その際、運転員や保修員の数、運転員や保修員間の従属性レベル及びストレス／スキルファクタを適切に設定する。

(b) 起因事象発生後人的過誤

イ 事故シナリオで必要とされる緩和操作の同定

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準に記載されている手順

に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAでは原則、運転基準に記載されている操作を評価対象とする。但し、リスク上重要な機器に対する運転員の回復操作に期待できると判断した場合、当該操作のモデル化も検討する。

ロ 人的過誤事象(起因事象発生後)のモデル化

事故シーケンスの詳細さに応じて、要求される緩和操作が適切に実施されない場合の影響を表現するように人的過誤事象をモデル化する。

(イ) 人的過誤事象を特定する条件

機器及びシステムの故障の原因となる起因事象発生後の人的過誤事象について、次の情報を検討して、当該人的過誤事象を特定する条件を定義する。

I 事故シーケンス特有の運転基準

緩和操作として同定された操作が記載されている運転基準の該当箇所への移行失敗について、診断過誤として取り扱う。診断過誤が発生した場合、運転基準に記載されている該当箇所の操作には期待できないものとする。

II 事故シーケンス特有の時間的な特徴

運転基準への移行の際に考慮する診断過誤については、操作時間やアクセスを含めた時間的な余裕を適切に設定する。なお、中央制御室における操作や読取りに必要となる時間は十分短く、影響が小さいとして考慮しない。

III 監督者又は上位職者からの指示の可能性

操作や読取りの失敗については、上位者等によるバックアップに期待した評価とする。但し、その際は従属性を設定する。

IV 緩和操作の内容

操作に失敗した場合の緩和系への影響を考慮し、モデルに反映する。

(ロ) 認知失敗(診断失敗含む)及び操作失敗の定義

起因事象発生後の人的過誤確率評価では、認知失敗(プラントの状況と実施すべき対応策を認識することの失敗、診断失敗を含む)と操作失敗を分けて定義する。プラントで事故が発生した場合、緩和操作を行うために事象を特定し、その事象に対応する運転基準へ移行する(診断)。その診断に失敗する診断過誤を考慮し、失敗の場合、運転基準に記載された該当箇所の操作には期待できないものとする。

事故後に実際に行われる運転員操作は、以下の流れで行われるものと想定する。

- ① 警報、信号、計測表示等(兆候)により異常を検知し、参照すべき運転基準の該当箇所を判断する。
- ② 運転基準に基づいて、実際の操作を行う。
- ③ 運転基準において判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。
- ④ ③の確認結果に基づいて、関連する操作を行う。

このうち、①が認知(診断)行為に、②及び④が操作行為、③が読取りに分類され、それぞれの人的過誤確率を評価する。

事象の診断に失敗した場合、運転員は後に続く一連の操作を行わないと考えられることから、①と②～④は完全従属として扱う。診断行為は複数の計器指示、警報等によりプラントで発生した事象を特定する必要があることから、時間的な余裕を考慮する。

③の読取失敗については、読取対象となる計器等が運転基準に明確に記載されていることから、時間的な概念は考慮しない。また、読取失敗に

ついて、複数の計器指示により状況判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。

ハ 人的過誤確率(起因事象発生後)の評価

プラント固有、シナリオ固有の影響因子の分析及び同一事故シーケンスにおける人的過誤事象間の依存因子の分析を基に、体系的な方法を用いて人的過誤確率を評価する。

(イ) 人的過誤確率の評価

プラント固有、シナリオ固有の行動形成因子の影響を査定し、人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては、人的過誤確率の確率分布として対数正規分布を仮定する。ヒューマンエラーハンドブックを参照した内部事象出力運転時PRAでの人的過誤確率の設定方針を第3.1.3.1-24表に示す。

(ロ) 人的過誤確率の評価に当たっての従属性の考慮

タスク(作業又は緩和操作)間の従属性は、システムのアンアベイラビリティ若しくは事故シーケンス又はカットセットの発生頻度に対して大きな影響があることから、同一の事故シーケンスに複数の人的過誤が含まれる場合は、個々の操作が実行される時点でのプラント及び運転員の状況を踏まえ、先行する人的過誤との因果関係の有無を考慮する。なお特重施設を使用した緩和操作の従属性については、参考資料Ⅱに示す。

