

女川原子力発電所 2 号炉

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

平成 2 7 年 7 月 1 6 日

東北電力株式会社

目 次

はじめに

- 1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について
 - 1.1 事故シーケンスグループの分析について
 - 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出, 整理
 - 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
 - 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて
 - 1.3 重要事故シーケンスの選定について
 - 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方
 - 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

- 2 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について
 - 2.1 格納容器破損モードの分析について
 - 2.1.1 格納容器破損モードの抽出, 整理
 - 2.1.2 レベル1.5 PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討
 - 2.2 評価事故シーケンスの選定について
 - 2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定
 - 2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方
 - 2.2.3 評価事故シーケンスの選定
 - 2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

- 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について
 - 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について
 - 3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理
 - 3.2 重要事故シーケンスの選定について

- 4 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活用したPRAの実施プロセスについて

表

- 第 1-1 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス
- 第 1-2 表 P R A 結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
- 第 1-3 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度 (内部事象, 地震, 津波 P R A)
- 第 1-4 表 重要事故シーケンス等の選定について

- 第 2-1 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度
- 第 2-2 表 評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について
- 第 2-3 表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について

- 第 3-1 表 運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
- 第 3-2 表 重要事故シーケンス (運転停止中) の選定について
- 第 3-3 表 炉心損傷までの余裕時間について

図

- 第 1-1 図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 1-2 図 P R A におけるイベントツリー
- 第 1-3 図 (1) 地震 P R A 階層イベントツリー
- 第 1-3 図 (2) 地震 P R A イベントツリー (外部電源喪失)
- 第 1-3 図 (3) 地震 P R A イベントツリー (全交流動力電源喪失)
- 第 1-4 図 (1) 津波 P R A 階層イベントツリー (O. P. 29m 以上 35. 2m 未満)
- 第 1-4 図 (2) 津波 P R A 階層イベントツリー (O. P. 35. 2m 以上 38. 6m 未満)
- 第 1-4 図 (3) 津波 P R A 階層イベントツリー (O. P. 38. 6m 以上)
- 第 1-4 図 (4) 津波 P R A イベントツリー (全交流動力電源喪失)
- 第 1-5 図 プラント全体の CDF
- 第 1-6 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

- 第 2-1 図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 2-2 図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード
- 第 2-3 図 格納容器イベントツリー
- 第 2-4 図 レベル 1. 5 P R A の定量化結果 (格納容器破損モードごとの寄与割合)

- 第 3-1 図 運転停止中原子炉における事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 3-2 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
- 第 3-3 図 停止時 P R A におけるイベントツリー
- 第 3-4 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

別紙

- 1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象（地震・津波以外）の考慮について
- 2 外部事象に特有の事故シーケンスについて
- 3 国内外の重大事故対策に係る設備例について
- 4 女川2号炉 PRAにおける主要なカットセットについて
- 5 地震PRA，津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策等について
- 6 格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について
- 7 PCV隔離の想定について
- 8 炉内FCIの格納容器破損モードの除外理由について
- 9 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）
- 10 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性
- 11 「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況
- 12 女川2号炉 PRAピアレビュー実施結果について

はじめに

「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」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下、「解釈」という。）に基づき、重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（P R A）を活用している。

当社は従来より定期安全レビュー（P S R）等の機会に内部事象レベル 1 P R A（出力運転時、停止時）、レベル 1. 5 P R A の評価を実施してきており、これらの P R A 手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有するレベル 1 地震 P R A 及びレベル 1 津波 P R A を適用対象とし、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

また、P R A が適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。

今回実施する P R A の目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象として P R A モデルを構築した。

< 今回の P R A 評価対象 >

対象	許認可対象	モデル化採否
設計基準対象施設	対象	モデル化する※1
AM策 (平成 4 年計画以前)	一部を除き 対象外	「設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作」、「常用系である給復水系（通常停止時）」※2、「外部電源復旧」※2等はモデル化する。
AM策 (平成 4 年計画・整備)	対象外	モデル化しない
緊急安全対策	対象外	モデル化しない
重大事故等対処施設	現在申請中	モデル化しない

※1 地震及び津波の P R A については、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。

※2 地震・津波 P R A では考慮しない。

1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第1-1図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ① 内部事象PRA, 外部事象PRA (適用可能なものとして地震, 津波を選定) 及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から事故シーケンスを抽出し, 解釈の記載との比較検討・分類を行った。
- ② 抽出された事故シーケンスのうち, 外部事象特有の影響の特定が困難な事故シーケンスの頻度・影響を総合的に確認の上, 事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断し, 事故規模に応じて対応を行い, 大規模な場合は大規模損壊対策にて考慮することとした。
- ③ 国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスは格納容器防止対策の有効性評価の対象として取り扱うこととした。
- ④ その他の炉心損傷防止対策の対象範囲となる全事故シーケンスに対し, 事故シーケンスグループごとに「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド (以下, 「審査ガイド」という。)」に記載の観点 (共通原因故障・系統間依存性, 余裕時間, 設備容量, 代表性) に基づき, 有効性評価の対象となる重要事故シーケンスを選定した。

1.1 事故シーケンスグループの分析について

解釈において、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの選定の個別プラント評価による抽出に関し、次のとおり記載されている。

1-1

(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

① BWR

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ LOCA時注水機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

これを踏まえ、女川2号炉を対象とした確率論的リスク評価（PRA）の知見等を活用して、事故シーケンスグループの分析を実施している。

内部事象レベル1 PRA（出力運転時）に加えて外部事象について、現段階で適用可能なものとして、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有するレベル1地震及びレベル1津波PRAを用いて事故シーケンスグループ等の評価を行うこととしている。

また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施している。

なお、当社では、福島第一原子力発電所事故発生以降、緊急安全対策を含めた様々な安全性向上策を整備してきているが、炉心損傷防止対策の有効性評価を行

う事故シーケンスグループの選定という今回の設置変更許可申請での位置付けを考慮し、従来より整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故対策設備などを含めない、設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でP R Aモデルを構築し、内部事象に加えて適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル1 P R Aについて評価を実施している。

これらのP R Aの知見等を活用した事故シーケンスグループの分析結果について以下に示す。

1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) P R Aに基づく整理

内部事象レベル1 P R Aにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第1-2図に示すイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。地震P R Aや津波P R Aにおいては、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至るシーケンスや地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至るシーケンスについても取り扱っている。

具体的には、地震P R A及び津波P R Aでは、内部事象P R Aでは想定していない複数機器・複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーの形で整理することで、複合的な事象発生を組み合わせた事故シーケンスの抽出を実施している。第1-3図に地震P R Aの階層イベントツリー、第1-4図に津波P R Aの階層イベントツリーを示す。

地震P R Aでは、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、圧力容器損傷、計測・制御系喪失等の広範な緩和設備の同時喪失といった緩和系に期待できない事象も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。

また、津波P R Aでは、津波による敷地内浸水により、複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、防潮堤機能喪失については、広範な緩和設備が喪失する事象として、緩和系に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。

内部事象P R A、地震P R A、津波P R Aの各イベントツリーにより抽出した事故シーケンスを第1-1表に、評価結果を第1-5図及び第1-6図に示す。

(2) P R Aに代わる検討に基づく整理

今回P R Aを実施可能でないものと判断した地震・津波以外の外部事象のうち、

溢水、火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、隔離事象、S/R弁誤開放等の事象が想定される。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地すべり、火山の影響、生物学的影響、森林火災等については安全上重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失、送電鉄塔等の機能喪失による交流電源喪失等及び建屋・構築物の損傷による主要な緩和系の広範な機能喪失が想定されるが、いずれも今回のPRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定している。（別紙1）

1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

第1-1表に示す各事故シーケンスについて、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループとの対応について検討を行った。

1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- (b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

上記記載に基づき、事故シーケンスグループを分類すると以下の通り分類することができる。

1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ L O C A時注水機能喪失

1-2 (b)に分類される事故シーケンスグループ

- ・崩壊熱除去機能喪失
- ・原子炉停止機能喪失
- ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

解釈では、(a)に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後に格納容器の機能に期待できるものであり、炉心損傷を防止するための十分な対策（国内外の先進的な対策と同等のもの）が講じられており、その有効性を確認することとされている。一方、(b)に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷を防止するための対策の有効性を確認することとされている。

1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループについて

今回実施したレベル1 PRAにより抽出した第1-1表に示す各事故シーケンスについて分類した結果は第1-2表の通りであり、喪失した緩和機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から事故シーケンスを分類した。喪失した緩和機能が同一であれば対策は基本的に同じであるため、各事故シーケンスのグループ化を行い、解釈で想定する7つの事故シーケンスグループとの関係について以下の通り整理した。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失

事象発生後、高圧注水機能や低圧注水機能が喪失した場合、炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては、「高圧・低圧注水機能喪失」に該当し、対策としては高圧代替注水系等が考えられる。

(b) 高圧注水・減圧機能喪失

事象発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉の減圧に失敗した場合には、低圧注水機能が使用できないため、炉心への注水ができずに炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては、「高圧注水・減圧機能喪失」に該当し、対策としては代替自動減圧機能等が考えられる。

(c) 全交流動力電源喪失

外部電源が喪失する過渡事象時に、非常用電源などの電源の確保に失敗し、炉心損傷に至る。

事故シーケンスグループとしては、「全交流動力電源喪失」に該当し、対策としては、常設代替交流電源設備等が考えられる。

(d) 崩壊熱除去機能喪失

原子炉の注水に成功した場合においても、格納容器熱除去機能が喪失した場

合には、炉心損傷前に格納容器が加圧により破損し、その後、炉心損傷に至る。

事故シーケンスグループとしては、「崩壊熱除去機能喪失」に該当し、対策としては原子炉格納容器圧力逃がし装置等が考えられる。

(e) 原子炉停止機能喪失

原子炉を臨界状態から未臨界状態にし、原子炉を安全な状態に移行する。この機能が喪失した場合、原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷に至る。

事故シーケンスグループとしては、「原子炉停止機能喪失」に該当し、対策としては代替制御棒挿入機能+代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等が考えられる。

(f) LOCA時注水機能喪失

LOCA時注水機能喪失は、LOCAが発生した後、高圧注水機能と低圧注水機能が喪失し、炉心損傷に至る。

LOCA時注水機能喪失は、破断口の大きさに応じて、AE（大破断LOCA）、S1E（中破断LOCA）及びS2E（小破断LOCA）に分類しており、炉心損傷回避可能な緩和系、原子炉の状態が異なる。

LOCA時注水機能喪失において炉心損傷回避が可能なLOCAの範囲は、原子炉隔離時冷却系による炉心損傷回避が可能な範囲であり、対策としては、高圧代替注水系、又は、減圧及び低圧代替注水系による原子炉注水が考えられる。

また、中破断LOCAの規模を超えるLOCAが発生した場合には、炉心損傷を回避するためにECCS系相当の容量の注水設備がシーケンシャルに動作することが必要であり、国内外の先進的な対策を考慮しても、全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難である。このため、炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策の有効性を確認することとしている。

(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

冷却材が格納容器外に漏えいする格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）については、漏えい防止に失敗することで炉心損傷に至る。

事故シーケンスグループとしては、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」に該当し、対策としては原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所の隔離、減圧による原子炉冷却材の漏えいの抑制等が考えられる。

1.1.2.2 新たな事故シーケンスグループの追加について

第1-1表に整理した各事故シーケンスのうち、外部事象である地震・津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと直接的に対応し

ないものとして、以下に示す8つの事故シーケンスが抽出された。

○原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内の全ての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する可能性があり、原子炉への注水を行った場合においても炉心損傷に至る事象として抽出した。

○制御建屋損傷

制御建屋の損傷により非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失もしくは、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により緩和設備の制御機能が喪失し、炉心損傷に至る事象として抽出した。

○格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、格納容器内の全ての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する可能性があり、原子炉注水できないと想定されるため炉心損傷を回避できず、併せて格納容器先行破損が発生することを想定した事故シーケンスである。

○圧力容器損傷

地震により原子炉圧力容器が損傷し、大規模なLOCAが発生し、ECCS注入機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。

○計測・制御系喪失

計測・制御系機器の同時機能喪失により、非常用電源、ECCS、RHR等の緩和設備が制御不能になり炉心損傷に至る事象として抽出した。

○制御建屋空調系喪失

地震による制御建屋空調系喪失により、直流電源および中央制御盤が機能喪失し炉心損傷に至る事象として抽出した。

○格納容器バイパス

地震により格納容器外の配管が破断し、隔離弁の閉失敗が同時に発生することにより格納容器をバイパスした冷却材流出が発生し、炉心損傷に至る事象として抽出した。

○防潮堤機能喪失

防潮堤機能喪失により敷地内及び建屋内が浸水し外部電源喪失が発生後、非常用電源、ECCS、RHR等の事故緩和設備が機能喪失することを想定し、炉心損傷に至る事象として抽出した。

ここで、「格納容器損傷」および「格納容器バイパス」については、炉心損傷後の格納容器の機能に期待できない事象として炉心損傷防止対策の有効性を確認するとしている解釈の記載1-2(b)に分類されるものの、有効な炉心損傷防止対策を確保できない事故シーケンスである。

また、「原子炉建屋損傷」、「制御建屋損傷」、「圧力容器損傷」、「計測・制御系喪失」、「制御建屋空調系喪失」、「防潮堤機能喪失」についても、炉心損傷後の格納容器の機能には必ずしも期待できるとは言えない事故シーケンスとなる。

これらの各事故シーケンスには炉心損傷に直結するような大規模な事象から炉心損傷防止対策等により炉心損傷を回避、格納容器機能を維持できる可能性のある小規模な事象まで多様なケースが想定される。一方、地震、津波が発生した場合の損傷状態及び機能喪失する機器やその割合を特定することは困難であることから、これらの様々な規模の事象を含む事故シーケンス全体を1つの外部事象特有の事故シーケンスグループと考え、解釈で必ず想定するとされている事故シーケンスグループと異なる新たな事故シーケンスグループとしての設定要否について検討を実施した。（別紙2）

（頻度の観点）

これらの各事故シーケンスグループについて炉心損傷頻度の確認を行った結果、炉心損傷頻度が最も大きい事故シーケンスグループである「制御建屋空調系喪失」においては、炉心損傷頻度は 5.9×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度（ 8.2×10^{-5} /炉年）に対して0.7%程度であるため、本事故シーケンスグループの全炉心損傷頻度に占める割合は小さいと考えられ、解釈で必ず想定される事故シーケンスグループよりも小さい炉心損傷頻度と推定できる。

（影響の観点）

これらの各事故シーケンスグループが発生した際の影響としては、具体的には炉心損傷に至るまでの時間余裕、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量などの着眼点が考えられるが、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組み合わせを特定することは困難であり、炉心損傷に至らない小規模な事象から、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失

するような深刻な事故まで、事象発生時にプラントに及ぼす影響は大きな幅を有する。したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。

具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく。

上記の通り、頻度及び影響の観点から総合的に判断し、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はないものと判断した。

これらを除くその他の事故シーケンスについては、第1-2表に示す通りPRAで抽出された事故シーケンスが解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループのいずれかに整理できることを確認できており、PRAの知見等を踏まえ、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

事故シーケンスグループ別に事故シーケンス、炉心損傷防止対策等について整理した結果を第1-3表に示す。

解釈1-2(a)に分類される事故シーケンスに対しては、「国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていること」とされているが、第1-3表に整理した事故シーケンスには国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスも存在する。

以下に示すシーケンスにおいては、炉心損傷を回避するためには、ECCS系相当の容量の注水設備がシーケンシャルに動作することが必要であり、国内外の先進的な対策を考慮しても、全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスに該当する。

なお、国内外の先進的な対策と女川2号炉の対策の比較を別紙3に示す。

- ・ 中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗[※]
- ・ 中小LOCA+高圧ECCS失敗+原子炉自動減圧失敗[※]
- ・ 大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗
- ・ ELOCA

※これらの事故シーケンスのうち、小LOCAについては炉心損傷回避が可能であるが、中小LOCAに分類している。

PRAの定量化結果（第1-2表及び第1-3表）から、全炉心損傷頻度の約96.4%を占める事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。

これを踏まえ、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シーケンスについては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器圧力逃がし装置によるベント等による格納容器破損防止対策の有効性を確認することとし、これらを除く事故シーケンスを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象となる事故シーケンスの選定を実施することとした。

なお、これらの事故シーケンスに対しても、炉心への注水の継続による炉心損傷の拡大抑制など影響を緩和できる可能性があり、状況に応じて可能な対応を実施していく。

1.3 重要事故シーケンスの選定について

1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方

設置変更許可申請における重大事故等対処設備の有効性評価の実施に際しては事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンス選定にあたっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シーケンスの選定にあたっての具体的な検討内容は以下のとおりであり、選定結果を第1-4表に示す。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。
- d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

a. 共通原因故障，系統間依存性の観点

共通原因故障についてはフォールトツリーモデル化の際に考慮している。系統間の機能の依存性について、例えば、安全機能のサポート機能喪失（「全交流動力電源喪失」）は、それらを必要とする機器が使用できないものとして系統間依存性が大きいと評価した（第1-4表中「高」で記載）。

また、「高圧・低圧注水機能喪失」，「高圧注水・減圧機能喪失」，「崩壊熱除去機能喪失」におけるサポート系喪失事象では、喪失したサポート系を必要とする安全機能が使えないものの、その他の安全機能は使用できることから、系統間依存性があるものの、「全交流動力電源喪失」のシーケンスに比べると系統間依存性は小さいと評価した（第1-4表中「中」で記載）。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

【例．事故シーケンスグループ(a)高圧・低圧注水機能喪失】

サポート系喪失時には、喪失した系統をサポート系として必要とする機器（ECCS系ポンプ）を使用できないものとして考慮。

b. 余裕時間の観点

重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

【例1. 事故シーケンスグループ(b) 高圧注水・減圧機能喪失】

事象進展が早い過渡事象は、重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。

【例2. 事故シーケンスグループ(c) 全交流動力電源喪失】

RCICによる注水成功時は、炉心注水に成功していることから、炉心損傷に至るまでの余裕時間は比較的長くなる。

c. 設備容量の観点

炉心損傷防止対策として減圧の際に必要な弁容量や冷却の際に必要な注水量といった設備容量にかかる要求が大きくなるシーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(a) 高圧・低圧注水機能喪失】

事象進展が早い過渡事象は、炉心損傷防止のために要求される設備容量が大きくなる。

d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

各事故シーケンスグループにおいて、当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が大きく、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下の通り選定している。選定理由を第1-4表に示す。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失

①事故シーケンス

- ・ 過渡事象 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗
- ・ 過渡事象 + SRV再閉失敗 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗

- ・手動停止＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗
- ・手動停止＋SRV再閉失敗＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗
- ・サポート系喪失＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗
- ・サポート系喪失＋SRV再閉失敗＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗

②選定理由

着眼点a, b, c, dの評価結果より、「過渡事象＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定し、過渡事象としては、水位低下が厳しい給水流量の全喪失を選定する。

③選定結果

- ・過渡事象＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・高圧代替注水系による原子炉冷却
- ・低圧代替注水系(常設)による原子炉冷却
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器雰囲気冷却
- ・原子炉格納容器圧力逃がし装置による崩壊熱除去

(b) 高圧注水・減圧機能喪失

①事故シーケンス

- ・過渡事象＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗
- ・手動停止＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗
- ・サポート系喪失＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗

②選定理由

着眼点a, b, c, dの評価結果より、「過渡事象＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定し、過渡事象としては、水位低下が厳しい給水流量の全喪失を選定する。

③選定結果

- ・過渡事象＋高圧ECCS失敗＋原子炉手動減圧失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・代替自動減圧機能による原子炉減圧
- ・低圧ECCSによる原子炉冷却

(c) 全交流動力電源喪失

①事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗
- ・外部電源喪失＋DG失敗＋SRV再閉失敗＋HPCS失敗

- ・外部電源喪失+DG失敗+高圧ECCS失敗
- ・外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗
- ・原子炉建屋外壁扉機能喪失

②選定理由

着眼点a, b, c, dの評価結果より, 「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

③選定結果

- ・外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却
- ・低圧代替注水系(常設)による原子炉冷却
- ・原子炉補機代替冷却系による崩壊熱除去
- ・所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給
- ・常設代替交流電源設備による電源供給

(d) 崩壊熱除去機能喪失

①事故シーケンス

- ・過渡事象+崩壊熱除去失敗
- ・過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗
- ・手動停止+崩壊熱除去失敗
- ・手動停止+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗
- ・サポート系喪失+崩壊熱除去失敗
- ・サポート系喪失+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗
- ・中小LOCA+崩壊熱除去失敗
- ・大LOCA+崩壊熱除去失敗

②選定理由

「中小LOCA」及び「大LOCA」については、LOCAを起因とする事故シーケンスグループにおいて評価するものとし、「SRV再閉失敗」については、中小LOCA相当の漏えい量を想定している。

着眼点a, b, c, dの評価結果より, 「過渡事象+崩壊熱除去失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

崩壊熱除去機能喪失としては、審査ガイドに従い、「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」を選定する。