I トレン間従属性

1系統に対し、2トレン又はそれ以上のトレン数にわたり同様の認知又は操作を実施する場合、従属性を考慮し、そのレベルは完全従属とする。

II 同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性

- ・ 事象発生前と事象発生後の人的過誤事象間の従属性は考慮しない。
- ・ 事象発生後の同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性は考慮する。

- ・ 起因事象の要因となる人的過誤事象及び事象発生後の人的過誤事象間の従属性は考慮する。
- ・ 同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルは、NUREG/CR-6883 の SPAR-H (Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis) における従属性評価用のイベントツリーを用いて算出し、従属性を考慮した条件付き人的過誤確率はTHERP手法に基づき算出する。SPAR-Hの従属性評価用のイベントツリーを第3.1.3.1-34図に、また、ヒューマンエラーハンドブックを参照した従属レベルごとの人的過誤確率を第3.1.3.1-25表に示す。

(c) 回復操作の評価

回復操作は、運転基準に記載のあるものを対象としており、機器の故障により喪失した系統機能の回復には期待した評価を行う。具体的には、待機ポンプの起動操作等を期待する。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値(起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等)を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。事故シーケンスの定量化は、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum® PSAを使用して行った。

(b) 事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは 1.3×10^{-6} (/炉年)となった。

イ 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象別のCDFを第3.1.3.1-26表に示す。小破断LOCAを起因とする

CDFが全CDFの約4割を占め、次いで、中破断LOCA、原子炉補機冷却機能の全喪失となっている。CDFに対してLOCA関連の起因事象が支配的となった理由は、診断余裕が短く、必要となる操作も多いことから、人的過誤の影響が大きいことによるものである。川内1号機はLOCA発生後の再循環切替を手動で行う設計であるため、再循環切替に関連した人的過誤や、後段のシビアアクシデント(以下「SA」という。)対策の人的過誤との従属性により、CDFへの寄与が大きくなる結果が得られた。なお、中破断LOCAと比較して小破断LOCAのほうが中破断LOCAよりも寄与が大きくなった要因は、主に発生頻度の違いによるものである。

原子炉補機冷却機能の全喪失は、常設電動注入ポンプ等のSA対策による緩和手段に失敗した場合には炉心損傷に至ることから、全CDFへの寄与割合が高い結果となった。

原子炉容器破損はほかの起因事象と比較して起因事象発生頻度は小さいが、炉心損傷を回避する緩和手段がないことから、直接炉心損傷に至る。このため、当該事象の起因事象発生頻度がCDFとなり、全CDFに対する寄与割合が高い結果となった。

なお、重要事故シーケンス選定のためのPRAから追加された原子炉補機冷却機能の部分喪失、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)及びAC母線の1系列喪失は全CDFに対して1%未満の寄与であった。

ロ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.1-27表に示す。LOCA+再循環切替失敗関連の事故シーケンスが分類されるECCS再循環機能喪失のCDFが全CDFに対し高い寄与を有している。

ハ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.1-28表に示す。PDS別のCDFでは、小破断

LOCAと再循環切替操作失敗の組合せの寄与が含まれるSLWのCDFが最も高い値となった。

(3) 格納容器機能喪失頻度評価

内部事象出力運転時レベル2PRAの評価フローを第3.1.3.1-35図に示す。なお、本評価フローは、地震及び津波による影響を除き、地震出力運転時レベル2PRA及び津波出力運転時レベル2PRAにおいても同様である。

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

内部事象出力運転時レベル1PRAで得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスについて、事故の進展及び緩和操作の類似性からPDSを定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。

(a) プラント損傷状態の分類

(2)c. (d)イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(2)g. (b)ハに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

事故の進展に伴って原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷が生じ、その結果、格納容器破損に至る可能性がある。そのため、負荷の分析及び同定並びに負荷に対する格納容器構造健全性評価を行い、かつ、原子炉格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない事象も考慮し、格納容器機能喪失モードを設定する。

(a) 格納容器破損に至る負荷の分析及び同定

事故の進展に伴って生じる原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷による破損形態を抽出し、それらの負荷及び負荷がかかる格納容器構造物の部位に関する知見を整理する。なお、ここで整理した情報は格納容器イベントツリーの構築及び格納容器機能喪失頻度(以下「CFF」という。)の定量化にも用いる。

イ 負荷の分析

PWRのSAで考えられている事故進展の概要を第3.1.3.1-36図に示す。SA時において、「LOCA又はトランジェントから格納容器破損に至る事故シーケンス」と、「SGTR又はインターフェイスシステムLOCAから原子炉格納容器をバイパスする事故シーケンス」とでは、事故進展が大きく異なる。LOCA及びトランジェントの事故シーケンス並びにSGTR及びインターフェイスシステムLOCAを起因事象とし漏えい箇所の隔離に成功した事故シーケンスに対しては、原子炉格納容器の構造健全性が非常に重要となる。

第3.1.3.1-36図に示したPWRのSAで考えられている事故進展から、原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷による破損形態を抽出した結果を第3.1.3.1-29表に示し、これらの負荷による破損形態を事故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理した結果を第3.1.3.1-30表に示す。

ロ 負荷の同定

原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える次の負荷に対して、イ項で抽出した負荷による破損形態の種類ごとに、負荷がかかる格納容器構造物の部位を同定する。

- ・ 静的圧力荷重
- ・ 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル
- ・ 熱荷重、局所的な熱荷重

各負荷に対する知見として、国内外における実験成果の要点を以下に示す。各負荷がかかる格納容器構造物の部位及び各負荷に対する知見を整理した結果を第3.1.3.1-31表に示す。

(イ) 静的圧力荷重

I 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧

日米共同事業「格納容器信頼性実証試験構造挙動計画」の実証試

験に基づく実炉スケール解析評価においては、鋼製格納容器では、**BWR Mark II**の1/10縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験で、常温での漏えい耐力は、機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約**6Pd** (**Pd**:原子炉格納容器の最高使用圧力)あることを確認し、試験結果をほぼ模擬可能な解析モデルが構築された。**PWR**実炉スケールでは、構築された解析モデル化技術を適用した有限要素法解析を実施した結果、最高温度**200℃**時で**2Pd**程度までは十分な耐力があると判断されている。また、プレストレストコンクリート製格納容器(**PCCV**)では、縮尺モデル試験結果に基づく実炉スケール解析評価によって、**200℃**でも**2.5Pd**以上の気密漏えい耐力が確認されている。

(ロ) 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル

I 水素燃焼

水素爆燃については、既存の研究により、ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については、原子力発電技術機構(以下「**NUPEC**」という。)による大規模燃焼試験では、水素濃度**15vol%**(ドライ条件)でも爆轟に至らないことが確認されている。

また、**NUPEC/NRC/BNL**の高温燃焼試験では、水素濃度**15vol%**以下の領域において水蒸気濃度**25vol%**以上では**650K**(約**377℃**)の高温でも爆轟に至らないことなどが確認されている。

II 水蒸気爆発

大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。**NUPEC**の**UO₂**混合物を用いた水蒸気爆発実験では、水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスプラ研究所の**KROTOS**実験、韓国原子力研究所の**TROI**実験では、**UO₂**混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが、外部

トリガにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の溶融物を用いており実機の条件と異なる。また、日本原子力研究所の水蒸気爆発実験では、高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることが確認されている。一方、 UO_2 混合物を用いないが、近年のPULiMS試験においては水深が浅いプール水中に溶融物を落下させた場合における水蒸気爆発の発生が確認されている。

III 格納容器雰囲気直接加熱

格納容器雰囲気直接加熱の起こる確率は極めて小さいとされている。米国サンディア国立研究所(以下「SNL」という。)のWCプロジェクトでは、テルミット反応(アルミニウムにより金属酸化物を還元する反応。金属酸化物とアルミニウム粉末を混合して加熱することにより、金属酸化物の還元及びアルミニウムの酸化反応から発生する多量の熱を利用して溶融金属を生成することができる。)による溶融物を用いた試験が行われ、格納容器の温度上昇及び圧力上昇は設計基準内に抑えられたことが確認されている。また、COREXIT試験では、実炉溶融物を用いて試験を行い、テルミット反応による試験と比較して格納容器の最大圧力上昇が低く加圧効率も低いことが確認されている。