③選定結果

- ・過渡事象+崩壊熱除去失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

（取水機能が喪失した場合）

- ・原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却
- ・低圧代替注水系（常設）による原子炉冷却
- ・原子炉補機代替冷却系による崩壊熱除去
- ・常設代替交流電源設備による電源供給

（残留熱除去系が故障した場合）

- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉冷却
- ・原子炉格納容器代替スプレー冷却系による格納容器雰囲気の冷却
- ・原子炉格納容器圧力逃がし装置による崩壊熱除去

(e) 原子炉停止機能喪失

①事故シーケンス

- ・過渡事象＋原子炉停止失敗
- ・中小LOCA＋原子炉停止失敗
- ・大LOCA＋原子炉停止失敗

②選定理由

着眼点a, b, c, dの評価結果より、「過渡事象＋原子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定し、事象の厳しさの観点から、原子炉圧力の上昇が厳しい事象である主蒸気隔離弁の誤閉止を起因事象として選定する。

③選定結果

- ・過渡事象＋原子炉停止失敗（重大事故対策である代替制御棒挿入機能については、保守的に作動しないものと仮定）

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による未臨界確保
- ・ほう酸水注入系による未臨界確保
- ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による自動減圧系作動阻止
- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉冷却

(f) LOCA時注水機能喪失

①事故シーケンス

- ・中小LOCA＋高圧ECCS失敗＋低圧ECCS失敗
- ・中小LOCA＋高圧ECCS失敗＋原子炉自動減圧失敗

②選定理由

中小LOCAのうち、炉心損傷防止が可能である小LOCAを対象とした。

着眼点a, b, c, dの評価結果より、「中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

審査ガイド記載の解析条件（「低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を仮定する」）、また、原子炉自動減圧失敗及び崩壊熱除去機能喪失の重畳を考慮し、有効性評価においては、「中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗」+原子炉自動減圧失敗+崩壊熱除去機能喪失」について対策の有効性を確認する。（大LOCAについては、炉心損傷防止対策を有効に実施することはできないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認する。）

③選定結果

- ・ 中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗（破断面積約 6 cm²を想定）

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 高圧代替注水系による原子炉冷却
- ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉冷却
- ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器雰囲気冷却
- ・ 原子炉格納容器圧力逃がし装置による崩壊熱除去
- ・ 常設代替交流電源設備による電源供給

(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

①事故シーケンス

- ・ インターフェイスシステムLOCA

②選定理由

格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）に係る事故シーケンスは「インターフェイスシステムLOCA」のみである。

代表性の観点から、運転中に弁の開閉試験を実施する系統である高圧炉心スプレイ系の吸込配管の破断を起因事象として選定する。

③選定結果

- ・ インターフェイスシステムLOCA

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却
- ・ 逃がし安全弁による原子炉手動減圧
- ・ 低圧ECCSによる原子炉冷却
- ・ 発生箇所の隔離

なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心

損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し，炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等を概ね確認している。（別紙4）

また，地震，津波の主要な事故シーケンスのうち，地震，津波特有の事象以外については，内部事象と同様な炉心損傷防止対策が有効なことから，事故シーケンスは同等と評価することは妥当と考えている。（別紙5）

第1-1表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス(1/2)

起回事象	イベントツリーより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
過渡事象	過渡事象+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	○	—	(1)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	○	—	(2)
	過渡事象+高圧 ECCS 失敗+手動減圧失敗	○	○	—	(3)
	過渡事象+除熱失敗	○	○	—	(4)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+除熱失敗	○	○	—	(5)
	過渡事象+原子炉停止失敗	○	○	○	(6)
外部電源喪失	外部電源喪失+DG 失敗+HPCS 失敗	○	○	○	(7)
	外部電源喪失+DG 失敗+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗	○	○	○	(8)
	外部電源喪失+DG 失敗+高圧 ECCS 失敗	○	○	○	(9)
	外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS 失敗	○	○	○	(10)
通常停止 ／サポート系喪失	手動停止+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(11)
	手動停止+SRV 再閉失敗+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(12)
	サポート系喪失+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(13)
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(14)
	手動停止+高圧 ECCS 失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(15)
	サポート系喪失+高圧 ECCS 失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(16)
	手動停止+除熱失敗	○	—	—	(17)
	手動停止+SRV 再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(18)
	サポート系喪失+除熱失敗	○	—	—	(19)
サポート系喪失+SRV 再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(20)	

第 1-1 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス (2/2)

起回事象	イベントツリーより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケンス No.
冷却材喪失 事象	中小 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(21)
	大 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(22)
	中小 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(23)
	大 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(24)
	中小 LOCA+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(25)
	中小 LOCA+高圧 ECCS 失敗+原子炉自動減圧 失敗	○	—	—	(26)
	大 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	○	(27)
ISLOCA	ISLOCA	○	—	—	(28)
地震起回事 象	原子炉建屋損傷	—	○	—	(29)
	制御建屋損傷	—	○	—	(30)
	格納容器損傷	—	○	—	(31)
	圧力容器損傷	—	○	—	(32)
	大・中・小 LOCA を包絡する ECCS 容量を超え る原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	—	○	—	(33)
	計測・制御系喪失	—	○	—	(34)
	制御建屋空調系喪失	—	○	—	(35)
	格納容器バイパス	—	○	—	(36)
津波起回事 象	防潮堤機能喪失	—	—	○	(37)

第1-2表 PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケンス No.	シーケンス別CDF(/炉年)				寄与割合	炉心損傷に至る 主要因	グループ別 CDF(/炉年)	全CDFへの 寄与割合	事故シーケンス グループ	規則解釈
		内部事象	地震	津波	合計						
1 過渡事象+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗 過渡事象+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗 手動停止+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗 手動停止+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗 サポート系喪失+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗 サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	(1)	1.5E-11	2.2E-08	-	2.2E-08	<0.1%	原子炉注水に 失敗	2.2E-08	<0.1%	高圧・低圧注水 機能喪失	1-2(a)
	(2)	5.4E-12	-	-	-						
	(11)	4.6E-13	-	-	4.6E-13	<0.1%					
	(12)	2.1E-13	-	-	2.1E-13	<0.1%					
	(13)	7.7E-12	-	-	7.7E-12	<0.1%					
2 過渡事象+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗 手動停止+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗 サポート系喪失+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗	(3)	1.8E-07	7.9E-07	-	9.7E-07	1.2%	原子炉減圧に 失敗	9.8E-07	1.2%	高圧注水・減圧 機能喪失	1-2(a)
	(15)	8.5E-09	-	-	8.5E-09	<0.1%					
	(16)	1.7E-09	-	-	1.7E-09	<0.1%					
3 外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 外部電源喪失+DG失敗+SRV再閉失敗+HPCS失敗 外部電源喪失+DG失敗+高圧ECCS失敗 外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗	(7)	6.1E-11	6.9E-06	8.3E-06	1.5E-05	18.6%	サポート機能 (電源機能) の喪失	1.6E-05	19.7%	全交流動力電源 喪失	1-2(a)
	(8)	9.3E-13	2.3E-08	2.3E-08	4.6E-08	<0.1%					
	(9)	1.3E-12	2.3E-07	2.9E-08	2.6E-07	0.3%					
	(10)	4.5E-12	6.0E-07	1.4E-12	6.0E-07	0.7%					
4 過渡事象+除熱失敗 過渡事象+SRV再閉失敗+除熱失敗 手動停止+除熱失敗 手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗 サポート系喪失+除熱失敗 サポート系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗 中小LOCA+除熱失敗 大LOCA+除熱失敗	(4)	5.1E-05	5.6E-06	-	5.6E-05	68.9%	格納容器からの 除熱に失敗	6.1E-05	74.3%	崩壊熱除去 機能喪失	1-2(b)
	(5)	1.4E-07	-	-	-						
	(17)	2.7E-06	-	-	2.7E-06	3.2%					
	(18)	7.2E-09	-	-	7.2E-09	<0.1%					
	(19)	1.7E-06	-	-	1.7E-06	2.0%					
	(20)	4.3E-09	-	-	4.3E-09	<0.1%					
	(21)	8.6E-08	-	-	8.6E-08	0.1%					
(22)	3.4E-09	-	-	3.4E-09	<0.1%						
5 過渡事象+原子炉停止失敗 中小LOCA+原子炉停止失敗 大LOCA+原子炉停止失敗	(6)	3.9E-09	9.5E-07	1.3E-13	9.5E-07	1.2%	反応度抑制に 失敗	9.5E-07	1.2%	原子炉停止 機能喪失	1-2(b)
	(23)	8.3E-12	-	-	8.3E-12	<0.1%					
	(24)	3.3E-13	-	-	3.3E-13	<0.1%					
6 中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗 中小LOCA+高圧ECCS失敗+原子炉自動減圧失敗 大LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗 ELOCA	(25)	4.3E-13	-	-	4.3E-13	<0.1%	原子炉冷却材の 喪失	7.2E-07	0.9%	LOCA時注水 機能喪失	1-2(a)
	(26)	2.9E-12	-	-	2.9E-12	<0.1%					
	(27)	4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%					
	(33)	-	7.2E-07	-	7.2E-07	0.9%					
7 ISLOCA	(28)	2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%	格納容器貫通 配管からの漏洩	2.4E-09	<0.1%	格納容器バイパス	1-2(b)
8 原子炉建屋損傷 制御建屋損傷 格納容器損傷 圧力容器損傷 計測・制御系喪失 制御建屋空調喪失 格納容器バイパス 防潮堤機能喪失	(29)	-	2.1E-08	-	2.1E-08	<0.1%	外部事象による 大規模な損傷	2.1E-08	<0.1%	※	
	(30)	-	3.1E-07	-	3.1E-07	0.4%					
	(31)	-	3.1E-07	-	3.1E-07	0.4%					
	(32)	-	3.1E-07	-	3.1E-07	0.4%					
	(34)	-	3.1E-07	-	3.1E-07	0.4%					
	(35)	-	5.9E-07	-	5.9E-07	0.7%					
	(36)	-	8.0E-08	-	8.0E-08	<0.1%					
	(37)	-	-	2.9E-07	2.9E-07	0.4%					
	合計		5.5E-05	1.8E-05	8.7E-06	8.2E-05					

ハッチング：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの

※ 全炉心損傷頻度への寄与及び影響度の観点から他の事故シーケンスグループと比較し、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断

第1-3表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震，津波PRA）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF(/炉年)				寄与割合	グループ別CDF(/炉年)	全CDFへの寄与割合	備考	
			内部事象	地震	津波	合計					
1	高圧・低圧注水機能喪失	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設)	過渡事象+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	1.5E-11	2.2E-08	-	2.2E-08	2.2E-08	<0.1%		
			過渡事象+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	5.4E-12		-					
			手動停止+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	4.6E-13	-	-	4.6E-13				<0.1%
			手動停止+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	2.1E-13	-	-	2.1E-13				<0.1%
			サポート系喪失+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	7.7E-12	-	-	7.7E-12				<0.1%
			サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	3.1E-13	-	-	3.1E-13				<0.1%
2	高圧注水・減圧機能喪失	・代替自動減圧機能	過渡事象+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗	1.8E-07	7.9E-07	-	9.7E-07	1.2%	9.8E-07	1.2%	
			手動停止+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗	8.5E-09	-	-	8.5E-09	<0.1%			
			サポート系喪失+高圧ECCS失敗+手動減圧失敗	1.7E-09	-	-	1.7E-09	<0.1%			
3	全交流動力電源喪失	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系(常設) ・常設代替交流電源設備 直流電源喪失の対策 ・可搬型代替直流電源設備 又は、 ・高圧代替注水系 (現場手動操作による起動)	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗	6.1E-11	6.9E-06	8.3E-06	1.5E-05	18.6%	1.6E-05	19.7%	
			外部電源喪失+DG失敗+SRV再閉失敗+HPCS失敗	9.3E-13	2.3E-08	2.3E-08	4.6E-08	<0.1%			
			外部電源喪失+DG失敗+高圧ECCS失敗	1.3E-12	2.3E-07	2.9E-08	2.6E-07	0.3%			
			外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗	4.5E-12	6.0E-07	1.4E-12	6.0E-07	0.7%			
4	崩壊熱除去機能喪失	・原子炉補機代替冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	過渡事象+除熱失敗	5.1E-05	5.6E-06	-	5.6E-05	6.1E-05	74.3%	全炉心損傷頻度の約96.4%を炉心損傷防止対策でカバー	
			過渡事象+SRV再閉失敗+除熱失敗	1.4E-07		-					
			手動停止+除熱失敗	2.7E-06	-	-	2.7E-06				3.2%
			手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗	7.2E-09	-	-	7.2E-09				<0.1%
			サポート系喪失+除熱失敗	1.7E-06	-	-	1.7E-06				2.0%
			サポート系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗	4.3E-09	-	-	4.3E-09				<0.1%
			中小LOCA+除熱失敗	8.6E-08	-	-	8.6E-08				0.1%
			大LOCA+除熱失敗	3.4E-09	-	-	3.4E-09				<0.1%
5	原子炉停止機能喪失	・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	過渡事象+原子炉停止失敗	3.9E-09	9.5E-07	1.3E-13	9.5E-07	1.2%	9.5E-07	1.2%	
			中小LOCA+原子炉停止失敗	8.3E-12	-	-	8.3E-12	<0.1%			
			大LOCA+原子炉停止失敗	3.3E-13	-	-	3.3E-13	<0.1%			
6	LOCA時注水機能喪失	※1 ※2 ※2	中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗	4.3E-13	-	-	4.3E-13	<0.1%	7.2E-07	0.9%	
			中小LOCA+高圧ECCS失敗+原子炉自動減圧失敗	2.9E-12	-	-	2.9E-12	<0.1%			
			大LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗	4.2E-14	-	-	4.2E-14	<0.1%			
			ELOCA	-	7.2E-07	-	7.2E-07	0.9%			
7	格納容器バイパス	・減圧による漏えい低減 ・隔離操作	ISLOCA	2.4E-09	-	-	2.4E-09	<0.1%	2.4E-09	<0.1%	
			合計	5.5E-05	1.8E-05	8.7E-06	8.2E-05	100% ※3			8.2E-05

※1：小LOCAについては、炉心損傷回避が可能であるが、中小LOCAとして分類

※2：格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器圧力逃がし装置等に期待できる。

※3：100%には第1-2表で除外した事故シーケンスの炉心損傷頻度も含む

ハッチング：国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス。原子炉への注水により影響を緩和できる場合がある。

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定について (1/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
高圧・低圧 注水機能喪失	◎ ① 過渡事象 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 手動減圧 低圧代替注水系 (常設) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却系 原子炉格納容器圧力逃がし装置 	低	高	高	高	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「過渡事象 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ①以外に重要性が高く評価されている事故シーケンスはない。</p>
	② 過渡事象 + SRV再閉失敗 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗		低	高	低	中	
	③ 手動停止 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗		低	低	高	低	
	④ 手動停止 + SRV再閉失敗 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗		低	低	低	低	
	⑤ サポート系喪失 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗		中	低	高	低	
	⑥ サポート系喪失 + SRV再閉失敗 + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗		中	低	低	低	

第 1-4 表 重要事故シーケンス等の選定について (2/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ① 過渡事象 + 高圧ECCS失敗 + 原子炉手動減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 代替自動減圧機能 	低	高	中	高	<p><aの観点> 「サポート系喪失」が発生した場合、共通原因故障又は系統間の機能喪失の依存性があるため、「中」とした。また、「過渡事象」及び「手動停止」については、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。</p> <p><bの観点> 「過渡事象(全給水喪失)」は原子炉水位低(レベル3)が起点となり、事象進展が早いことから、「高」とした。一方、「手動停止」及び「サポート系喪失」については、通常水位から原子炉停止に至るため、過渡事象より事象進展が遅いことから、「低」とした。</p> <p><cの観点> 設備容量としては、いずれのシーケンスにおいても、新たな減圧手段を必要とするため「中」とした。</p> <p><dの観点> 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。</p> <p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 <u>①「過渡事象 + 高圧ECCS失敗 + 原子炉手動減圧失敗」</u>を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ①以外に重要性が高く評価されている事故シーケンスはない。</p>
	② 手動停止 + 高圧ECCS失敗 + 原子炉手動減圧失敗		低	低	中	低	
	③ サポート系喪失 + 高圧ECCS失敗 + 原子炉手動減圧失敗		中	低	中	低	

第1-4表 重要事故シナリオ等の選定について (3/6)

事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオの選定の考え方				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
全交流動力 電源喪失	◎ ① 外部電源喪失+DG失敗 +HPCS失敗		高	中	中	高	
	② 外部電源喪失+DG失敗 +SRV再閉失敗+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 (<u>所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給</u>) 手動減圧 高圧代替注水系 低圧代替注水系(常設) 常設代替交流電源設備 	高	高	中	低	<p>【重要事故シナリオの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より, ①の事故シナリオが最も「高」と「中」が多いことから, ①「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗」 を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>なお、審査ガイド記載の解析条件(「全交流動力電源は24時間使用できないものとする」)についても, ①を重要事故シナリオとして選定することで考慮されている。</p>
	③ 外部電源喪失+DG失敗 +高圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器代替スプレッド冷却系 原子炉補機代替冷却系 原子炉格納容器圧力逃がし装置 <p>【直流電源喪失の対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替直流電源設備又は 高圧代替注水系(現場による手動起動) 	高	高	中	低	<p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】</p> <ul style="list-style-type: none"> ②「外部電源喪失+DG失敗+SRV再閉失敗+HPCS失敗」については, ①の事故シナリオに「SRV再閉失敗」を加えている点が異なる。「SRV再閉失敗」については, ①の事故シナリオに対する対策である「低圧代替注水系(常設)」により対応できることから, ①の重要事故シナリオに包絡されている。 ③「外部電源喪失+DG失敗+高圧ECCS失敗」については, ①の事故シナリオとは, 「高圧ECCS失敗」を含んでいる点が異なる。「高圧ECCS失敗」を含んでいることから, ①の事故シナリオと異なり, 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができないが, 「高圧代替注水系」により対応できることから, ①の重要事故シナリオに包絡されている。 ④「外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗」については, ①の事故シナリオに対する対策を実行するため, 「可搬型代替直流電源設備」による直流電源の復旧, 又は, 「高圧代替注水系(現場による手動起動)」による原子炉への注水が必要となる。本シナリオは, ①のシナリオにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで, ①の重要事故シナリオに包絡されている。
	④ 外部電源喪失+直流電源喪失 +HPCS失敗		高	高	中	低	

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定について (4/6)

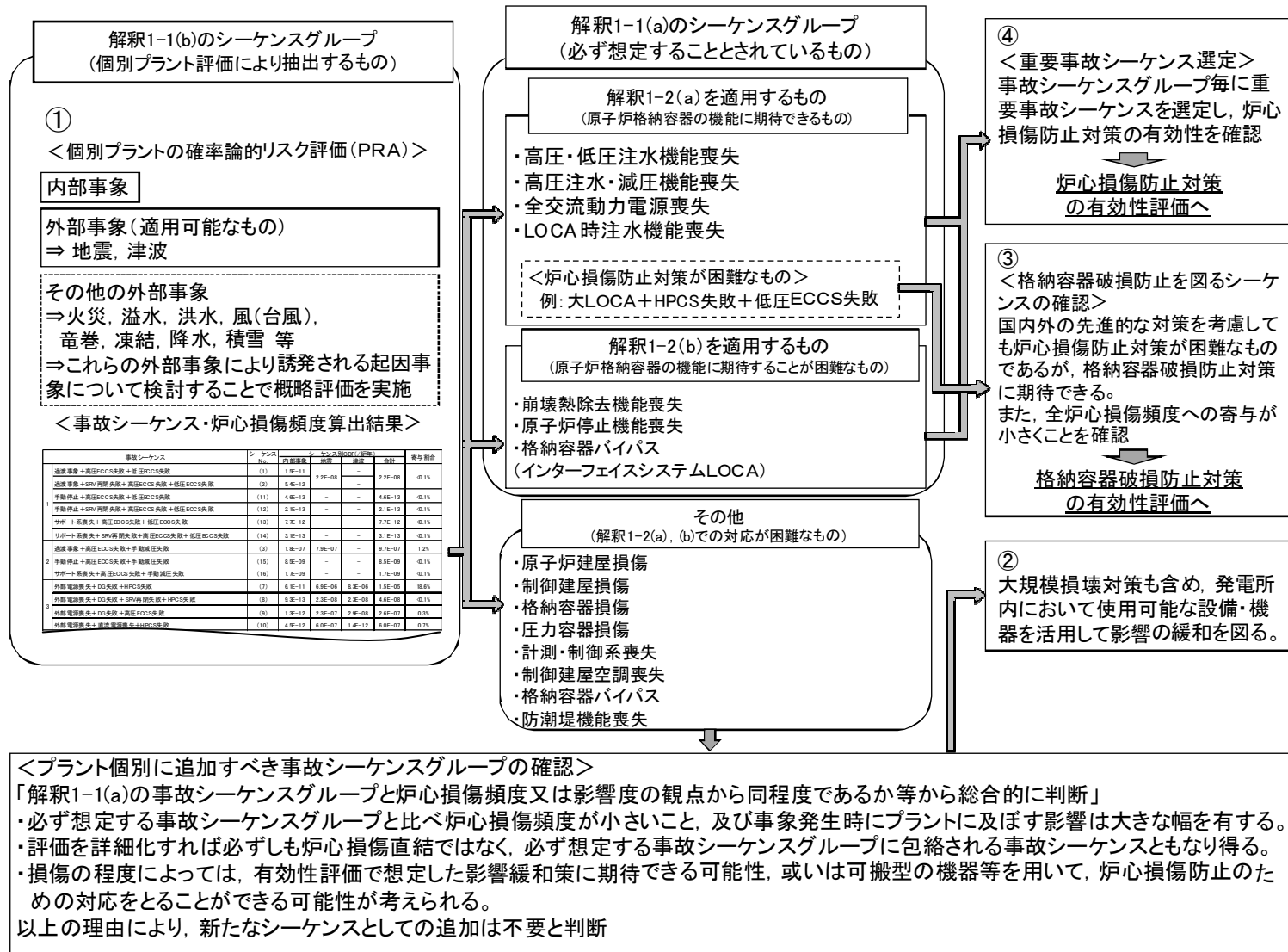
事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下機は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①過渡事象+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起回事象を含む)		高	中	高		<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 ◎「過渡事象+崩壊熱除去失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお、崩壊熱除去機能喪失としては、審査ガイドに従い、「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」を想定することとした。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ・◎「過渡事象+SRV再開失敗+崩壊熱除去失敗」については、①の事故シーケンスに「SRV再開失敗」を加えている点が異なる。「SRV再開失敗」については、①の事故シーケンスに対する対策である「低圧代替注水系(常設)」により対応できることから、①の重要事故シーケンスに包絡されている。</p>
	②過渡事象+SRV再開失敗+崩壊熱除去失敗 (「外部電源喪失」の起回事象を含む)		高	中	高	低	
	③手動停止+崩壊熱除去失敗		低	低	低	低	
	④手動停止+SRV再開失敗+崩壊熱除去失敗		低	低	低	低	
	⑤サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉補機代替冷却系 原子炉格納容器圧力逃がし装置 	中	低	低	低	
	⑥サポート系喪失+SRV再開失敗+崩壊熱除去失敗		中	低	低	低	
	⑦中小LOCA+崩壊熱除去失敗		低	中	高	低	
	⑧大LOCA+崩壊熱除去失敗		低	中	高	低	

第 1-4 表 重要事故シナリオ等の選定について (5/6)

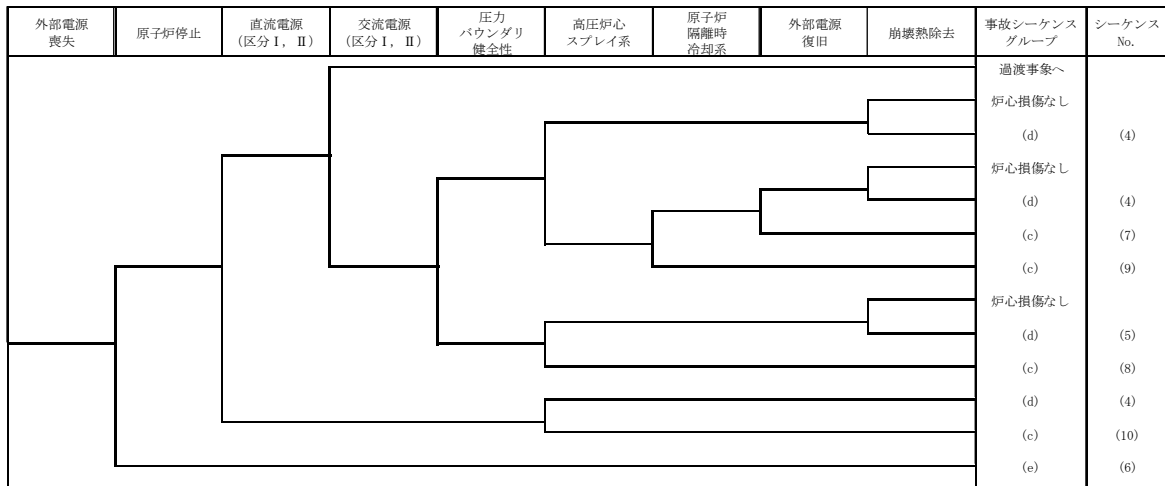
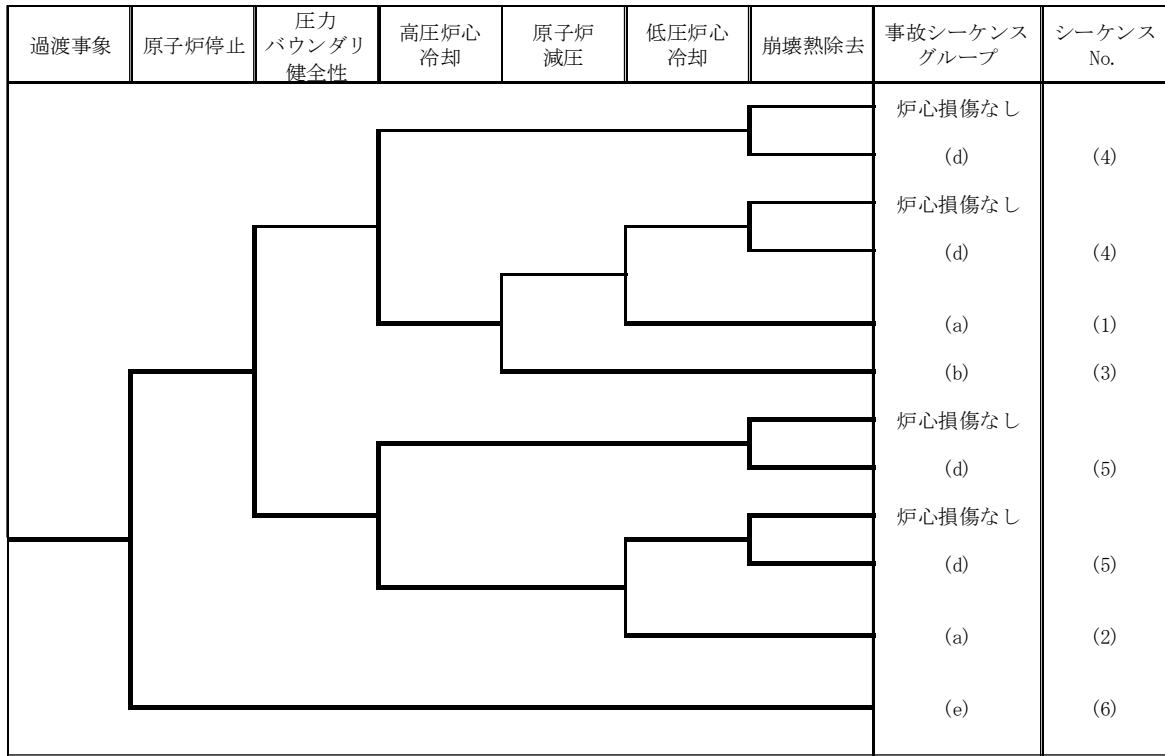
事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオの選定の考え方				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
原子炉 停止機能喪失	◎ ① 過渡事象 + 原子炉停止失敗		低	高	中	高	<p>【重要事故シナリオの選定】</p> <p>着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シナリオが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「過渡事象+原子炉停止失敗」 を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】</p> <p>・②の事故シナリオについては、LOCAを起因事象としている点が、①の事故シナリオと異なる。LOCAを起因とするシナリオについては、「代替制御棒挿入機能」及び「代替原子炉再循環ポンプトリップ機能」による反応度制御により対応できる。本シナリオは①のシナリオにおいて「代替制御棒挿入機能」の有効性を確認することで①の重要事故シナリオに包絡されている。なお、LOCAに伴う水位低下の影響については、高圧ECCS及び低圧ECCSの機能喪失を含めて事故シナリオグループ「LOCA時注水機能喪失」において評価する。</p>
	② 中小LOCA + 原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系 ・制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能による自動減圧系作動阻止 ・高圧ECCS ・残留熱除去系 ・代替制御棒挿入機能 	低	高	高	低	
	③ 大LOCA + 原子炉停止失敗		低	高	低	低	

第 1-4 表 重要事故シーケンス等の選定について (6/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由	
			a	b	c	d		
LOCA時 注水機能喪失	◎ ① 中小LOCA+ 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系 手動減圧 低圧代替注水系 (常設) 	低	高	高	中	<p><aの観点> LOCAについては、系統間機能喪失の依存性が低いことから、「低」とした。</p> <p><bの観点> LOCAについては、事象進展が早いため、「高」とする。なお、低圧ECCS失敗を含まない事故シーケンスについては、十分な台数が備えられているSRVを用いた手動減圧により低圧ECCSに期待でき、かつ設備容量の大きい低圧ECCSに期待できるため手動減圧の余裕時間を大きく取れることから「中」とした。</p>	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, c, dの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 <u>①「中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗」</u> を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお、以上に加え、審査ガイド記載の解析条件（「低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を仮定する」）、また、原子炉自動減圧失敗及び崩壊熱除去機能喪失の重畳を考慮し、有効性評価においては、 <u>①「中小LOCA+高圧ECCS失敗+低圧ECCS失敗+原子炉自動減圧失敗+崩壊熱除去機能喪失」</u> について対策の有効性を確認する。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ・②の事故シーケンスについては、原子炉自動減圧に失敗している点が、①の事故シーケンスと異なる。「原子炉自動減圧失敗」については、重要事故シーケンスにおいて重畳を考慮しているため、重要事故シーケンスに包絡されている。</p>
	◎ ② 中小LOCA+ 高圧ECCS失敗 + 原子炉自動減圧失敗		低	中	中	高	<p><cの観点> 減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる設備は、注水設備容量が低圧ECCSに比べ少ないため、低圧ECCS失敗を含むシーケンスを「高」とし、原子炉自動減圧失敗を含むシーケンスを「中」とした。</p> <p><dの観点> 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。</p>	
格納容器 バイパス (ISLOCA)	◎ ① ISLOCA	<ul style="list-style-type: none"> 減圧による漏えい低減 隔離操作 原子炉隔離時冷却系 低圧ECCS 	-	-	-	-	<p>抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。</p> <p>◎ ①「ISLOCA」を重要事故シーケンスとして選定。 格納容器バイパスに至る事故シーケンスは①のシーケンスのみであり、対策により炉心損傷防止が期待できる。</p>	



第1-1図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス



- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失
 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失

第1-2図 PRAにおけるイベントツリー (1/3)

通常停止/ サポート系 喪失 ※	圧力 バウンダリ 健全性	高圧炉心 冷却	原子炉 減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
						炉心損傷なし (d)	(17), (19)
						炉心損傷なし (d)	(17), (19)
						(a)	(11), (13)
						(b)	(15), (16)
						炉心損傷なし (d)	(18), (20)
						炉心損傷なし (d)	(18), (20)
						(a)	(12), (14)

(a) 高圧・低圧注水機能喪失

(b) 高圧注水・減圧機能喪失

(d) 崩壊熱除去機能喪失

※ 「通常停止」及び「サポート系喪失」の2つの起回事象を含む

第1-2図 PRAにおけるイベントツリー(2/3)

冷却材 喪失事象※	原子炉停止	高圧炉心 冷却	原子炉 減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
						炉心損傷なし	(21), (22)
						(d)	
						炉心損傷なし	(21), (22)
						(d)	
						(f)	(25), (27)
(f)	(26)						
(e)	(23), (24)						

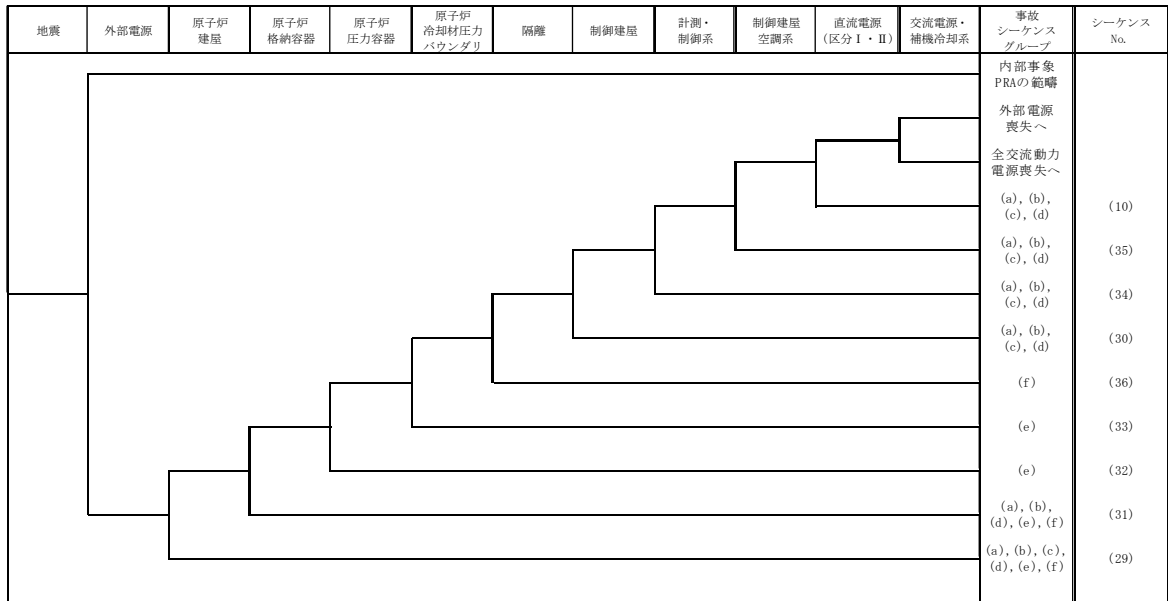
インターフェイスシステムLOCA	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
	(g)	(28)

(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA時注水機能喪失

(g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

※ 「大LOCA」, 「中小LOCA」の2つの起因事象を含む

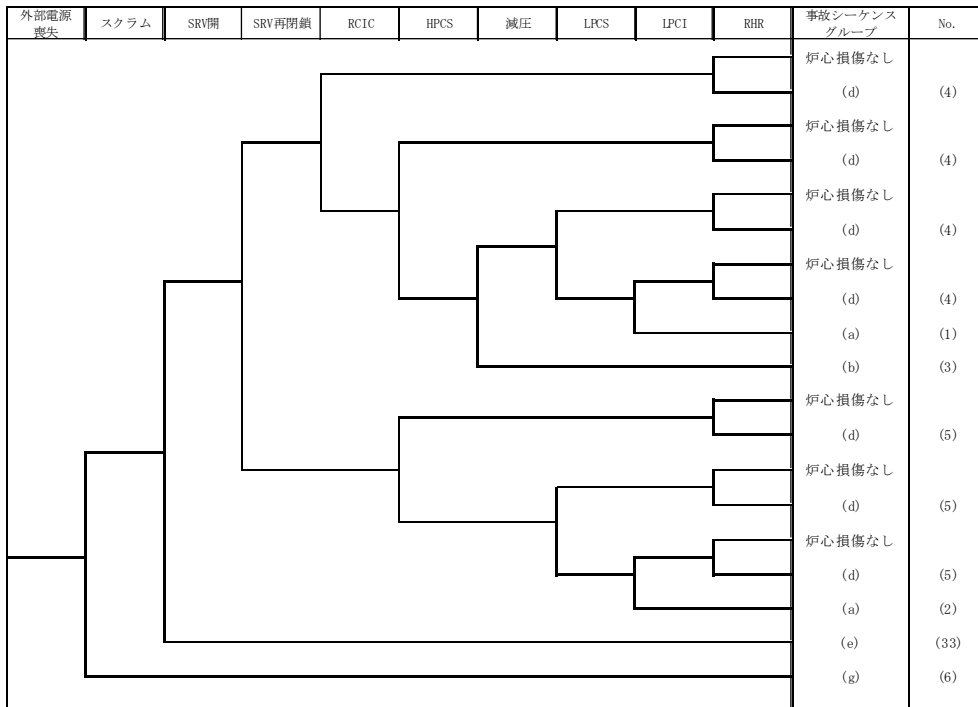
第1-2図 PRAにおけるイベントツリー(3/3)



- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失
 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) L O C A 時注水機能喪失
 (f) 格納容器バイパス

※ 炉心損傷直結シナリオ

第1-3図(1) 地震PRA階層イベントツリー



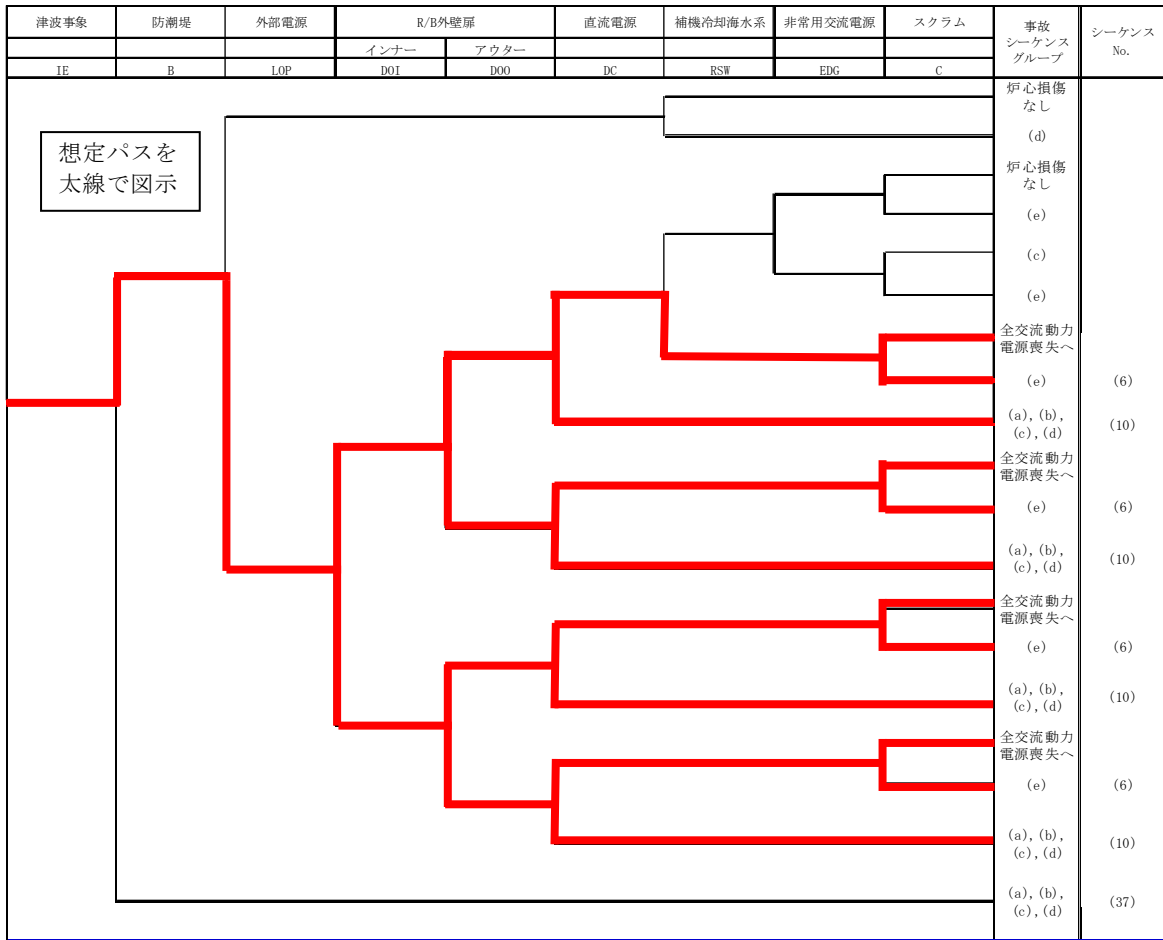
- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失
 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) L O C A 時注水機能喪失 (g) 原子炉停止機能喪失

第1-3図(2) 地震PRAイベントツリー (外部電源喪失)

全交流 電源喪失	スクラム	SRV開	SRV再閉鎖	RCIC	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
					(c)	(7)
					(c)	(9)
					(c)	(8)
					(e)	(33)
					(g)	(6)