(ハ) 熱荷重、局所的な熱荷重

I 格納容器過温破損

NUPECの重要構造物安全評価試験では、電気配線貫通部で266～324℃、フランジガasketの場合は279～349℃で微小漏えいが観測されている。高電圧モジュールの場合には、400℃まで漏えいの発生は観測されていない。SNLの試験では圧力0.92MPaで371℃でも漏えいが生じていない。

II 格納容器直接接触

この現象はBWR Mark I特有の問題として捉えられていたものであり、米国PWRでの格納容器雰囲気直接加熱評価でも溶融炉心分散量は少ないという評価結果が得られていることから、この現象により格納容器機能喪失に至る確率は極めて小さいと考えられている。

III ベースマツト溶融貫通

実験的研究においても不確実さが高く負荷評価は難しいが、実際の溶融燃料を用いたCOTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッド(水中に溶融炉心が落下し、粒子化・固化して体積した物質)に浸透した冷却水により、MCCIが抑制された。また、近年のMCCIに関する実験及び研究から、クラスト(溶融物の周辺を覆う固化した溶融炉心の層)が形成されても次のように自重あるいは熱応力によって破砕されること又はコンクリートと溶融炉心の境界のギャップの発生等により冷却が促進されると考えられる。

- ・ 溶融炉心落下時、溶融炉心は完全には粒子化せず、床上を拡がり、床面との間にケーキ(溶融物が固化した塊状の溶融炉心)が形成される。ジェット(炉心から下部プレナムに落下する溶融炉心、あるいは下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心)の一部が粒子化して溶融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水と溶融炉心の間において比較的高い熱流束が維持される(MACE実験、CCI実験)。
- ・ 長期冷却時、溶融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破砕していくため、時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、溶融炉心全体が固化する。溶融炉心全体が固化した後の挙動においては、溶融炉心固化物の熱伝導

によって溶融炉心の冷却速度が制限されるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリートと溶融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される(クラスト強度のJNES解析研究、COTELS実験)。

(b) 格納容器構造健全性評価

(a)項で抽出した負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び健全性の判断基準を第3.1.3.1-32表に整理する。

(c) 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析

格納容器構造健全性評価とは別に、原子炉格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない事象について整理する。

イ 格納容器バイパス

格納容器バイパス事象として以下の3つを考慮する。

(イ) 蒸気発生器伝熱管破損

SGTRは、設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価と同様に、1基の蒸気発生器の伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、小破断LOCA相当の破断規模となる。

(ロ) 温度誘因蒸気発生器伝熱管破損

温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(以下「TI-SGTR」という。)は、1次系が高圧状態で炉心損傷に至る場合に、蒸気発生器伝熱管が長時間、高圧及び高温状態にさらされクリープ破損する現象である。NUREG/CR-6995では、この破損は以下の挙動と依存関係にあるとしており、炉心損傷後に1次系が高圧かつ2次系への給水がない事故シーケンスで発生する可能性が考えられる。

(TI-SGTRに影響するほかの挙動)

- ・ 1次系圧力状態
- ・ ホットレグ破損、原子炉容器破損
- ・ 2次系への注水
- ・ 2次系圧力状態
- ・ ループシール解除
- ・ RCPシールリーク／LOCAの流量及びタイミング

(ハ) インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAは、設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価での想定と同様に、小破断から中破断LOCA相当の破断規模と想定する。

ロ 格納容器隔離失敗

格納容器隔離失敗の判定条件は、重大事故発生時、格納容器隔離に係る設備・機器の損傷又は作動失敗によって原子炉格納容器外への漏えい経路が生じる場合を、その規模によらず格納容器隔離失敗とする。

(d) 格納容器機能喪失モードの選定

格納容器破損に至る事象並びに格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象に加えて、原子炉格納容器の健全性が維持される場合及び原子炉格納容器の破損を防止するために実施する特重設備(フィルタベント)により放射性物質を管理放出する場合を含め、川内1号機における格納容器機能喪失モードを選定する。格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.1-33表に示す。各格納容器機能喪失モードの概要を以下に示す。

イ 水蒸気爆発(α モード、 η モード)