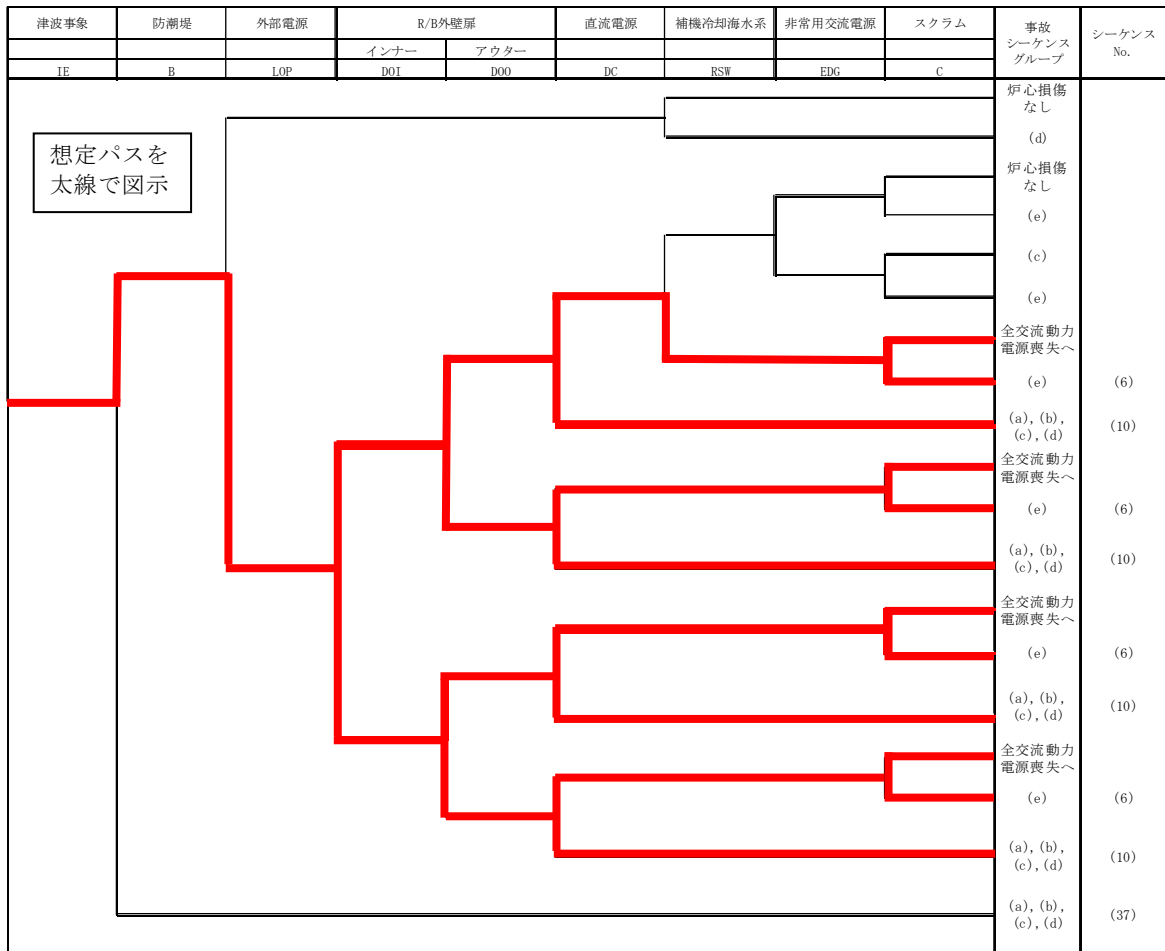
(c) 全交流動力電源喪失 (e) L O C A 時注水機能喪失
(g) 原子炉停止機能喪失

第1-3図(3) 地震 P R A イベントツリー (全交流動力電源喪失)



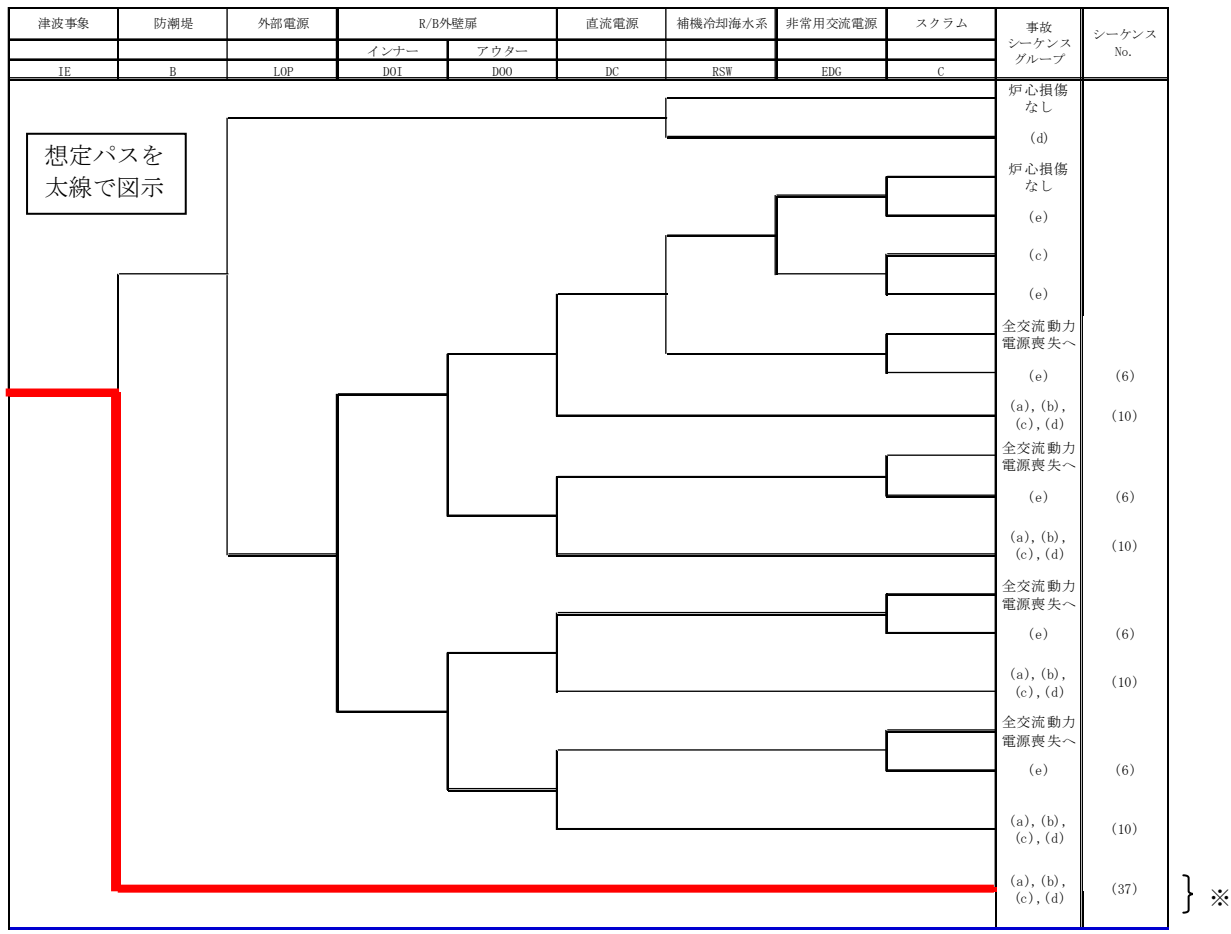
- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失
 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失

第1-4図(1) 津波PRA階層イベントツリー (0. P. 29m以上35. 2m未満)



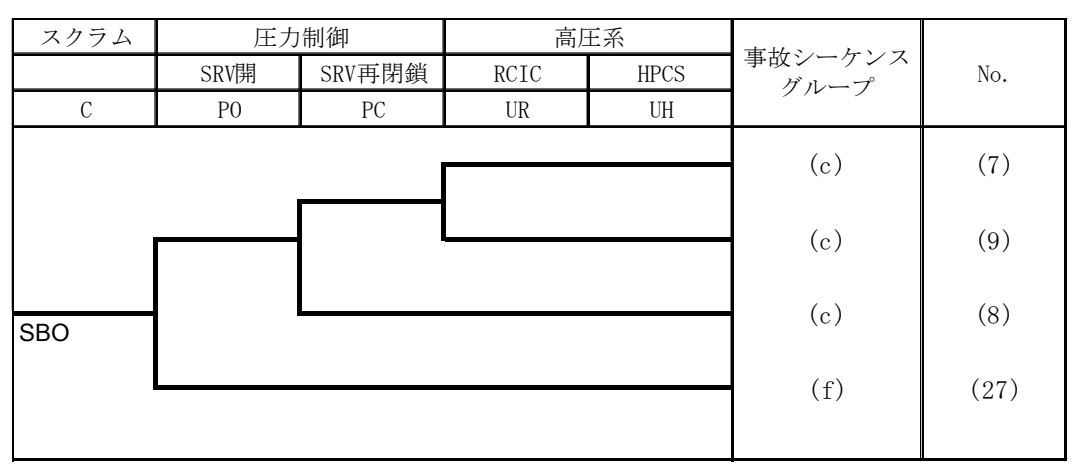
- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失
 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失

第1-4図(2) 津波PRA階層イベントツリー (0. P. 35. 2m以上38. 6m未満)



(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失
 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 ※炉心損傷直結シークエンス

第1-4図(3) 津波PRA階層イベントツリー (O.P. 38. 6m以上)

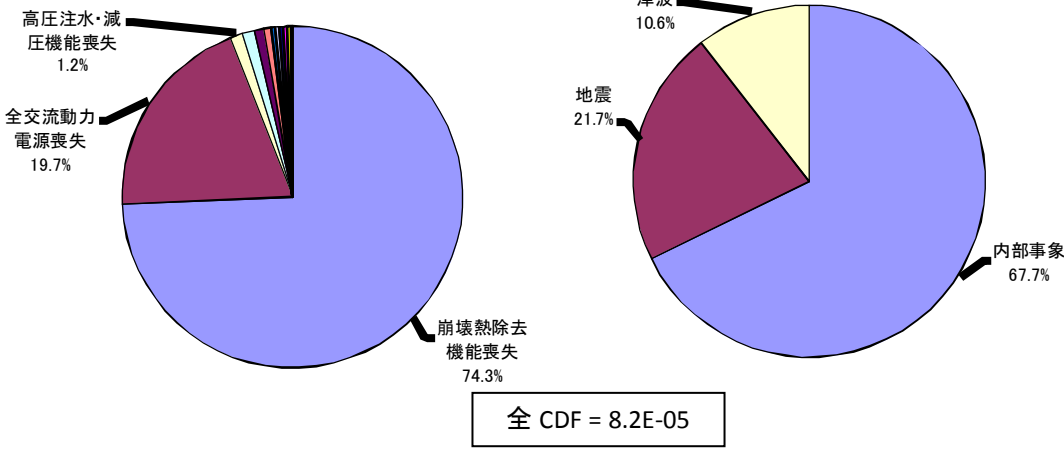


(c) 全交流動力電源喪失 (f) LOCA時注水機能喪失

第1-4図(4) 津波PRAイベントツリー (全交流動力電源喪失)

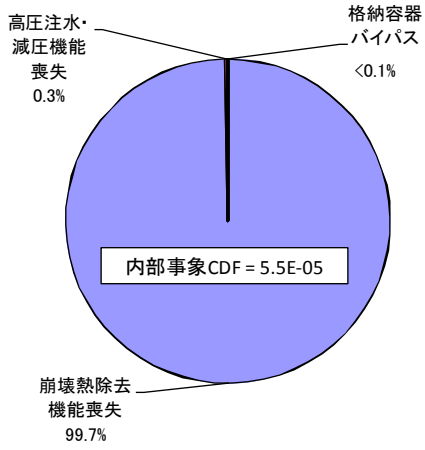
事故シーケンスグループ別

事象（内部／外部）別

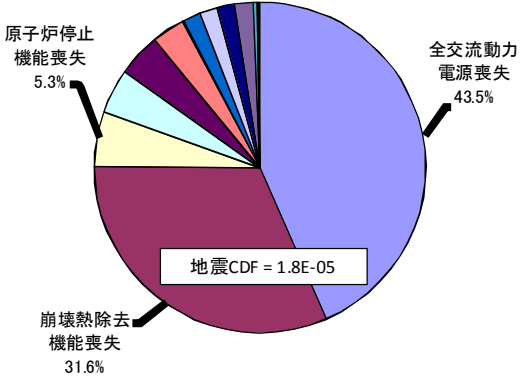


第1-5図 プラント全体のCDF

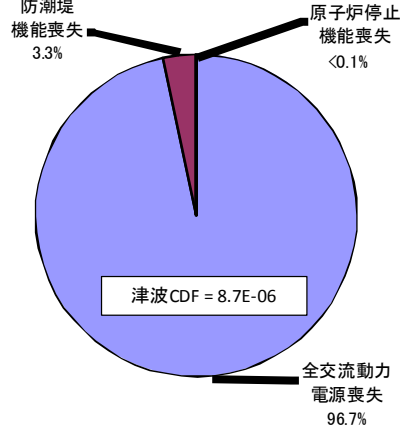
内部事象レベル1 PRA



地震レベル1 PRA



津波レベル1 PRA



第1-6図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

2 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは第2-1図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ① 内部事象レベル1.5 P R A及びP R Aを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を行った。
- ② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で格納容器機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈に基づき、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。
- ③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。
- ④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生観点で厳しいプラント損傷状態(P D S)を選定し、その中でさらに厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。

2.1 格納容器破損モードの分析について

解釈において、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

2-1

(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ① 個別プラントの内部事象に関するP R A及び外部事象に関するP R A(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

これを踏まえ、女川2号炉を対象としたP R Aの知見等を活用して、格納容器破損モードの分析を実施している。

具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、重大事故対策設備の有効性評価を行う格納容器破損モードの選定という今回の設置変更許可申請での位置付けを考慮し、従来より整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故対策設備などを含めない、設置許可取得済の設

備にのみ期待できる条件でプラント状態としてのP R Aモデルで内部事象レベル1. 5 P R A評価を実施している。

また、外部事象については、地震レベル1. 5 P R Aは格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試解析例はあるものの、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要な段階であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用可能でないものと判断した。

P R Aが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施することとした。

2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) P R Aに基づく整理

内部事象レベル1. 5 P R Aにおいては、事故の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行っている。

具体的には、第2-2図のとおり炉心損傷前、原子炉圧力容器破損前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷の種類から格納容器破損モードを抽出し、また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮した格納容器イベントツリーを作成し、第2-3図に示すとおり格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理している。これらの各破損モードにおけるレベル1. 5 P R Aの定量化結果を第2-1表及び第2-4図に示す。

① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）

格納容器内に高温デブリが存在する場合、格納容器雰囲気がゆっくりと加熱され、格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって格納容器破損に至る破損モードである。

② 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（長期冷却失敗））

炉心損傷後にデブリの冷却が達成される中で、損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によってサブプレッションプール水温が上昇し、格納容器圧力が上昇する破損モードである。

③ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗））

崩壊熱除去失敗のシーケンスにおいて、炉心冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的にサブプレッションプールに放出され、格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき、格納容器から除熱ができなければ、水蒸気によって格納容器内は加圧され、格納容器破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態TWに対応する。

④ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗））

原子炉停止失敗のシーケンスにおいて、炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、格納容器が過圧破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態TCに対応する。

⑤ 格納容器雰囲気直接加熱

高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、デブリが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で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する可能性がある。このときの急激な加熱・加圧で格納容器破損に至る破損モードである。

⑥ 水蒸気爆発

溶融物が原子炉ペDESTALの冷却水中に落下した場合、また、格納容器内に放出されたデブリに対して、格納容器スプレイ冷却系などによる注水を実施した場合に、水蒸気爆発が発生して格納容器破損に至る破損モードである。

⑦ 溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉圧力容器破損後に、格納容器内に放出されたデブリが冷却できないと、デブリ・コンクリート相互作用(MCCI)によって、コンクリート侵食が継続し、ペDESTAL破損に伴い格納容器破損に至る破損モードである。

⑧ 水素燃焼

水-Zr反応あるいは水の放射線分解により発生した水素の爆発により格納容器破損に至る破損モードである。

⑨ 溶融物直接接触

原子炉圧力容器破損後にペDESTALへ落下した溶融デブリが、ペDESTAL床からドライウエル床に拡がった場合、高温のデブリがドライウエル壁に接触し、ドライウエル壁の一部が溶融貫通する破損モードである。

⑩ 格納容器バイパス(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から炉心損傷に至った場合には、放射性物質が格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態ISLOCAに対応する。

⑪ 格納容器隔離失敗（隔離失敗）

炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗している破損モードである。

(2) PRAに代わる検討に基づく整理

外部事象の影響としては、地震時には建屋損傷等の炉心損傷直結事象が発生した場合の格納容器破損への影響が想定されるが、これはレベル1地震PRAの知見からも損傷モードとして抽出されており、今回、内部事象PRAから選定した

格納容器破損モードに追加すべきものはないものと考えられる。

津波やその他の自然現象においても格納容器及び内部構造物が直接破損する可能性は低く、新たに追加すべき格納容器破損モードは発生しないものと推定される。（別紙1）

2.1.2 レベル1.5 PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討

第2-1表に示す格納容器破損モードについて、解釈に基づき必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。

2-1

(a) 必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 格納容器直接接触（シェルアタック）
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

その結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして設定する必要性について検討を実施した。

必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、ペDESTAL床とドライウェル床とが同一レベルに構成されるBWRマークI型の格納容器に特有の事象とみなされている。マークI改良型格納容器においては、デブリは原子炉格納容器バウンダリには直接接触することはない構造であることから、格納容器破損モードとして考慮しない。（別紙6）

(1) 過圧破損（崩壊熱除去失敗）

本破損モードはレベル1.5 PRA評価上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(2) 過圧破損（未臨界確保失敗）

本破損モードはレベル1.5 PRA評価上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(3) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

本破損モードはレベル1.5 PRA評価上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(4) 格納容器隔離失敗（隔離失敗）

本破損モードは事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗する事象を想定したものである。格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時に偶然に原子炉格納容器の隔離に失敗していることを示している。格納容器隔離失敗としては、アクセス部からの漏えい、格納容器バウンダリからの漏えい等の機械的な破損や、漏えい試験配管のフランジ閉め忘れ等の人的過誤による弁・フランジの復旧忘れが考えられる。（別紙7）

これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、BWRにおいては出力運転中に格納容器雰囲気を窒素置換しており、格納容器からのリークが存在する場合は、窒素ガス圧力の低下等によって検知できると考えられる。

今回の内部事象出力運転時レベル1.5 PRAでは、国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離失敗実績に基づき、当該破損モ

一ドの格納容器破損頻度（以下「C F F」という。）（ $9.4E-10$ /炉年，全C F Fに対する寄与割合0.1%以下）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば，当該破損モードのC F Fはさらに小さくなると推測される。

したがって，格納容器隔離失敗シーケンスについては，格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること，すべての炉心損傷防止対策が有効であることから，当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

なお，原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については，国際的な専門家会議の工学的議論から，BWR体系の炉内F C Iは格納容器破損の脅威にならないことが結論付けられている。（別紙8）したがって，当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

以上より，P R Aの知見等を踏まえ，解釈で必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが新たに追加されないことを確認した。

2.2 評価事故シーケンスの選定について

原子炉設置変更許可申請における重大事故等対処設備の有効性評価の実施に際しては格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスの選定を実施している。

評価事故シーケンス選定にあたっては，審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件として，以下のとおり評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から当該破損モード発生観点で厳しい評価事故シーケンスを選定することとされている。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

事象進展が早く，過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(2) 格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力が高く維持され，減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多く，原子炉圧力容器破損を生じさせるため原子炉注水に失敗するシーケンスを選定する。

(4) 水素燃焼

水素燃焼の観点から，厳しいシーケンスを選定する。BWRでは格納容器内

を窒素置換しているため、相対的に酸素濃度が大きくなるように、水素発生量が少ないシーケンスを選定する。

(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用

溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損を生じさせるため原子炉注水に失敗するシーケンスを選定する。

これに基づき、レベル1.5 PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定方法として、第一ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態(PDS)を選定し、第二ステップにて選定されたPDSの中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。

2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定

レベル1.5 PRAでは、レベル1 PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して格納容器破損に至る事故シーケンスについて定量評価を行うが、その際には格納容器内事象進展を把握するために以下に示す4種類の属性を用いて炉心損傷時のPDSを定義している。

- a. 格納容器破損時期
- b. 原子炉圧力
- c. 炉心損傷時期
- d. 電源確保

上記のPDSの分類に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、PDSの占める割合を整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDSの検討を行い、評価対象とするPDSの選定を実施した。選定結果を第2-2表に示す。

2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方

前項で格納容器破損モードごとに選定した評価対象PDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、以下の通り評価事故シーケンスの選定を実施した。結果を第2-3表及びその補足説明資料を別紙9に示す。

なお、格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認している。（別紙4）

2.2.3 評価事故シーケンスの選定

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

格納容器への負荷（圧力、温度）及び事象進展の観点からAEを選定する。

① AEに該当する事故シーケンス

・大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（デブリ冷却成功）+長期冷却失敗

② 選定理由

LOCAは、破断口から格納容器ドライウェルへ直接冷却材のブローダウンが起こるため格納容器内の圧力上昇は厳しい。また、炉心水位の低下が早いため、炉心露出による被覆管のヒートアップにより早期にジルコニウム

一水反応が起こり、大量の水素発生により、格納容器内の圧力上昇をより厳しくする。また、炉心損傷に伴って発生する高温のガスが、破断口より直接格納容器に放出されるため、格納容器内の温度上昇を厳しくする。更に、事故進展が早く、緩和操作のための時間余裕が短い。格納容器への負荷が大きいシーケンスを選定することを主眼として、AEを代表する“大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗”を選定した。

なお、これに全交流動力電源喪失(SBO)を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。

③選定結果

- ・大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗

(2) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

格納容器への負荷(圧力, 温度)及び事象進展の観点からTQUXを選定する。

① TQUXに該当する事故シーケンス

- ・過渡事象+高圧注入失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH発生
- ・手動停止+高圧注入失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH発生
- ・サポート系喪失+高圧注入失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH発生

② 選定理由

原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事象として、過渡起因である上記TQUX(同様な事象進展となるPDSとしてTBD, TBUを含む), 小LOCA(S2E)及び長期TBが挙げられ、このうち、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避するための減圧操作のための時間余裕が短いのはTQUXとなる。評価事故シーケンスとして、①の事故シーケンスのうち、事象進展の早い“過渡事象+高圧注入失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH発生”を選定する。

なお、評価シーケンスにおいては、原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、原子炉減圧後の低圧注水機能喪失を考慮する。

③ 選定結果

- ・過渡事象+高圧注入失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗+DCH発生

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用(FCI)

格納容器への負荷(圧力, 温度)及び事象進展の観点からTQUV(TQUXにおけ

る炉心損傷後の手動減圧を含む) を選定する。

① TQUVに該当する事故シーケンス

- ・ 過渡事象+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生
- ・ 過渡事象+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生
- ・ 手動停止+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生
- ・ 手動停止+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生
- ・ サポート系喪失+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生
- ・ サポート系喪失+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生

② 選定理由

原子炉圧力容器が低圧で早期に破損すると、熔融炉心の分散量が小さく、格納容器下部に落下する熔融炉心の割合が多くなるとともに、熔融炉心の崩壊熱が大きく、FCIが厳しくなる。原子炉圧力容器が低圧破損に至る事象として、TQUV (TQUXにおける炉心損傷後の手動減圧を含む) , 中LOCA (S1E) 及び大LOCA (AE) が挙げられる。FCIは低水温でより厳しくなる事象であるが、LOCAは一次冷却水が飽和水として格納容器下部に滞留するため格納容器への負荷は緩和される方向である。以上より、TQUVを最も厳しいPDSとして選定した。TQUVの評価事故シーケンスとして、①の事故シーケンスのうち、事象進展の早い“過渡事象+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生”を選定する。

③ 選定結果

- ・ 過渡事象+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生

(4) 水素燃焼

格納容器への負荷 (圧力, 温度) 及び事象進展の観点からAEを選定する。

① AEに該当する事故シーケンス

- ・ 大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+(損傷炉心冷却成功)+(格納容器注水成功)+長期冷却失敗+可燃限界到達

② 選定理由

BWRでは格納容器内を窒素置換しているため、PRAではその発生確率をゼロとして評価している。本破損モードそのものが回避可能であることを示す観点から評価を行っており、評価対象として水素発生量が少なく、相対的に酸素濃度が大きくなる厳しいシーケンスとしてAEを選定した。格納容器への負荷が大きいシーケンスを選定することを主眼として、AEを代表する“大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+(損傷炉心冷却成功)+(格納容器注水成功)+長期冷却失敗+可燃限界到達”を選定した。

なお、電源の復旧等、格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しくする観点から全交流動力電源喪失（SBO）を加える。

③ 選定結果

- ・大LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+（損傷炉心冷却成功）+（格納容器注水成功）+長期冷却失敗+可燃限界到達

(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）

格納容器への負荷（圧力、温度）及び事象進展の観点からTQUV（TQUXにおける炉心損傷後の手動減圧を含む）を選定する。

① TQUVに該当する事故シーケンス

- ・過渡事象+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（格納容器注水成功）+デブリ冷却失敗
- ・過渡事象+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（格納容器注水成功）+デブリ冷却失敗
- ・手動停止+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（格納容器注水成功）+デブリ冷却失敗
- ・手動停止+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（格納容器注水成功）+デブリ冷却失敗
- ・サポート系喪失+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（格納容器注水成功）+デブリ冷却失敗
- ・サポート系喪失+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（格納容器注水成功）+デブリ冷却失敗

② 選定理由

原子炉圧力容器が低圧で早期に破損すると、溶融炉心の分散量が小さく、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなるとともに、溶融炉心の崩壊熱が大きく、MCCIが厳しくなる。原子炉圧力容器が低圧破損に至る事象として、TQUV（TQUXにおける炉心損傷後の手動減圧を含む）、中LOCA（S1E）及び大LOCA（AE）が挙げられるが、このうち、原子炉圧力容器破損前のペDESTAL蓄水量が小さくなるTQUVを選定した。評価事故シーケンスとして、①の事故シーケンスのうち、事象進展の早い“過渡事象+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（格納容器注水成功）+デブリ冷却失敗”を選定する。

なお、溶融炉心・コンクリート相互作用に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器破損前のペDESTAL事前水張りを想定したシーケンスを選定した。

③ 選定結果

- ・過渡事象+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（格納容器注水成功）+デブリ冷却失敗

2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している。（別紙10）

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器の状態	想定される破損モード	主に寄与するプラント損傷状態	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	解釈で想定する格納容器破損モード	備考
格納容器物理的破損	過温破損	TQUX	9.4E-13	<0.1 (<0.1)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	—
	過圧破損 (長期冷却失敗)	TQUX	1.3E-09	<0.1 (54.3)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	—
	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	TW	5.5E-05	約100	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」
	過圧破損 (未臨界確保失敗)	TC	3.9E-09	<0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」
	格納容器雰囲気直接加熱	-	0.0E+00	0.0 (0.0)	高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	—
	水蒸気爆発	TQUX S1E	5.0E-15	<0.1 (<0.1)	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—
	溶融炉心・コンクリート相互作用	長期TB TQUV	1.1E-10	<0.1 (4.9)	溶融炉心・コンクリート相互作用	—
	水素燃焼	-	0.0E+00	0.0 (0.0)	水素燃焼	—
	溶融物直接接触	-	0.0E+00	0.0 (0.0)	格納容器直接接触 (シェルアタック)	—
格納容器バイパス	インターフェースシステムLOCA	ISLOCA	2.4E-09	<0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」
格納容器隔離失敗	隔離失敗	TQUX	9.4E-10	<0.1 (40.7)	なし	格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること及び、すべての炉心損傷防止対策が有効であることから、本破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加不要と判断

ハッチング：内部事象レベル1.5 PRAで抽出された格納容器破損モードのうち、解釈に基づき必ず想定するものに含まれない格納容器破損モード

()：格納容器先行破損に至るシーケンスを除く

第2-2表 評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について(1/3)

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合 (%)	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	1.3E-09	TQUV	0.0%	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・LOCA は一次系冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早い場合、緩和操作のための時間余裕が短い。 ・これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失 (SBO) を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。 ・またこのことにより、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。 【事象進展の厳しさの観点】 ・LOCA は破断口から格納容器ドライウェルへ直接冷却材のブローダウンが起こるため、圧力上昇が厳しい。 ・また、炉心水位の低下・炉心露出が早い場合、早期のジルコニウム-水反応による大量の水素発生により、圧力上昇が厳しい。 なお、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX であり、寄与割合は約 100%であるが、LOCA と比較して温度上昇が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。なお、TQUX については、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードに対して厳しく、評価対象として選定している。 以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスである AE に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え、過圧への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。	AE+SBO
		TQUX	100.0%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	<0.1%		
		TBP	<0.1%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	9.4E-13	TQUV	0.0%	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早い場合、緩和操作のための時間余裕が短い。 ・これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失 (SBO) を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。 ・またこのことにより、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。 【事象進展の厳しさの観点】 ・LOCA は炉心損傷に伴って発生する高温のガスが、破断口より直接格納容器に放出されるため、温度上昇が厳しい。 なお、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX、TBU 及び TBP である。TQUX の寄与割合が 97.7%と高いが、LOCA と比較して温度上昇が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。 以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスである AE に全交流動力電源喪失 (SBO) を加え、過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。	AE+SBO
		TQUX	97.7%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	1.1%		
		TBP	1.1%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		

52

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-2表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について（2/3）

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合（%）	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気 直接加熱	0.0E+00	—	—	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉が高圧の状態での炉心損傷に至るシーケンスは、長期 TB, TBU, TBD, S2E 及び TQUX である。 事象初期において RCIC による冷却が有効な長期 TB と比べ、減圧までの時間余裕の観点で TBU, TBD, S2E 及び TQUX が厳しい。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU 及び S2E に PDS 選定上の有意な違いは無い。 <p>なお、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードについては、格納容器圧力と格納容器破損確率のフラジリティの設定、確率密度関数を与えたパラメータのモンテカルロサンプリング、パラメータと格納容器圧力ピーク値との因果関係から格納容器ピーク圧力を求め、格納容器フラジリティを参照することで評価している。評価の結果、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損確率は、極めて低いため、本評価においては、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」は発生しないものとしている。</p> <p>以上より、事象進展が早く、炉心損傷時の圧力が高く厳しい事故シーケンスである TQUX を代表として選定する。原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、原子炉減圧後の低圧注水機能喪失を考慮する。</p>	TQUX
原子炉圧力容器外の 溶融燃料 /冷却材相互作用	5.0E-15	TQUV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> FCI については、過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 TQUV は、事象進展が早く、対応時間の余裕が少なくかつ大量の溶融炉心がペDESTAL に落下する。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> FCI による発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きい程大きくなるが、溶融炉心の重量及び保有エネルギーが大きくなるのは、低圧シーケンス（TQUV あるいは LOCA）となる。 LOCA は、一次冷却材流出を伴い発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧シーケンスより小さくなり、溶融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。 また、FCI は低水温でより厳しくなるが、LOCA においては、破断水（飽和水）がペDESTAL 部に滞留することから事象は厳しくならないと考えられる。 <p>なお、「原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX 及び S1E である。TQUX の寄与割合が 75.5% と高いが、高圧シーケンスであり溶融炉心の重量及び保有エネルギーが小さくなると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。S1E の寄与割合が 22.1% と高いが、ペDESTAL 部に破断水の滞留が生じると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。</p>	TQUV
		TQUX	75.5%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	0.9%		
		TBP	0.9%		
		AE	0.3%		
		S1E	22.1%		
S2E	0.3%				

53

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-2表 評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について (3/3)

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合 (%)	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.1E-10	TQUV	25.7%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MCCI については、過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 ・TQUV は、事象進展が早く、対応時間の余裕が少なくかつ大量の溶融炉心がベDESTAL に落下する。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。 ・この観点から、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD, TBU, 長期 TB は、厳しくならないことから選定対象から除外した。 ・原子炉圧力容器が低圧破損に至る事象として、TQUV (TQUX における炉心損傷後の手動減圧を含む)、中 LOCA (S1E) 及び大 LOCA (AE) が抽出される。 ・LOCA はベDESTAL への冷却材の流入の可能性があるため、MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から外した。 <p>なお、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、長期 TB, TQUV 及び TQUX である。長期 TB の寄与割合が 53.3% と高いが、事象進展が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。TQUX の寄与割合が 13.1% と高いが、高圧シーケンスであり溶融炉心の重量及び保有エネルギーが小さくなると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。</p>	TQUV
		TQUX	13.1%		
		長期 TB	53.3%		
		TBD	4.0%		
		TBU	0.6%		
		TBP	0.4%		
		AE	<0.1%		
		S1E	2.8%		
		S2E	<0.1%		
水素燃焼	0.0E+00	—	—	<p>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・審査ガイド 3.2.3(4)b.(a) では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、女川 2 号炉は格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、可燃限界への到達が早いと考えられるシーケンスを考慮した。 <p>【事象の厳しさ(酸素濃度の上昇の早さ)の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。なお、「水素燃焼」発生判断基準は、格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol% 以上かつ酸素濃度が 5vol% 以上である。 ・酸素濃度を厳しく見積もる観点では、水素発生量が少ない(相対的に酸素濃度が大きくなる)シーケンスが厳しい。また、BWR の格納容器内における酸素の発生源は、水の放射線分解により発生する分のみであるため、これ以外の要因により酸素以外の気体が格納容器内に発生した場合、相対的に酸素濃度が低下することとなる。このため、RPV 破損シーケンスにおいては、MCCI による非凝縮性ガスの発生により酸素濃度が低下することとなる。 ・LOCA では、炉内での蒸気の発生状況の差異から、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧シーケンスより小さく、水素発生量が小さい。 <p>以上より、AE に電源の復旧等、格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しくする観点から全交流動力電源喪失 (SBO) を加えた PDS とする。</p>	AE+SBO

54

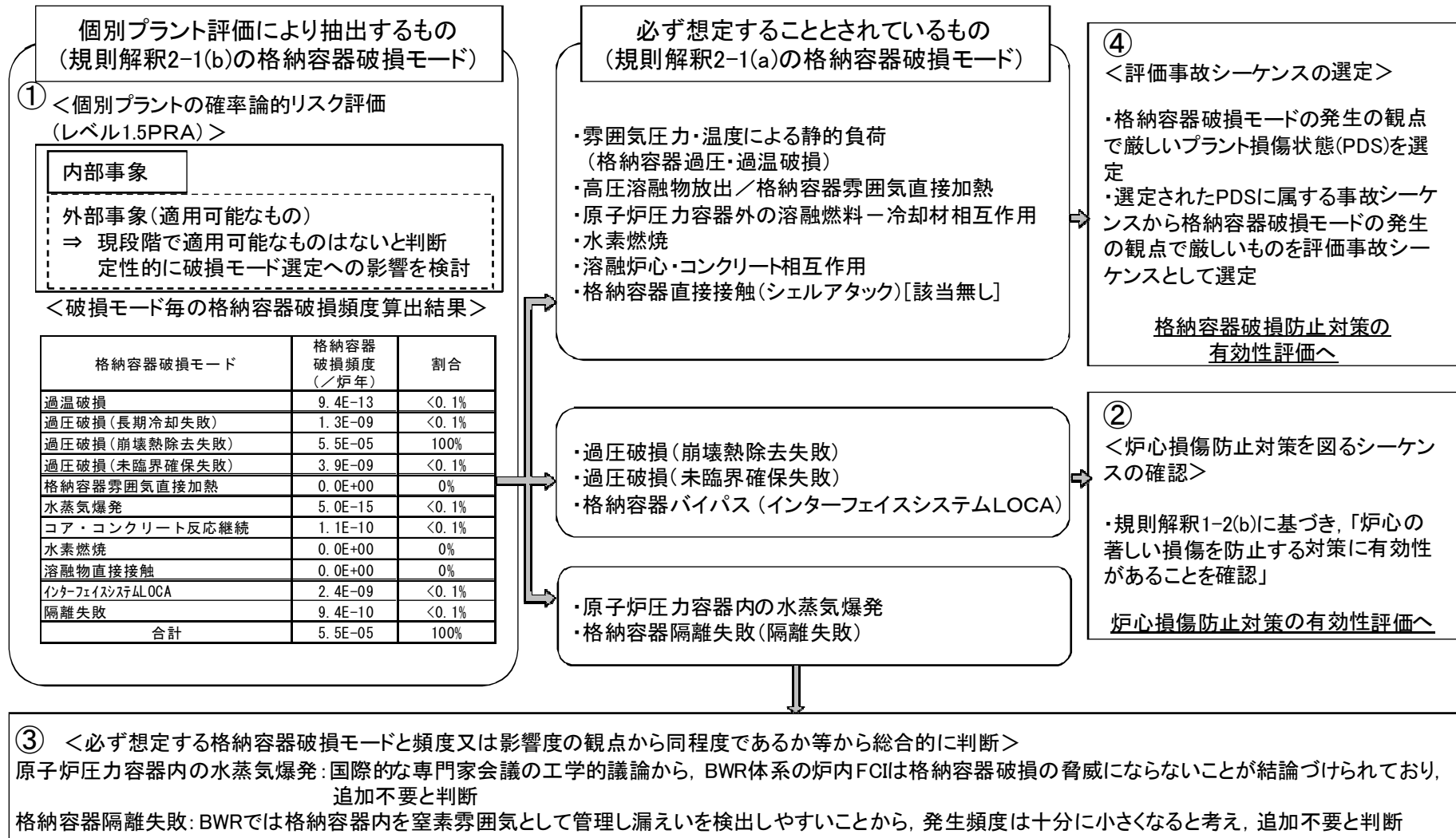
ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる PDS

第2-3表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について(1/2)

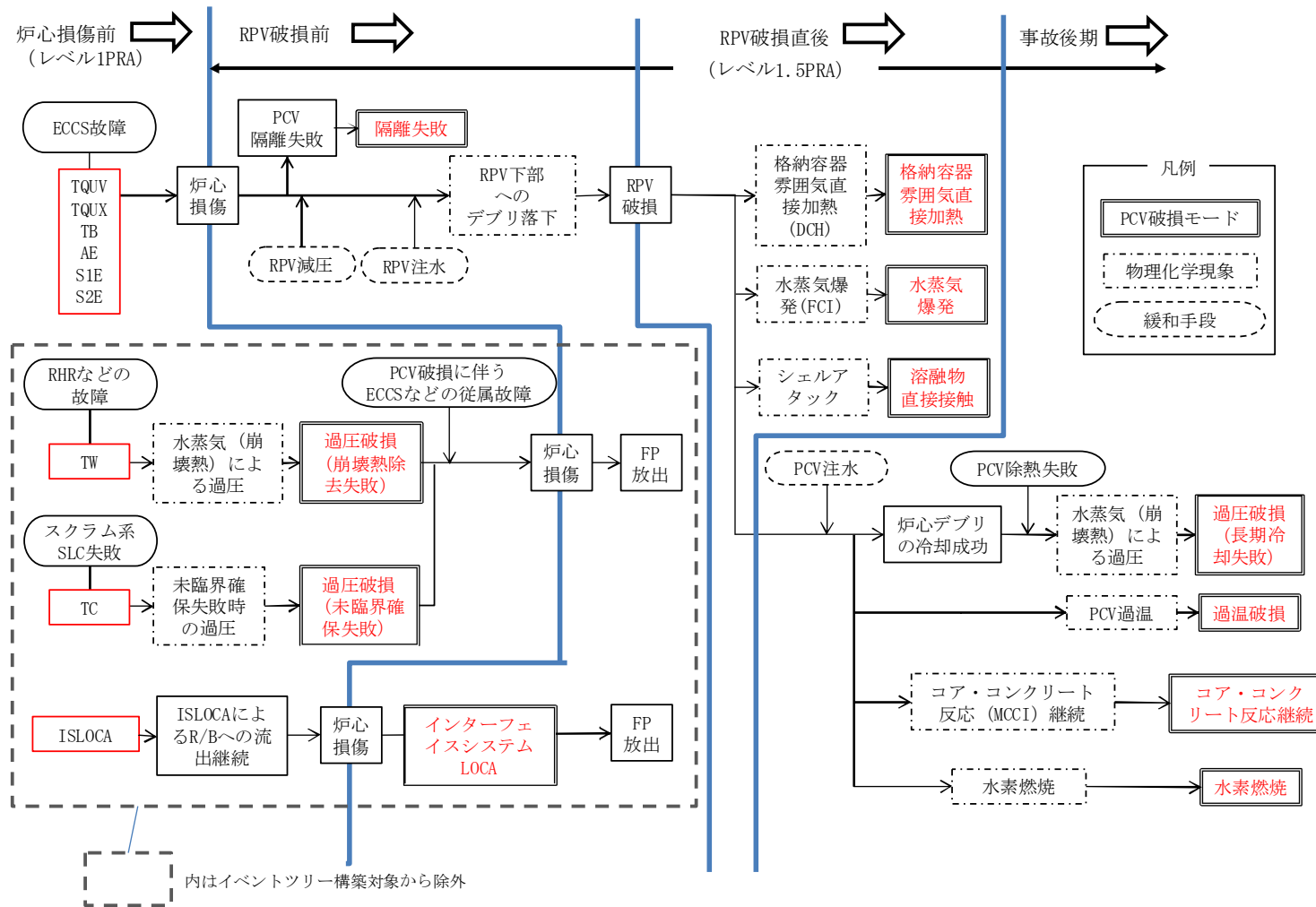
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス (下線は格納容器イベントツリーのヘディングを示す)	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	AE+SBO	大LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗 + (デブリ冷却成功)+長期冷却失敗	○	・低圧代替注水系 (常設) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・原子炉格納容器頂部注水系 (常設) ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 - 【事象進展の厳しさの観点】 - 【対策の有効性の観点】 格納容器過圧・過温破損に対する対策とその有効性を確認する観点から、AEに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源復旧、注水機能確保のための設備が多く、格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシーケンスを選定した。
券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	AE+SBO	大LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗 +格納容器注水失敗	○		
高压溶融物放出/ 格納容器券囲気直接加熱	TQUX	過渡事象+高压注入失敗+手動減圧失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +DCH発生	○	・逃がし安全弁を用いた手動操作による原子炉減圧	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 対応時間が厳しいシナリオとして、過渡事象を選定する。 【事象進展の厳しさの観点】 原子炉圧力容器破損までの余裕時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、原子炉圧力容器が高压で維持されるSRV再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 高压溶融物放出/格納容器券囲気直接加熱に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器が高压で維持されるシーケンスを選定した。
		手動停止+高压注入失敗+手動減圧失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +DCH発生			
		サポート系喪失+高压注入失敗+手動減圧失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +DCH発生			
原子炉圧力容器外の溶融燃料/ 冷却材相互作用	TQV	過渡事象+高压注入失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +FCL発生	○	実ウランを用いた種々の実験から、水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率は小さく、大規模な水蒸気爆発には至らないため、実機においても大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、解析により、圧カスパイクによる格納容器バウンダリの機能が喪失しないことを確認する。	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 原子炉圧力容器破損までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とする。 【事象進展の厳しさの観点】 SRV再閉失敗の成否の影響は小さいと考えられることから、発生頻度の観点からより大きいと考えられるSRV再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用による圧力上昇が厳しくなる場合においても、格納容器圧力バウンダリの健全性が維持されることを確認する観点から、重大事故等対策である低圧代替注水系 (常設) 等による原子炉注水は実施せず、原子炉圧力容器破損前の原子炉圧力容器下部注水系 (常設) による水張が実施されていることにより、ベDESTAL床面に水が存在する状態で圧力容器破損に至るシーケンスを選定した。
		過渡事象+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +FCL発生			
		手動停止+高压注入失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +FCL発生			
		手動停止+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +FCL発生			
		サポート系喪失+高压注入失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +FCL発生			
		サポート系喪失+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> +FCL発生			