高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力スパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発(α モード)と原子炉容器外での水蒸気爆発又は圧力スパイク(η

モード)に分類する。

ロ 水素燃焼又は爆轟(γ モード、 γ' モード、 γ'' モード)

ジルコニウム-水反応、MCCIにより発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象又は更にガス濃度が高い場合に爆燃若しくは爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前(γ モード)、直後(γ' モード)、長時間経過後(γ'' モード)に分類する。

ハ 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)

熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及びMCCIで発生する非凝縮性ガス(CO_2 など)の蓄積により、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類する。

ニ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損(θ モード)

炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として分類する。

ホ 格納容器雰囲気直接加熱(σ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象(微粒の液滴が蒸気又はガスによって運ばれる現象)で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

ヘ 格納容器直接接触(μ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

ト ベースマット溶融貫通 (ϵ モード)

溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に MCCIによりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として分類する。

チ 格納容器過温破損 (τ モード)

原子炉格納容器内温度が異常に上昇して過熱している状態で、貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類する。

リ 格納容器隔離失敗 (β モード)

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類する。

ヌ 格納容器バイパス (g モード、 v モード)

SGTR又はインターフェイスシステムLOCAを起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象をそれぞれ g モード及び v モードとして分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生するTI-SGTRも g モードに含める。

ル 格納容器ベント (ϕ モード)

事故時における原子炉格納容器の破損を防止するために、特重設備(フィルタベント)により原子炉格納容器外へ放射性物質を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを管理放出する事象として分類する。

c. 事故シーケンスの分析

PDSごとに、緩和設備の動作状態及びSA時の物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

(a) 事故シーケンスの特徴分析

イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象に対し、各PDSに対応させて、その発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析した結果を第3.1.3.1-34表に示す。

ロ 事故の緩和手段の分析

事故の緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射能雰囲気条件の下での運転操作可能性を検討した結果を第3.1.3.1-35表に示す。特重施設については、参考資料IIに示す。

(b) 格納容器イベントツリーの構築

イ 事故シーケンスの同定

(a) 項において整理したSA時の主要な物理化学現象と事故進展中に実施される緩和手段を考慮して、格納容器イベントツリーを構築する。

第3.1.3.1-34表の物理化学現象と第3.1.3.1-35表の緩和手段との関係を整理した結果を、第3.1.3.1-36表にまとめる。また、第3.1.3.1-36表の分析結果から、主要な物理化学現象及び緩和手段を格納容器イベントツリーのヘディングに選定し、定義を明確化した結果を第3.1.3.1-37表に示す。特重施設については、参考資料IIに示す。

選定したヘディングは、ヘディング間の従属性及び物理化学現象の発生時期及び緩和手段の実施時期等を考慮して順序付けする。なお、炉心損傷後のECCS及び格納容器スプレイ設備の再循環運転については、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞等の影響を考慮し、期待しないため、原子炉容器は必ず破損するとし、ヘディングとして原子炉容器破損は選定していない。

選定したヘディングについて、ヘディング間の従属性((c)項参照)を考慮して順位付けし、放射性物質の環境への放出を表すヘディングをイベントツリーの終端として格納容器機能喪失モードと対応付け((d)項参照)することで構築した格納容器イベントツリーを第3.1.3.1-37図に示す。特重施設を考慮した格納容器イベントツリーは参考資料IIに示す。

格納容器イベントツリーは、扱いの容易さを考慮して以下の3つの期間で分割して作成した。

T1: 原子炉容器破損前

T2: 原子炉容器破損直後

T3: 原子炉容器破損後長期

(c) 従属性のモデル化

イ 従属性の検討

格納容器イベントツリーで分類されたすべての事故シーケンスを対象として、物理化学現象の発生・拡大防止の可能性、緩和手段の従属性を分析する。

炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。但し、外部電源の復旧については、外部電源復旧確率が適切に評価できることから、炉心損傷前に外部電源が喪失しているシナリオに対して、被ばくの影響がない範囲において外部電源の復旧を考慮する。ここで、被ばくの影響がない範囲としては、外部電源の復旧の作業場所・内容を特定できないことから、後述する事故進展解析に基づき、燃料から放射性物質が放出されない燃料被覆管破損までの時間を設定する。