第2-3表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について(2/2)

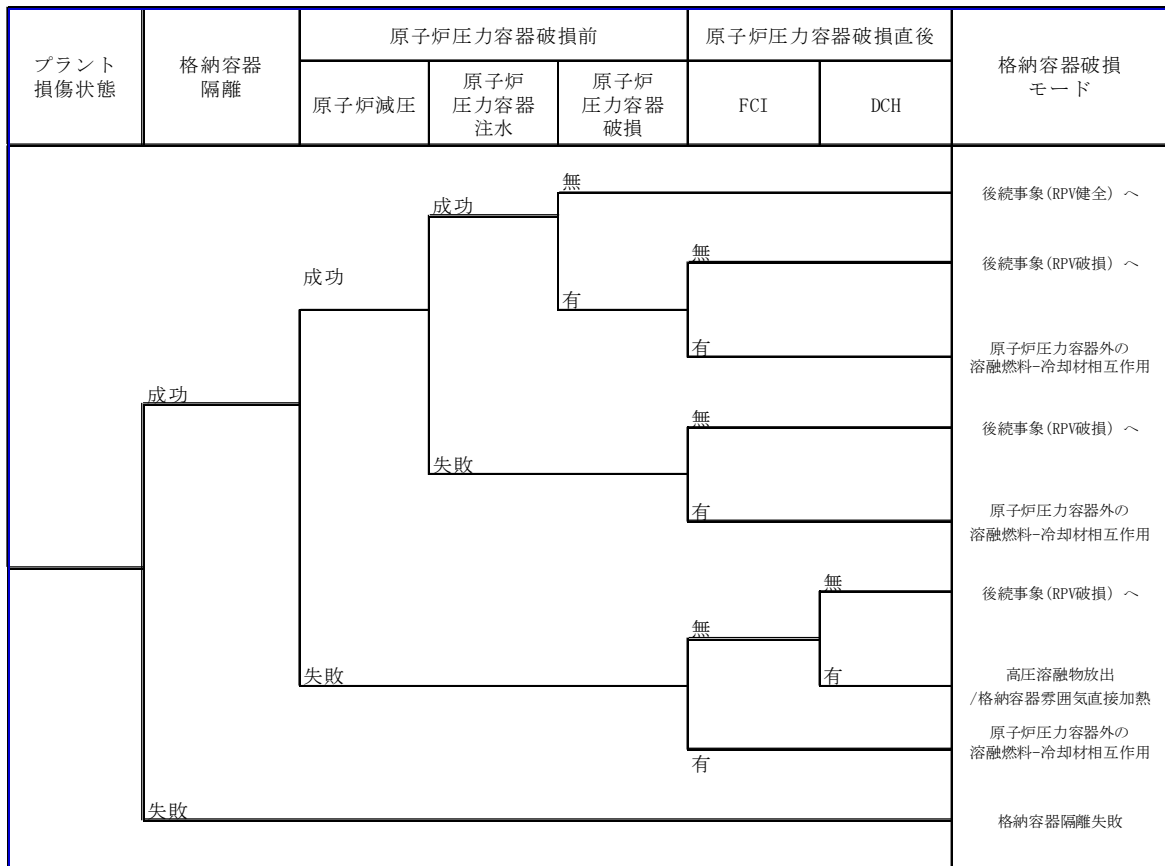
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス (下線は格納容器イベントツリーのヘディングを示す)	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
溶融炉心・コンクリート相互作用	TQUV	過渡事象+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗	○	・原子炉格納容器下部注水系（常設） （原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で、格納容器下部において溶融炉心の冷却に寄与する十分な水量及び水位の確保、かつ、溶融炉心の落下後に崩壊熱等を上回る注水）	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 原子炉圧力容器破損までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とする。 【事象進展の厳しきの観点】 SRV再閉失敗の成否の影響は小さいと考えられることから、発生頻度の観点からより大きいと考えられるSRV再閉失敗を含まないシーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器下部注水系（常設）によるベDESTALへの水張の効果を確認するため、重大事故等対策である低圧代替注水系（常設）等による原子炉注水は実施しないものとして、ベDESTALへの水張により、ベDESTALの水位が確保された状態で原子炉圧力容器破損に至るシーケンスを選定した。
		過渡事象+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
		手動停止+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
		手動停止+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
		サポート系喪失+高圧注入失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
		サポート系喪失+SRV再閉失敗+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ <u>損傷炉心冷却失敗</u> + (格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗			
水素燃焼	AE+SBO	大LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+ (損傷炉心冷却成功)+ (格納容器注水成功)+長期冷却失敗+可燃限界到達	○	・窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化	【事象進展の厳しきの観点】 — 【対策の有効性の観点】 水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点から、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化の効果を確認するため、水素発生量が少なく、相対的に酸素濃度が大きくなるシーケンスを選定した。また、原子炉格納容器圧力逃がし装置により酸素/水素混合ガスを原子炉格納容器外に排出し、事象収束することを想定したシーケンスを選定した。



第2-1図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス



第2-2図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード



DCH：格納容器雰囲気直接加熱

FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

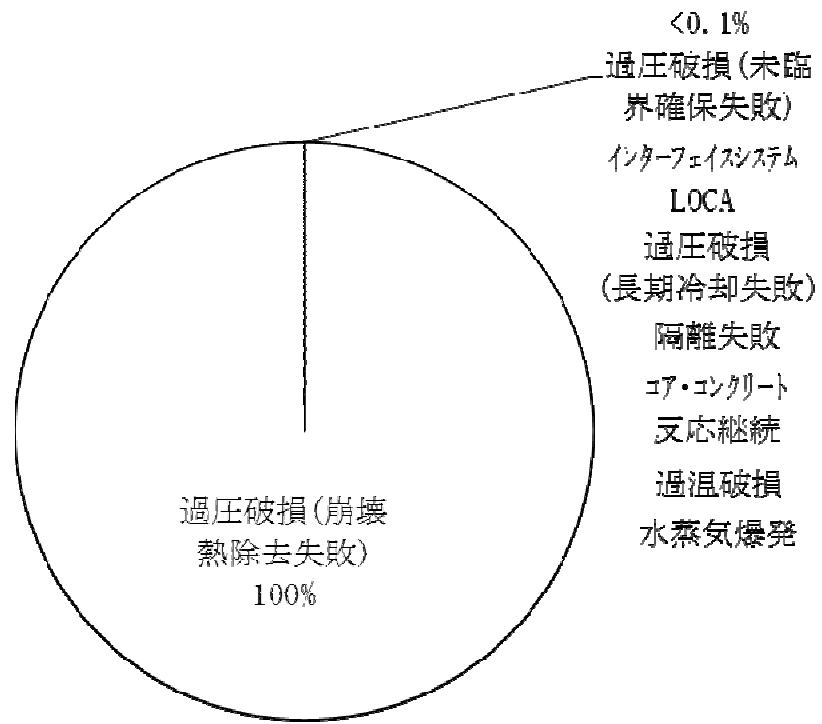
第2-3図 格納容器イベントツリー(1/2)

事故後期			格納容器破損モード
後続事象 (原子炉圧力容器健全)	格納容器注水 (ドライウエル)	長期冷却	
	成功	成功	原子炉圧力容器内で事故収束 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
		失敗	
失敗	失敗	成功	
		失敗	

事故後期					格納容器破損モード	
後続事象 (原子炉圧力容器破損)	格納容器注水 (ドライウエル)	F C I	デブリ冷却	長期冷却		
	成功	無	成功	成功	格納容器内で事故収束 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	
				失敗		
失敗	成功	有	失敗	成功		雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損), 溶融炉心・コンクリート相互作用
				失敗		
	失敗	有	失敗	成功	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損), 溶融炉心・コンクリート相互作用	
				失敗		

FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

第2-3図 格納容器イベントツリー(2/2)



格納容器破損頻度 : $5.5E-05$

第2-4図 レベル1.5 PRAの定量化結果 (格納容器破損モードごとの寄与割合)

3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第3-1図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。

3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

解釈において、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

4-1

(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

これを踏まえ、女川2号炉を対象に停止時レベル1PRAの知見等を活用して、運転停止中事故シーケンスグループの分析を実施している。

具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループの選定という今回の設置変更許可申請での位置付けを考慮し、従来より整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故対策設備などを含めない、設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でPRAモデルを構築し停止時レベル1PRA評価を実施した。

3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理

プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。

- ・運転中の設備や待機・待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。

- ・原子炉内の保有水量が工程とともに変化する。
- ・炉心の崩壊熱が時間の経過とともに減少する。

このため、プラント状態について、原子炉冷却材のインベントリー（水位）、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、余裕時間に関する類似性の観点から、分類を行った。分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-2図に示す。

停止時レベル1 P R Aにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各プラント状態において炉心損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第3-3図のイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。停止時レベル1 P R Aの定量化結果を第3-1表及び第3-4図に示す。

<選定した起因事象>

- 崩壊熱除去機能喪失（RHRフロントライン系/サポート系機能喪失）
崩壊熱除去機能に関わる弁、ポンプ等の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事象。
- 外部電源喪失
外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去機能が喪失する可能性がある。
- 原子炉冷却材流出
配管破断又は運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。停止時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。

なお、反応度の誤投入については、以下の理由から起因事象から除外した。

- ・プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、厳格な管理等により、制御棒駆動機構の点検等を行う場合でも1体ごとにしか行うことができない。
- ・万一、制御棒が誤引抜された場合でも、その影響は誤引抜された制御棒等の周辺のみに限られ、燃料に破損が生じたとしても、その影響は誤引抜された制御棒等の周辺のみに限られ、局所的な事象で収束し、過大な炉心の損傷には至ることはない。
- ・近年、BWRにおいて停止中に制御棒が誤って引き抜けた事象が発生したが、これを受けて、ノンリターン運転時のHCU隔離を行わない等の実効

的な再発防止策がとられ、同様の事象発生は防止されている。（同事象発生確率：約 /回）

抽出された事故シーケンス別の燃料損傷頻度を整理するとともに、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行った（第3-1表参照）。

その結果、解釈で想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

3.2 重要事故シーケンスの選定について

設置変更許可申請における重大事故等対処設備の有効性評価の実施に際しては運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンス選定にあたっては、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(以下、「審査ガイド」という。)」に記載の3つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シーケンスの選定にあたっての具体的な検討内容を以下に示す（第3-2表参照）。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

a. 余裕時間

崩壊熱が高く、余裕時間や必要な注水量の観点で厳しくなる事故シーケンスを選定している（第3-3表参照）。なお、原子炉冷却材の流出量に対して、対策の余裕時間は比較的長いとした。

⇒ 該当シーケンスを第3-2表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

b. 設備容量

炉心損傷防止対策に必要な設備容量にかかる要求が大きくなるシーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第3-2表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

c. 代表シーケンス

第3-1表の事故シーケンスの炉心損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内で支配的となるものとそうでないものに分類した。

⇒ 該当シーケンスを第3-2表中に影響度の観点で「高」，「中」，「低」で整理

以下に示す4つの事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定するにあたって、具体的な検討内容を第3-2表に示す。

【事故シーケンスグループ】

- (1) 崩壊熱除去機能喪失
- (2) 全交流動力電源喪失
- (3) 原子炉冷却材の流出
- (4) 反応度の誤投入

(1) 崩壊熱除去機能喪失

①事故シーケンス

- ・崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去失敗＋注水系失敗
- ・外部電源喪失＋崩壊熱除去失敗＋注水系失敗

②選定理由

着眼点a, b, cの評価結果より、「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去失敗＋注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

なお、対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない原子炉停止1日後に、崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定した。

③選定結果

- ・崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去失敗＋注水系失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・待機中RHR（LPCIモード）

(2) 全交流動力電源喪失

①事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋直流電源喪失＋HPCS失敗
- ・外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗
- ・外部電源喪失＋直流電源喪失
- ・外部電源喪失＋DG失敗

②選定理由

着眼点a, b, cの評価結果より、「外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗」

を重要事故シーケンスとして選定した。

③選定結果

- ・ 外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 低圧代替注水系（常設）
- ・ 原子炉補機代替冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備

(3) 原子炉冷却材の流出

①事故シーケンス

- ・ RHR切替時の冷却材流出+注水系失敗
- ・ CUWブロー時の冷却材流出+注水系失敗
- ・ CRD交換時の冷却材流出+注水系失敗
- ・ LPRM交換時の冷却材流出+注水系失敗

②選定理由

着眼点a, b, cの評価結果より、「RHR切替時の冷却材流出+注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。

③選定結果

- ・ RHR切替時の冷却材流出+注水系失敗

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 待機中RHR（LPCIモード）

(4) 反応度の誤投入

①事故シーケンス

- ・ 制御棒の誤引き抜き

②選定理由

代表性の観点から、停止余裕検査や冷温臨界試験等の制御棒が2本以上引き抜ける試験時に、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定する。

③選定結果

- ・ 制御棒の誤引き抜き

④炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラム

なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、燃料損傷頻度の事故シーケンス

スに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等を確認している。（別紙4）

第3-1表 運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンス	シーケンス No.	シーケンス別 CDF (／定期検査)	炉心損傷に至る主要因	グループ別 CDF (／定期検査)	全 CDF への寄与割合	運転停止中事故シーケンスグループ	備考																																				
崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去失敗＋注水系失敗	(1)	9.0E-07	崩壊熱の除去に失敗	9.3E-07	94.8%	崩壊熱除去機能喪失	全炉心損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー																																				
	外部電源喪失＋崩壊熱除去失敗＋注水系失敗	(2)						3.2E-08	外部電源喪失＋直流電源喪失＋HPCS失敗	(3)	2.2E-13	サポート機能(電源機能)の喪失	5.1E-08	5.1%	全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗	(4)	1.7E-12	外部電源喪失＋直流電源喪失	(5)	3.5E-08	外部電源喪失＋DG失敗	(6)	1.6E-08	RHR 切替時の冷却材流出＋注水系失敗	(7)	1.7E-10 (1.7E-10/回)	原子炉冷却材の喪失	3.5E-10	<0.1%	原子炉冷却材の流出	CUW ブロー時の冷却材流出＋注水系失敗	(8)	1.7E-10 (5.7E-11/回)	CRD 交換時の冷却材流出＋注水系失敗	(9)	4.0E-12 (4.0E-12/回)	LPRM 交換時の冷却材流出＋注水系失敗	(10)	2.3E-12 (2.3E-12/回)	合計		9.8E-07
外部電源喪失＋直流電源喪失＋HPCS失敗	(3)	2.2E-13	サポート機能(電源機能)の喪失	5.1E-08	5.1%	全交流動力電源喪失																																					
	外部電源喪失＋DG失敗＋HPCS失敗	(4)						1.7E-12																																			
	外部電源喪失＋直流電源喪失	(5)						3.5E-08																																			
	外部電源喪失＋DG失敗	(6)						1.6E-08																																			
RHR 切替時の冷却材流出＋注水系失敗	(7)	1.7E-10 (1.7E-10/回)	原子炉冷却材の喪失	3.5E-10	<0.1%	原子炉冷却材の流出																																					
	CUW ブロー時の冷却材流出＋注水系失敗	(8)						1.7E-10 (5.7E-11/回)																																			
	CRD 交換時の冷却材流出＋注水系失敗	(9)						4.0E-12 (4.0E-12/回)																																			
	LPRM 交換時の冷却材流出＋注水系失敗	(10)						2.3E-12 (2.3E-12/回)																																			
合計		9.8E-07	—	9.8E-07	100.0%	—																																					

第3-2表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定について（1/3）

事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シナリオの選定の考え方（審査ガイドの着眼点に対応）			選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去失敗 + 注水系失敗	<ul style="list-style-type: none"> 待機中RHR (LPCIモード) 低圧代替注水系(可搬型) 	中	中	高	<p>【重要事故シナリオの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より, ①の事故シナリオが最も「高」と「中」が多いことから, ①「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗」 を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シナリオの扱い】 ・②「外部電源喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗」については, 対応する時間余裕については, ①の事故シナリオと同等である。外部電源喪失を起因とするシナリオについては, 事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」において評価する。</p>
	②外部電源喪失 + 崩壊熱除去失敗 + 注水系失敗		中	中	低	

第3-2表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について（2/3）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方（審査ガイドの着眼点に対応）			選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	
全交流動力 電源喪失	①外部電源喪失 + 直流電源喪失 + HPCS失敗		中	中	低	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より, ①と②の事故シーケンスがともに「中」の数と同じであるが, cの観点から相対的に②の方が①より頻度が高いことから, ◎「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ・①「外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗」については, 選定したシーケンスにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで重要事故シーケンスに包絡されると考えられる。 ・③「外部電源喪失+直流電源喪失」については, 選定したシーケンスにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで重要事故シーケンスに包絡されると考えられる。</p>
	◎②外部電源喪失 + DG失敗+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>低圧代替注水系</u> (常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・常設代替交流電源設備 	中	中	低	
	③外部電源喪失 + 直流電源喪失	<p>【直流電源喪失の対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備 又は ・低圧代替注水系（可搬型） 	低	低	高	
	④外部電源喪失+DG失敗		低	低	中	

第3-2表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について（3/3）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方（審査ガイドの着眼点に対応）			選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	
原子炉冷却材の流出	◎ ①RHR切替時の冷却材流出 +注水系失敗	・待機中RHR (L P C Iモード)	中	低	高	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」が多いことから、 ①「RHR切替時の冷却材流出+注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ・②「CUWブロー時の冷却材流出+注水系失敗」については、CDFが比較的大きいものの、冷却材流出発生時には、ブロー水の排水先のRW設備の運転員による異常の認知にも期待でき、認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。 ・③「CRD交換時の冷却材流出+崩壊熱除去失敗+注水系失敗」については、必要な設備容量が大きいものの、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。</p>
	②CUWブロー時の冷却材流出 +注水系失敗		中	低	中	
	③CRD交換時の冷却材流出 +注水系失敗		中	中	低	
	④LPRM交換時の冷却材流出 +注水系失敗		中	低	低	
反応度の誤投入	◎ ①制御棒の誤引き抜き	・起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラム	-	-	-	<p>①「制御棒の誤引き抜き」を重要事故シーケンスとして選定</p> <p>代表性の観点から、停止余裕検査や停止時冷温臨界試験などの制御棒が2本以上引き抜ける試験時に、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定した。</p>

第3-3表 炉心損傷までの余裕時間について

(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起回事象とする場合

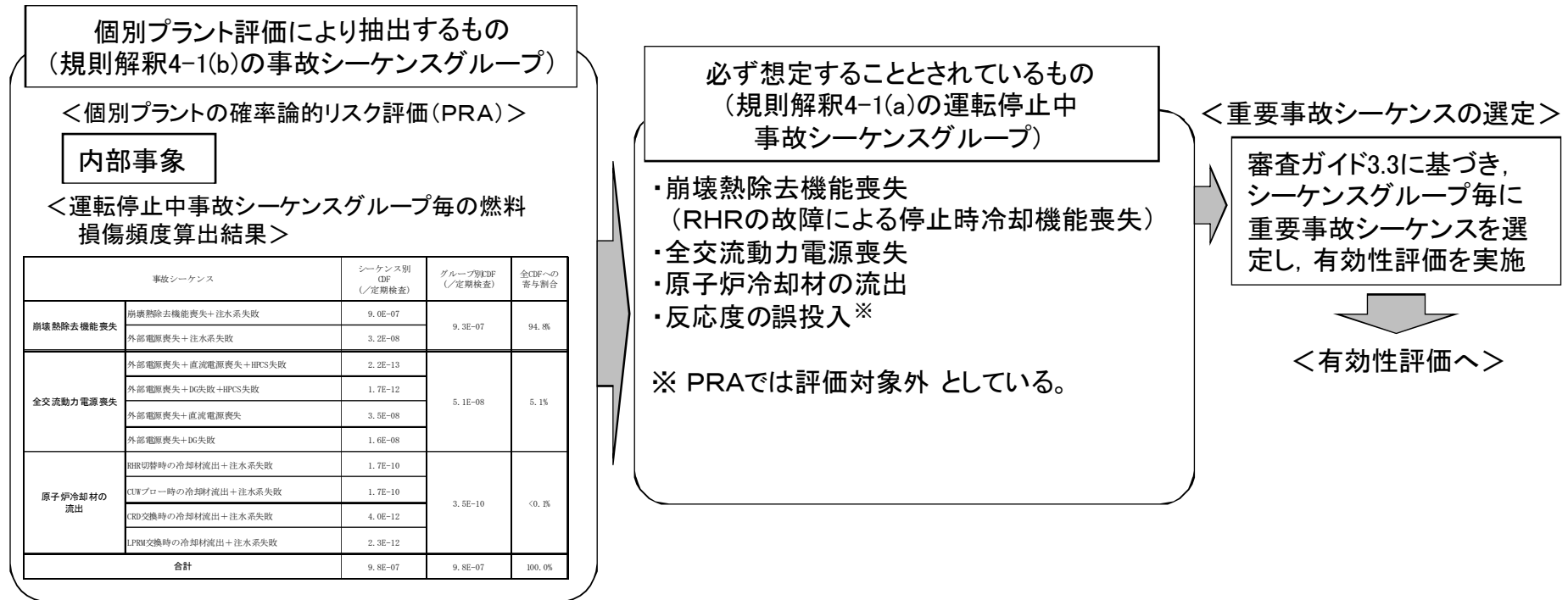
POS	炉心損傷までの余裕時間(h)
S	4
A1	6
A2	9
B1	81
B2	153
C1	35
C2	42
D	43