ロ シビアアクシデント現象及び緩和手段の従属性

第3.1.3.1-37表及び特重施設については参考資料IIで定義したヘディングの状態が発生する確率は、ほかの複数のヘディングの状態へ従属して決

定される場合がある。この場合、従属するヘディングは、その複数の従属先のヘディングの状態が確定していなければ、そのヘディングにおける分岐確率を決定できない。また、ヘディングの従属性を明確にしていなければヘディングの順序を決定する事ができない。このため、選定したヘディング間の従属性を整理し、その結果を第3.1.3.1-38表に示す。特重施設を含む従属性の整理については参考資料IIに示す。

(d) 格納容器機能喪失モードの割付け

イ 事故シーケンスの最終状態

b.項で検討した格納容器機能喪失モードを(b)項で構築した格納容器イベントツリーに割り付け、格納容器の最終状態を設定した。

ロ 格納容器が健全な場合の扱い

格納容器の健全性が維持される事故シーケンス及び特重施設により放射性物質を管理放出する事故シーケンスに対しても格納容器機能喪失モードを設定した。

d. 事故進展解析の実施

プラント構成・情報の調査結果及び事故シーケンスを定義する格納容器イベントツリーのヘディングの組合せから、代表事故シーケンスごとに解析条件を設定する。プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、SA時の物理化学現象による格納容器負荷を解析し、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めることを目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

(a) 解析対象事故シーケンスの選定

PDSごとに、そのPDSを代表する事故シーケンスを事故進展解析の対象として選定する。選定に際しては、CDFが大きく確率的にそのPDSを代表し、

かつ、安全設備及び緩和操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に早い事故シーケンスを考慮する。選定した事故シーケンスを第3.1.3.1-39表に示す。本評価では、e.項で実施する物理化学現象に係るヘディングの分岐確率を設定する上で必要となるPDSの事故シーケンスに対して、事故進展解析を実施する。

なお、本評価においては炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、AEI、SEI、TEIについてはそれぞれAEW、SEW、TEWと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を行っていない。また、PDSが**Cとなる格納容器先行破損シナリオ及びPDSがV、Gである格納容器バイパス事象は、物理化学現象に係るヘディングは考慮せず、直接格納容器機能喪失に至るとしていることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

(b) 事故進展解析の条件設定

イ 解析において考慮すべき項目

事故進展解析においては、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作などを模擬することができる解析コードを使用することとする。

ロ 解析条件の設定

プラント構成・特性の調査を踏まえて設定した、全ての解析に対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第3.1.3.1-40表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの起因事象及び設備作動状況に関する解析条件を第3.1.3.1-41表に示す。

ハ 実機適用可能な手法の使用

事故進展解析には、炉心、1次系、2次系及び原子炉格納容器内の挙動を詳細に模擬し、事故発生から格納容器破損以降の放射能放出過程まで

フルスコープで評価可能なMAAP (Modular Accident Analysis Program) コードを使用する。当該プラントの1次系のノーディング、原子炉格納容器のノーディングをそれぞれ第3.1.3.1-38図及び第3.1.3.1-39図に示す。なお、MAAPコードは米国IDCORプログラム (Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム)の中で開発され、所有権がEPRIに移管されたコードであり、国内外で多数の実機適用実績を持つ検証されたコードである。

(c) 事故進展解析

選定した事故シーケンスについて、プラントの熱水力挙動を解析することによって、事故シーケンスに特有な事故の進展を明らかにする。1次系及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第3.1.3.1-42表に示す。

格納容器イベントツリーの定量化に必要なSA時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱、水蒸気爆発、ベースマット溶融貫通等の負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第3.1.3.1-43表に示す。また、事故進展解析のパラメータが確率評価に与える影響について第3.1.3.1-44表に、詳細を参考資料Iに示す。

それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。

イ プラント損傷状態:AED

AEDに分類される事故シーケンスは、大破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約5.4時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約154℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけては4vol%(ウェット条件)未満で、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。

ロ プラント損傷状態:AED+緩和策

イ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけては4vol%(ウェット条件)未満で、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

ハ プラント損傷状態:AEW

AEWに分類される事故シーケンスは、大破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設

定値に達し、約12時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約152℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。

ニ プラント損傷状態: AEW+緩和策

ハ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

ホ プラント損傷状態: SED

SEDに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約8.4時間で最高使

用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約152℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

へ プラント損傷状態:SED+緩和策

ホ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。

- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ト プラント損傷状態:SEW

SEWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約1.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約150°C、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

チ プラント損傷状態:SEW+緩和策

ト項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による

1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット熔融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、熔融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

リ プラント損傷状態:SLW

SLWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約1.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約12時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約154℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて

4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ヌ プラント損傷状態:SLW + 緩和策

リ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

ル プラント損傷状態:SLI

SLIに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納

容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器スプレイによる格納容器雰囲気除熱に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。但し、分岐確率の定量化に当たっては、格納容器スプレイ再循環には期待しない。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ヲ プラント損傷状態:TED

TEDに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約11時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約157℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前では水素濃度が4vol%(ウェット条件)以上であるが、水蒸気濃度が高いため水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて水素濃度は4vol%(ウェット条件)未満となり水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸

気爆発の可能性は低い。

- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

ワ プラント損傷状態:TED+緩和策

ワ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

カ プラント損傷状態:TEW

TEWに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格

格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約3.0時間で格納容器スプレイ作動設定圧に達し、約16時間で最高使用圧力の2倍に到達する。このときの原子炉格納容器内温度は約162℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol% (ウェット条件) 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では水素濃度は4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

ヨ プラント損傷状態:TEW+緩和策

カ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて、4vol% (ウェット条件) 以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原

原子炉容器破損後長期では4vol% (ウェット条件) 以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(d) シビアアクシデント時の物理化学現象の発生及び負荷の分析

イ 格納容器負荷の分析

放射性物質閉じ込め機能に影響するSA時の物理化学現象の発生の有無及び発生に伴う格納容器への負荷を分析した。第3.1.3.1-43表に選定した事故シーケンスごとの格納容器負荷の解析結果を示す。

ロ 格納容器破損に関する検討

格納容器構造健全性の判断基準と事故進展解析結果とを比較し、格納容器破損の有無及びその後の事故進展への影響を分析した。格納容器破損の有無については(c)項に記載しており、緩和策のないシーケンスの多くにおいて、水素燃焼やベースマット溶融貫通等が発生しない場合でも、いずれ過圧破損に至る結果となった。

(e) 事故の緩和手段の時間余裕の解析

事故進展解析により求められた炉心損傷、原子炉容器破損の事象発生時期等を参照し、c.項で抽出した緩和手段に対して操作余裕時間である診断時間を設定した。各緩和手段の操作に対する診断項目及び診断時間の設定結果を参考資料Iに示す。

e. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDSごとに、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率から、CFFを算出する。

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

格納容器イベントツリーの各ヘディングにおける分岐確率は、MAAPコードによる事故進展解析結果及びSAの各物理化学現象に関する研究成果に関する知見、並びに安全設備及び事故緩和設備の特徴を基にして設定する。また格納容器への負荷の同定及び格納容器構造健全性評価による格納容器構造健全性の判断基準、事故シーケンスの特徴分析及び従属性の整理、並びに事故シーケンスごとの事故進展解析結果及び物理化学現象による格納容器負荷に基づき、機器・システム及び人的過誤並びに物理化学現象を含む格納容器イベントツリーの各分岐の分岐確率の平均値を評価することで、当該分岐の確率分布を設定する。なお、ここで評価した平均値は分岐確率の点推定値の評価に適用する。

各ヘディングの分岐確率の設定の考え方を第3.1.3.1-45表に、詳細を参考資料Iに示す。また、本評価における格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定結果を参考資料Iに示す。特重施設については参考資料IIに示す。以下に分岐確率の設定の概要を示す。

イ 機器・システム及び操作

機器・システム及び操作の分岐確率は、機器・システムの故障と故障した機器・システムの回復操作、格納容器機能喪失の防止手段及び放射性物質放出量の緩和操作からなる緩和手段に関する分岐確率であり、操作に係る機器・システムの故障確率及び人的過誤確率から評価する。レベルIPRAと同様に、機器・システムの故障確率はシステム信頼性解析に、人的過誤確率は人間信頼性解析にそれぞれ基づいて設定した。