(b) 一次冷却材バウンダリ機能喪失を起回事象とする場合

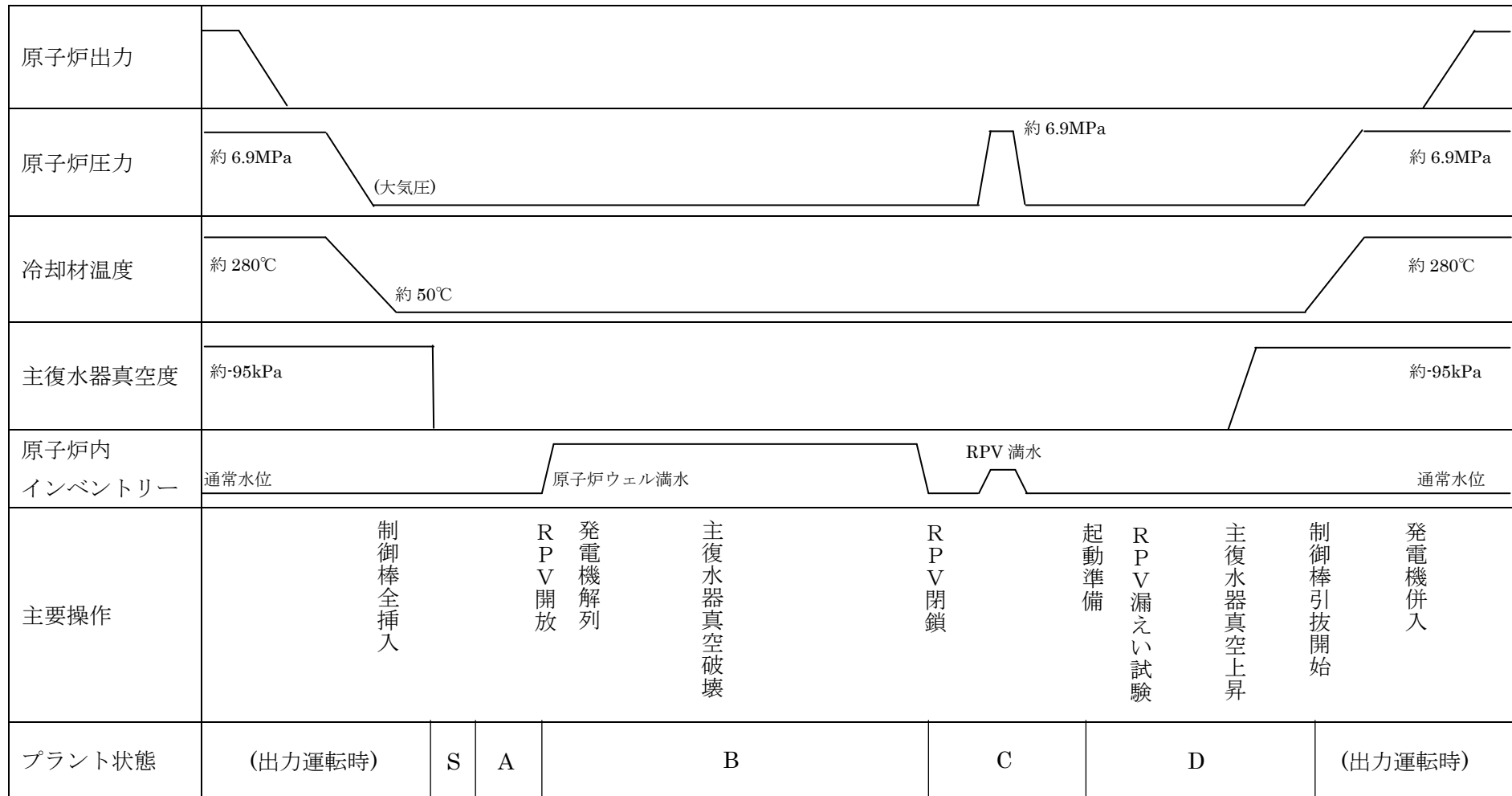
冷却材流出事象	CRD 点検	LPRM 点検	RHR 切替	CUW ブロー
POS	B1	B1	B2	C1, D
炉心損傷に至る 流出量 (m ³)				
冷却材流出量 (m ³ /h)				
炉心損傷までの 余裕時間 (h)				

※1 CRD 口径 (m) が破断した場合を想定※2 LPRM口径 (m) が破断した場合を想定

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



第3-1図 運転停止中原子炉における事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス



第3-2図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

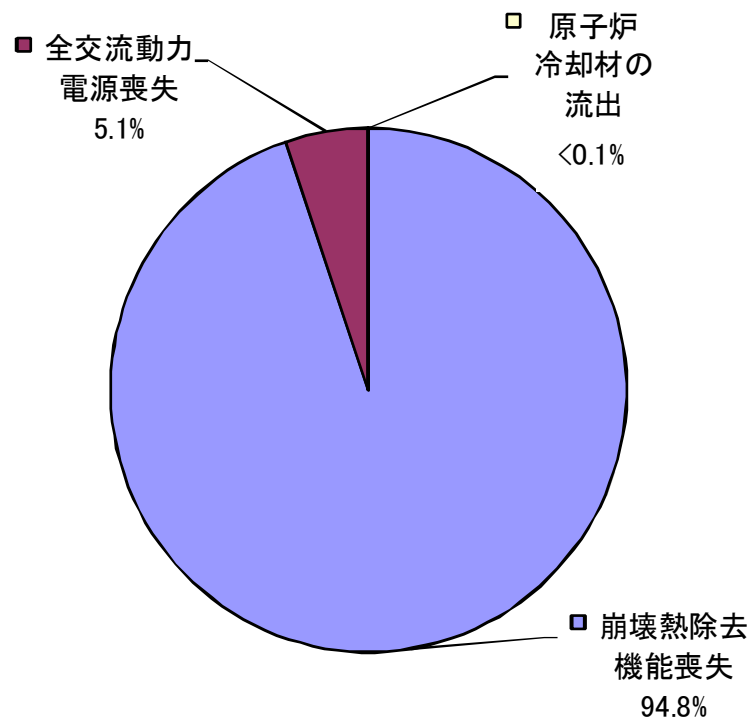
外部電源喪失	直流電源 (区分Ⅰ、Ⅱ)	交流電源 (区分Ⅰ、Ⅱ)	崩壊熱除去・ 炉心冷却	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
				炉心損傷なし	(2)
			崩壊熱除去機能喪失	炉心損傷なし	
				全交流動力電源喪失	(4), (6) ^{※1}
			全交流動力電源喪失	炉心損傷なし	
				全交流動力電源喪失	(3), (5) ^{※1}

崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
		炉心損傷なし	(1)
	崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	

原子炉冷却材の流出 ^{※2}	炉心冷却	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
		炉心損傷なし	(7), (8), (9), (10)
	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出	

- ※1 HPCS待機除外のシーケンス
- ※2 「RHR切替時の冷却材流出」, 「CUWブロー時の冷却材流出」
「CRD交換時の冷却材流出」, 「LPRM交換時の冷却材流出」
の4つの起因事象を含む

第3-3図 停止時PRAにおけるイベントツリー



第3-4図 事故シナリオグループごとの寄与割合

炉心損傷頻度 : 9.8E-07

4 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活用したP R Aの実施プロセスについて

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際して適用可能としたP R Aの実施に際しては、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「P R Aの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。（別紙11）

また、今回のP R Aの評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として、専門家によるピアレビューを実施した。その結果、今回実施したP R Aにおいて、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結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。（別紙12）

有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての
外部事象（地震・津波以外）の考慮について

重大事故の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループ等の選定に際しては、「実用発電用原子炉およびその附属施設の位置，構造および設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「解釈」という。）に「個別プラントの内部事象に関する PRA および外部事象に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されている。

本設置変更許可申請においては，外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあるものとして地震，津波のレベル 1 PRA を対象に実施した。火災，溢水およびその他外部事象については，PRA 手法の確立に向けた検討を実施中であり，現時点では適用可能な段階ではないが，これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について検討および整理した内容を以下に示す。

1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの選定に係る検討（レベル 1PRA）

1.1 火災，溢水の影響

外部事象のうち，火災，溢水のレベル 1 PRA については，日本原子力学会標準（以下，「学会標準」という）が発行され，これらの検討内容を踏まえて想定される代表的な起因事象を整理した結果を表 1-1 に示す。

表 1-1 内部火災，溢水により発生する代表的な起因事象

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
非隔離事象	内部火災・溢水によるタービン廻り設備の機能喪失
隔離事象	内部火災・溢水による循環水ポンプ等の機能喪失によって主復水器真空度低
全給水喪失	内部火災・溢水による給・復水ポンプ等の機能喪失
外部電源喪失	内部火災・溢水による常用母線等の機能喪失
S/R 弁誤開放	内部火災によるケーブル内の短絡による S/R 弁制御回路の誤動作
手動停止	内部火災・溢水による待機系設備の機能喪失（プラント自動停止に至らないケース）

表 1-1 で抽出された起因事象は屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性を有するが、これらは同機器の故障・誤操作を想定する内部事象レベル 1 から得られる起因事象に含まれている。

溢水、火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性もあるが、設計基準対象施設により波及拡大に起因する広範囲における重畳的な事象発生を防止できることを考えると、定量化に際しては別途評価が必要であるものの、これらは内部事象レベル 1 PRA から得られる事故シーケンスと同様の事象になるものと推定される。

1.2 その他外部事象の影響

その他の外部事象としては、解釈第 6 条第 2 項に自然現象として、第 8 項に人為事象として具体的に以下が記載されている。

<自然現象>

敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるもの。

<人為現象>

敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム の崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等。

これらの外部事象に対して、原子力発電所における安全施設の大部分は、外殻となる建屋または構築物等により防護されると考えられるため、屋外に設置された設備への影響を主要な検討対象とする。検討結果を表 1-2、表 1-3 および添付資料-1 に示す。

炉心損傷に至る可能性のある建屋外部の設備の機能喪失としては海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失、変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定されるが、これらはいずれも今回 PRA 実施により抽出した事故シーケンスとしても確認されている。

また、火山（火山灰の降下）では火山灰、森林火災ではばい煙の建屋開口部からの取り込みによる換気空調系機能への影響等は新たに考慮すべき可能性があるものと考えられるが、原子炉補機冷却水喪失、全交流動力電源喪失発生時には同時に換気空調系機能喪失が想定されており、これらで想定される事故シーケンスと類似した事象になるものと推定される。

自然現象の重畳を考慮した場合の影響については、以下のケースが考えられるが、いずれの場合についても、建屋、構築物の外部に設置された設備に

対する影響の程度が変化するものの、起因事象としては変わらないと判断されることから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものと考えられる。

- a. 異なる自然現象のそれぞれによって、同じ影響が重ね合わさって影響が大きくなる場合

同じ影響の重畳により影響が大きくなるが、設計基準の事象として単独事象に対してシナリオの抽出を行っており、新たなシナリオは生じない。

- b. ある自然現象に対する防護施設が、他の自然現象によって損傷することにより影響が大きくなる場合

単独の自然現象に対するシナリオの選定において設計基準を超える事象を評価の対象とすることは、設備耐力に期待しないということであり、単独事象に抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

- c. 他の自然現象の作用によって影響が及ぶようになる場合

単独事象では影響が及ばない評価であったものが、事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものである。例えば、火山灰の降灰と降水が重畳した場合、変圧器等の屋外設備の損傷を想定しても、起因事象としては外部電源喪失であり、同時に補機冷却機能が喪失した場合には全交流動力電源喪失となるが、新たなシナリオは生じない。

人為事象についても、原子炉施設へ与える影響について評価した。評価対象事象のうち、飛来物（航空機衝突）については、発生確率が十分に低いと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも大規模損壊対策による影響緩和が可能である。その他の人為事象については、女川原子力発電所の敷地および敷地周辺の地域特性を考慮すると発生のおそれはないと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも自然現象と同様に、建屋外部に設置された設備への影響を考慮すれば良いことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものと考えられる。

なお、今回定性的な評価とした各 PRA や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災および地震随伴溢水を対象とした PRA については、手法整備の研究および実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

2. 格納容器破損モード選定に係る検討（レベル 1.5PRA）

外部事象レベル 1.5PRA については、地震 PRA のみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的な PRA 手法が確立され

ておらず、定量評価を実施できる状況ではないため、「それに代わる方法」として、以下のとおり定性的な検討を実施した。

2.1 地震の影響

地震特有の影響としては建屋損傷等の炉心損傷直結事象が発生した場合の格納容器破損への影響が想定されるが、地震動により建物が大規模に損壊するような場合に考えられる格納容器破損モードは、直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失と考えられることから、今回内部事象から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと推定される（添付資料-2 参照）。

2.2 津波の影響

津波特有の影響として建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、格納容器および内部構造物が直接破損することは想定し難く、格納容器破損モードの追加は必要ないものとする。

2.3 火災・溢水の影響

レベル1 PRA における発生可能性のある起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1 PRA に追加すべきものは発生しないものと推定しており、格納容器および内部構造物が直接破損することも想定し難いことから、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないものとする。

2.4 その他外部事象の影響

レベル1 PRA における検討からも、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1 PRA に追加すべきものは発生しないものと推定しており、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないものとする。

3. まとめ

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階で PRA 適用可能と判断した地震レベル 1PRA, 津波レベル 1PRA 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないものと評価した。

なお、今回、定性的な分析とした各 PRA や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災および地震随伴溢水を対象とした PRA については、手法整備の研究および実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

表 1-2 自然現象が原子炉施設へ与える影響

事象	原子炉施設へ与える影響
洪水	敷地の地形および表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることはない。
風(台風)	安全施設に対する風荷重は、建築基準法に基づき、既往最大値を上回るものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、風による影響は考え難い。また、強風の影響としては竜巻の影響に包含される。
竜巻	過大な風荷重、気圧差荷重、飛来物により構築物等が破損し、構築物等に直接的あるいは波及的影響を与える可能性があるが、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の最大風速および竜巻最大風速のハザード曲線により算定した結果から設定した風速を想定しても安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、送電鉄塔倒壊による外部電源喪失が想定される。また、屋外設備の海水ポンプ等が飛来物により損傷した場合、海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却水機能喪失および全交流動力電源喪失が想定される。なお、海水ポンプについては、飛来物への防護対策を講じることとしている。
凍結	屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて最低気温に適切な余裕を持った凍結防止対策を行い、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としている。ただし、軽油の凍結に伴う全交流動力電源喪失、着氷による送変電設備の損傷による外部電源喪失が想定される。
降水	発電所構内の降雨水は、構内排水路で集水し、海域へ排水することとし、安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計としている。なお、想定を超える降水による影響については溢水または津波の影響に包含される。
積雪	過大な積雪荷重により構築物等が破損する可能性があるが、過去記録された最大積雪量を想定しても、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない設計としている。ただし、着雪による送変電設備の損傷による外部電源喪失が想定される。
落雷	原子炉施設の雷害防止として避雷設備を設置するとともに、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行い、安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計のため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられる。ただし、送電線の損傷による外部電源喪失、海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却水機能喪失、海水ポンプ等の損傷による全交流動力電源喪失が想定される。
地すべり	原子炉施設の設置位置およびその付近の地盤は、地形、地質・地質構造等から、原子炉施設の安全性に影響を及ぼすような地すべり等が生じることはない。なお、発電所周辺では倒壊に伴う送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
火山の影響	火山灰による過大な積載荷重による構築物等の破損、火山灰による排気筒等の閉塞等の可能性があるが、想定される降灰厚さを考慮しても安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、送電線等の損傷による外部電源喪失が想定される。
生物学的事象	海生生物については、大量の襲来を原因とした海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却水機能喪失が想定される。なお、小動物については、屋外設置の端子箱内に侵入した場合に短絡、地絡事象の原因となり得るが、ケーブル貫通部等のシールにより防止可能であり、トレン分離した安全機能が共通要因で機能喪失することはない。
森林火災	森林火災については輻射熱による設備・建屋への影響が想定されるが、設計基準対象施設は、森林火災に対して、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、防火帯を設けていることから、安全性を損なうおそれはない。ただし、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失、軽油タンク等の損傷による全交流動力電源喪失および送変電設備の損傷による外部電源喪失が想定される。

表 1-3 人為事象が原子炉施設へ与える影響

事象	原子炉施設へ与える影響
飛来物 (航空機衝突)	航空機落下確率評価結果が防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉年を超えないため、航空機衝突による防護設計を必要としない。 なお、当該事象が万が一発生した場合には、大規模損壊および大規模な火災が発生することを想定し、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。
ダム崩壊	発電所の近くには、ダムの崩壊により発電所に影響を及ぼすような河川はないことから、ダムの崩壊を考慮する必要はない。
爆発	発電所の近くには、原子炉施設の安全性を損なうような爆発物の製造および貯蔵設備はないことから、爆発を考慮する必要はない。
近隣工場等の 火災	原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の石油工業関連施設はないことから、近隣工場等の火災を考慮する必要はない。
有毒ガス	原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はなく、陸上輸送等の可動施設についても主要な幹線道路や航路から発電所は十分離れていることから、有毒ガスによる安全施設への影響は考慮する必要はない。
船舶衝突	原子炉施設は、主要な航路から十分離れていることから、船舶の衝突を考慮する必要はない。
電磁的障害	電磁波を発生する機器が中央制御室の計測制御設備へ与える影響については、予め試験で影響がないことを確認する等の措置を行うため、安全性が損なわれることはない。

外部事象（地震，津波，火災および溢水を除く）の影響評価について

解釈第6条2項に記載されている自然現象については，現段階でのPRAの実施は困難であるため，「それに代わる方法」として事故シーケンスグループの抽出を行い，重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

1. 評価対象事象

設計基準において想定される外部事象（自然現象および人為事象）について，添付-1のとおり抽出しているが，人為事象については，発生のおそれがないこと等から，ここでは，自然現象（地震，津波，火災および溢水を除く）に着目した評価を行った。

なお，自然現象の評価に当たっては，以下の事象を選定した。

- ・洪水
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地すべり
- ・火山の影響
- ・生物学的影響
- ・森林火災

2. 想定範囲

事故シーケンスグループの抽出に当たっては，上記自然現象のそれぞれについて，過酷と考えられる条件を基にその影響について評価を行う。

3. まとめ

1.項に示した各評価対象事象について，事故シーケンスに至る可能性について検討を実施した結果（添付-2～7参照），内部事象PRAや地震PRA，津波PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。

表 事象の選定結果

No.	事象	備考	詳細説明
1	洪水	敷地の地形および表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることはない。	—
2	風（台風）	「竜巻」による影響評価に包含される。	—
3	竜巻	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-2
4	凍結	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-3
5	降水	「津波」による影響評価に包含される。	—
6	積雪	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-4
7	落雷	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-5
8	地すべり	原子炉施設の設置位置およびその付近の地盤は、地形、地質・地質構造等から、原子炉施設の安全性に影響を及ぼすような地すべり等が生じることはない。	—
9	火山の影響	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-6
10	生物学的影響	海生生物襲来による海水ポンプ機能喪失、小動物等によるケーブル類の損傷を想定されるが、除塵装置および小動物の進入防止対策により、安全施設の機能が損なわれることはない。	—
11	森林火災	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-7

想定される自然現象および発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となる
おそれがある事象であって人為によるものの選定について

想定される自然現象および発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下、「想定される人為事象」という。）について選定を行った。

（1）想定される自然現象および想定される人為事象の抽出

設置許可基準規則の解釈第 6 条第 2 項および 8 項において、「想定される自然現象（地震および津波を除く。）」と「安全性を損なわせる原因となる恐れがある事象」として、以下のとおり例示されている。

第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

2 第 1 項に想定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然現象を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象または森林火災等から適用されるものをいう。

（中略）

8 第 3 項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」としては、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

想定される自然現象および想定される人為事象について網羅的に抽出するための基準等については、国外の基準として Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (IAEA, April 2010) を、また人為事象を選定する観点から「DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES(FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI 12-06 August 2012)」, 日本の自然現象を網羅する観点から「日本の自然災害（国会資料編纂会 1998 年）」を参考にした。これらの基準等に基づき抽出した想定される自然現象を表 1-1 に、想定される人為事象を表 1-2 に示す。なお、その他に NRC の「NUREG/CR-2300 PRA Procedures Guide (NRC, January 1983)」等の基準も事象収集の対象としたが、これら追加した基準の事象により、「(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象および人為事象の選定結果」において選定される事象が増加することはなかった。

表 1-1 考慮する外部ハザードの抽出（想定される自然現象）

No	外部ハザード	外部ハザード抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-2	隕石	○		○		○		○		○
1-3	降水（豪雨（降雨））	○	○	○	○	○	○	○		○
1-4	河川の迂回	○				○		○		○
1-5	砂嵐（or 塩を含んだ嵐）	○		○		○		○		○
1-6	静振	○				○		○		○
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○		○
1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-9	土壌の収縮または膨張	○				○		○		○
1-10	高潮	○	○			○		○		○
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○		○
1-12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-13	波浪・高波	○				○		○		○
1-14	雪崩	○	○	○		○		○		○
1-15	生物学的事象	○			○		○	○		○
1-16	海岸浸食	○		○		○		○		○
1-17	干ばつ	○	○	○		○		○		○
1-18	洪水（外部洪水）	○	○			○	○	○		○
1-19	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○
1-21	濃霧	○				○		○		○
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○
1-23	霜・白霜	○	○	○		○		○		○
1-24	草原火災	○								○
1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○		○
1-26	極高温	○	○	○		○		○		○
1-27	満潮	○				○		○		○
1-28	ハリケーン	○				○		○		
1-29	氷結	○		○		○		○		○
1-30	氷晶			○						○
1-31	氷壁			○						○
1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）		○							

No	外部ハザード	外部ハザード抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○
1-34	湖または河川の水位低下	○		○		○		○		○
1-35	湖または河川の水位上昇			○		○				
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○							○
1-37	極限的な圧力（気圧高低）			○						○
1-38	もや			○						
1-39	塩害、塩雲			○						○
1-40	地面の隆起		○	○						○
1-41	動物			○						○
1-42	地すべり	○		○		○	○	○		○
1-43	カルスト			○						○
1-44	地下水による浸食			○						
1-45	海水面低			○						○
1-46	海水面高			○						○
1-47	地下水による地すべり			○						
1-48	水中の有機物			○						
1-49	太陽フレア、磁気嵐	○								○
1-50	高温水（海水温高）			○						○
1-51	低温水（海水温低）			○						○
1-52	泥湧出		○							
1-53	土石流		○							○
1-54	水蒸気		○							○
1-55	毒性ガス	○	○			○		○		○

表 1-2 考慮する外部ハザードの抽出（想定される人為事象）

No	外部ハザード	外部ハザード抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
2-1	衛星の落下	○		○				○		○
2-2	パイプライン事故(ガスなど),パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○		○		○		
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	○		○		○		○		○
2-4	有毒ガス	○			○	○	○	○		
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○		
2-6	飛来物（航空機衝突）	○		○	○	○	○	○	○	○
2-7	工業施設または軍事施設事故	○				○		○		○
2-8	船舶の衝突（船舶事故）	○		○	○		○			○
2-9	自動車または船舶の爆発	○		○						○
2-10	船舶から放出される固体液体不純物			○						○
2-11	水中の化学物質			○						
2-12	プラント外での爆発			○	○		○			○
2-13	プラント外での化学物質の流出			○						○
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○		
2-15	軍事施設からのミサイル			○						
2-16	掘削工事			○						
2-17	他のユニットからの火災			○						
2-18	他のユニットからのミサイル			○						
2-19	他のユニットからの内部溢水			○						
2-20	電磁的障害			○	○		○			○
2-21	ダムの崩壊			○	○		○			○
2-22	内部溢水				○	○	○	○		
2-23	火災（近隣工場等の火災）				○	○	○			○

① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI12-06 August 2012)

② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年

③ Specific Safety Guide (SSG-3) "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", IAEA, April 2010

④ 「実用発電用原子炉およびその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

⑤ NUREG/CR-2300 "PRA Procedures Guide", NRC, January 1983

⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造および設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）

- ⑦ ASME/ANS RA-Sa-2009" Addenda to ASME ANS RA-S-2008 Standard for level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"
- ⑧ B.5.b Phase 2&3 Submittal Guideline (NEI 06-12 December 2006)- 2011.5 NRC 発表
- ⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」 一般社団法人 日本原子力学会 2014年12月

(2) 設計上考慮すべき想定される自然現象および人為事象の選定

(1) で網羅的に抽出した事象について、女川原子力発電所において設計上考慮すべき事象を選定するため、海外での評価手法[※]を参考とした表 1-3 の除外基準のいずれかに該当するものは除外して事象の選定を行った。

表 1-3 除外基準 (参考 1 参照)

基準 A	プラントに影響を与えるほど近接した場所に発生しない。(例：No. 1-5 砂嵐)
基準 B	ハザード進展・来襲が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。(例：No. 1-16 海岸浸食)
基準 C	プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等もしくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれることはない。(例：No. 1-21 濃霧)
基準 D	影響が他の事象に包絡される。(例：No. 1-27 満潮)
基準 E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。 (例：No. 1-2 隕石)
基準 F	外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項で評価を実施している。または故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項 (例：No. 2-5 タービンミサイル)

※ ASME/ANS RA-Sa-2009 "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"

(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象および想定される人為事象の選定結果

(2) で検討した除外基準に基づき、女川原子力発電所において設計上考慮すべき事象を選定した結果を表 1-4 および表 1-5 に示す。

第 6 条に該当する「想定される自然現象」として、以下の 11 事象を選定した。

- ・洪水
- ・風(台風)
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地すべり
- ・火山
- ・生物学的事象
- ・森林火災

また、「想定される人為事象」として、以下の 7 事象を選定した。

- ・飛来物(航空機衝突)
- ・ダムの崩壊
- ・爆発
- ・近隣工場等の火災
- ・有毒ガス
- ・船舶の衝突
- ・電磁的障害

表 1-4 設計上考慮すべき想定される自然現象の選定結果

No	外部ハザード	除外基準	選定	備考
1-1	極低温（凍結）	－	○	「凍結」としてプラントへの影響評価を行う。
1-2	隕石	E	×	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突する可能性は極めて低いことから考慮しない。
1-3	降水（豪雨（降雨））	－	○	「降水」としてプラントへの影響評価を行う。
1-4	河川の迂回	A	×	安全施設の機能が損なわれることはないため考慮しない。
1-5	砂嵐（塩を含んだ嵐）	A	×	周辺に砂丘等が無いため考慮しない。 なお、黄砂については、換気空調設備の外気取込み側に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること、また、容易に取替が可能であることから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。
1-6	静振	D	×	「津波」に包絡される。
1-7	地震活動	F	×	「第四条 地震による損傷の防止」にて評価する。
1-8	積雪（暴風雪）	－	○	「積雪」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-9	土壌の収縮または膨張	A	×	発電所の地盤は安定した硬質岩盤であり考慮しない。
1-10	高潮	D	×	「津波」に包絡される。
1-11	津波	F	×	「第五条 津波による損傷の防止」にて評価する。
1-12	火山（火山活動・降灰）	－	○	地域特性を踏まえて影響評価を行う。
1-13	波浪・高波	D	×	「津波」に包絡される。
1-14	雪崩	A	×	豪雪地帯ではないため考慮しない。
1-15	生物学的事象	－	○	「生物学的事象」としてプラントへの影響評価を実施する。
1-16	海岸浸食	B	×	事象進展が遅く、安全施設の機能に影響を及ぼすことはないため考慮しない。
1-17	干ばつ	B	×	プラント運営に支障が無いため考慮しない。
1-18	洪水（外部洪水）	－	○	「洪水」としてプラントへの影響評価を行う。
1-19	風（台風）（暴風（台風））	－	○	「風（台風）」としてプラントへの影響評価を行う。
1-20	竜巻	－	○	「竜巻」としてプラントへの影響評価を行う。
1-21	濃霧	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-22	森林火災	－	○	「森林火災（外部火災）」としてプラントへの影響評価を行う。
1-23	霜・白霜	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-24	草原火災	D	×	「森林火災」に包絡される。
1-25	ひょう・あられ	D	×	「竜巻」に包絡される。
1-26	極高温	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-27	満潮	D	×	「津波」に包絡される。
1-28	ハリケーン	D	×	「風（台風）」に包絡される。

No	外部ハザード	除外基準	選定	備考
1-29	氷結	A	×	取水源（海水）が凍結することはない。
1-30	氷晶	A	×	取水源（海水）が凍結することはない。
1-31	氷壁	D	×	「極低温（凍結）」に包絡される。
1-32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	D	×	「地震活動」に包絡される。
1-33	落雷	—	○	「落雷」としてプラントへの影響評価を行う。
1-34	湖または河川の水位低下	B	×	事象進展は遅く、安全施設の機能が損なわれることはないため、考慮しない。
1-35	湖または河川の水位上昇	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	A	×	発電所の地盤は安定した硬質岩盤であり考慮しない。
1-37	極限的な圧力（気圧高低）	D	×	「竜巻」に包絡される。
1-38	もや	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-39	塩害、塩雲	B	×	腐食の事象進展は遅く十分管理可能であり、安全施設の機能が損なわれることはないため考慮しない。
1-40	地面の隆起	D	×	「地震活動」の影響に包絡される。
1-41	動物	D	×	「生物学的影響」に包絡される。
1-42	地すべり	—	○	「地すべり」としてプラントへの影響評価を行う。
1-43	カルスト	A	×	発電所の周囲にカルスト地形はない。
1-44	地下水による浸食	A	×	地盤は安定した硬質岩盤であるため考慮しない。
1-45	海水面低	D	×	「津波」に包絡される。
1-46	海水面高	D	×	「津波」に包絡される。
1-47	地下水による地すべり	D	×	「地すべり」に包絡される。
1-48	水中の有機物	D	×	「生物学的影響」に包絡される。
1-49	太陽フレア、磁気嵐	C	×	磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが、影響が及んだとしても変圧器等の一部に限られることなどから、出力を絞る等の対応によって安全施設の機能を維持できるため考慮しない。
1-50	高温水（海水温高）	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-51	低温水（海水温低）	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことは無いため考慮しない。
1-52	泥湧出	A	×	周辺に発生要因は無いため考慮しない。
1-53	土石流	A	×	周辺に発生要因は無いため考慮しない。
1-54	水蒸気	A	×	周辺に発生要因は無いため考慮しない。
1-55	毒性ガス	D	×	「火山」「森林火災」に包絡される。

表 1-5 設計上考慮すべき想定される人為事象の選定結果

No	外部ハザード	除外基準	選定	備考
2-1	衛星の落下	E	×	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突する可能性は極めて低いことから考慮しない。
2-2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	A	×	周辺にパイプラインは無いため考慮しない。
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	A	×	発電所は幹線道路から離れているため考慮しない。また、周辺には大規模な石油コンビナート施設はないことから、交通事故による化学物質の流出による影響は考慮しない。
2-4	有毒ガス	—	○	「有毒ガス」としてプラントへの影響評価を行う。
2-5	タービンミサイル	F	×	「第十八条 蒸気タービン」にて評価する。
2-6	飛来物（航空機衝突）	—	○	「航空機落下」としてプラントへの影響評価を行う。
2-7	工業施設または軍事施設事故	D	×	「近隣工場等の火災」に包絡される。
2-8	船舶の衝突（船舶事故）	—	○	「船舶の衝突」としてプラントへの影響評価を行う。
2-9	自動車または船舶の爆発	D	×	「爆発」に包絡される。
2-10	船舶から放出される固体液体不純物	D	×	「船舶の衝突」に包絡される。
2-11	水中の化学物質	D	×	「船舶の衝突」に包絡される。
2-12	プラント外での爆発	—	○	「爆発（外部火災）」としてプラントへの影響評価を行う。
2-13	プラント外での化学物質の流出	A	×	周辺に石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はないことから考慮しない。
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	D	×	「有毒ガス」に包絡される。
2-15	軍事施設からのミサイル	A	×	発電所から約 25km の地点に航空自衛隊松島基地があるが、対地および対空訓練区域は設定されていないため、軍事施設からのミサイルは考慮しない。
2-16	掘削工事	A	×	発電所付近にガス噴出のおそれはないため考慮しない。
2-17	他のユニットからの火災	F	×	「第八条 火災による損傷の防止」にて評価する。
2-18	他のユニットからのミサイル	F	×	「第十八条 蒸気タービン」にて評価する。
2-19	他のユニットからの内部溢水	F	×	「第九条 溢水による損傷の防止等」にて評価する。
2-20	電磁的障害	—	○	「電磁的障害」としてプラントへの影響評価を行う。
2-21	ダム の崩壊	—	○	「ダム の崩壊」としてプラントへの影響評価を行う。
2-22	内部溢水	F	×	「第九条 溢水による損傷の防止等」にて評価する。
2-23	火災（近隣工場等の火災）	—	○	「近隣工場等の火災（外部火災）」としてプラントへの影響評価を行う。

<参考1>

基準 A：プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

発電所の立地点の自然環境は一樣ではなく、発生する自然現象は地域性があるため、発電所立地点において明らかに起こり得ない事象は対象外とする。

基準 B：ハザード進展・来襲が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

事象発生時の発電所への影響の進展が緩慢であって、影響の緩和または排除の対策が容易に講じることができる事象は対象外とする。例えば、発電所の海岸の浸食の事象が発生しても、進展が遅いため補強工事等により浸食を食い止めることができる。

基準 C：プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等もしくはそれ以下、またはプラントの安全性が損なわれることがない。

事象が発生しても、プラントへの影響が極めて限定的で炉心損傷事故のような重大な事故にはつながらない事象は対象外とする。例えば、外気温が上昇しても、屋外設備でも故障に至る可能性は小さく、また、冷却海水の温度が直ちに上昇しないことから冷却は維持できるので、影響は限定的である。

基準 D：影響が他の事象に包絡される。

プラントに対する影響が同様とみなせる事象については、相対的に影響が大きいと判断される事象に包含して合理的に検討する。

基準 E：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

タービンミサイル、航空機落下の評価では発生頻度が低い事象（ 10^{-7} 年以下）は、考慮すべき事象からは対象外としており、同様に発生頻度がごく稀な事象は対象外とする。

基準 F：外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項で評価を実施している。

または故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項。

第四条 地震による損傷の防止、第五条 津波による損傷の防止、第九条 溢水による損傷の防止、第十八条 蒸気タービンにより評価を実施するもの、または、故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止に該当しないものについては、対象外とする。

竜巻が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

- (1) 構築物、系統および機器（以下、「設備等」という。）の損傷・機能喪失の抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 竜巻の風荷重による建屋、設備等の損傷
- ② 竜巻によりもたらされる飛来物による建屋、設備等の損傷

- (2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 竜巻の風荷重による建屋・設備等の損傷

【建屋】

- ・ 建屋倒壊

安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋、制御建屋については、最大風速69m/sの竜巻による風荷重を想定しても頑健性は維持できるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

【屋外設備】

- ・ 海水ポンプ、復水貯蔵タンク、軽油タンク、燃料移送ポンプ損傷

屋外に設置されている安全上重要な機器については、最大風速69m/sの竜巻による風荷重を想定しても頑健性は維持できるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

- ・ 送電鉄塔倒壊

竜巻による風荷重により送電鉄塔の倒壊や送電線が切断された場合、外部電源が喪失する。

- ② 竜巻によってもたらされる飛来物による建屋・設備の損傷

【建屋】

- ・ 建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋、制御建屋について

は、飛来物衝突に対して裕度をもった外壁を有するため、最大風速69m/sの竜巻による飛来物衝突を想定しても、建屋貫通による内包設備への影響はない。

【屋外設備】

屋外に設置されている安全上重要な機器については、竜巻防護ネットの設置、飛来物の固縛および軽油タンクの地下化等の対策により、発生頻度が極めて小さい風速69m/sの竜巻による飛来物衝突を想定しても、貫通による設備への影響はないものの、各機器が損傷することを想定し、シナリオの選定を行った。

・海水ポンプ損傷

飛来物衝突によって海水ポンプ3系統すべてが損傷することにより、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失し、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

・復水貯蔵タンク損傷

飛来物衝突によって復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

・軽油タンク、燃料移送ポンプ損傷

飛来物衝突によって軽油タンク、燃料移送ポンプが損傷した場合、燃料が枯渇し非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失する。同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

・送電鉄塔倒壊

飛来物衝突により送電鉄塔の倒壊や送電線の切断された場合、外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて、最大風速69m/sに対する事故シナリオグループ抽出に当たって、考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 竜巻の風荷重による建屋・設備等の損傷

【建屋】

・建屋倒壊

原子炉建屋, 制御建屋については最大風速69m/sを想定しても健全であることから, 有意な頻度または影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため, 考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

【屋外設備】

・海水ポンプ, 復水貯蔵タンク損傷, 軽油タンク, 燃料移送ポンプ損傷

海水ポンプ, 復水貯蔵タンク損傷, 軽油タンク, 燃料移送ポンプについては, 最大風速69m/sを想定しても健全であることから, 有意な頻度または影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため, 考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

・送電鉄塔倒壊

風荷重による倒壊や送電線の切断の発生は否定できないため, 倒壊や送電線の切断等による外部電源喪失については, 考慮すべきシナリオとして選定する。

② 竜巻によってもたらされる飛来物による建屋・設備の損傷

【建屋】

・建屋貫通

原子炉建屋, 制御建屋については, 最大風速69m/sによる飛来物衝突を想定しても貫通は生じず, 有意な頻度または影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため, 考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

【屋外設備】

・送電鉄塔倒壊

竜巻によりもたらされる飛来物による損傷を否定できないことから, 倒壊や送電線の切断により外部電源喪失となる。

・海水ポンプ損傷, 軽油タンク, 燃料移送ポンプ損傷

海水ポンプ損傷, 軽油タンク, 燃料移送ポンプについては, 最大風速69m/sを想定した場合, 飛来物衝突により対象設備は損傷する可能性がある。海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合, 従属的に非常用ディ

ーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失となる。

また，軽油タンク，燃料移送ポンプ損傷した場合，非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇となり，同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失となる。

- ・復水貯蔵タンク損傷

復水貯蔵タンクについては，最大風速69m/sを想定した場合，飛来物衝突により対象設備は損傷する可能性がある。

復水貯蔵タンクが損傷した場合，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが，S/Cを水源とした注水は可能である。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系の損傷による外部電源喪失
- ・海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・海水ポンプ等の損傷による全交流動力電源喪失

上記シナリオは，内部事象PRA，地震PRA，津波PRAにて考慮しているものであり，新たに追加すべきものはない。

よって，事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては，竜巻事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断される。

凍結が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統および機器（以下、「設備等」という。）の損傷・機能喪失の抽出

凍結事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①屋外タンクおよび配管内流体の「凍結」
- ②ヒートシンク（海水）の「凍結」
- ③「着氷」による送電変電設備の相間短絡

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 屋外タンクおよび配管内流体の「凍結」

・軽油タンク内および燃料移送ポンプの軽油凍結

低温によって軽油タンク内および燃料移送ポンプの軽油が凍結した場合、燃料が枯渇し非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失する。同時に以下③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

・復水貯蔵タンクの保有水凍結

低温によって復水貯蔵タンクの保有水が凍結し復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

・海水の凍結による海水ポンプの損傷

海水が凍結することはないと判断されるため、本損傷・機能喪失モードは考慮しない。

② ヒートシンク（海水）の「凍結」

女川原子力発電所においては、河川／湖を冷却水源としておらず、また、海水が凍結することはないと判断されるため、本損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

送電線や碍子への着氷によって相間短絡を起こした場合、外部電源が喪失する。

(3) 起回事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える凍結事象に対する事故シーケンスグループ抽出に当たって、考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 屋外タンクおよび配管内流体の「凍結」

・軽油タンク内の軽油凍結

軽油タンク内の軽油が凍結に至る温度は十分低く、また、凍結事象については事前の予測が十分に可能であるが、低温によって軽油タンク内および燃料移送ポンプの軽油が凍結した場合において、同時に外部電源喪失が発生を想定した場合、非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により全交流動力電源喪失となる。

・復水貯蔵タンクの保有水凍結

復水貯蔵タンクの保有水凍結により復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

・海水の凍結による海水ポンプの損傷

1.(2)②に記載のとおり、海水が凍結することはないことから、有意な頻度または影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

② ヒートシンク（海水）の「凍結」

1.(2)②に記載のとおり、海水が凍結することはないことから、有意な頻度または影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

想定を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴い外部電源喪失となる。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ 軽油の凍結に伴う全交流動力電源喪失
- ・ 外部送電系の損傷による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象PRA, 地震PRA, 津波PRA にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、凍結事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは生じないと判断する。

積雪が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統および機器（以下、「設備等」という。）の損傷・機能喪失の抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 「雪の多量吸い込み」による空調給気口、冷却口の閉塞
- ② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ③ 「着雪」による送電変電設備の機能阻害

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 「雪の多量吸い込み」による空調給排気口の閉塞

- ・ 中央制御室換気空調系および原子炉補機室換気空調系の給排気口の閉塞
中央制御室換気空調系の給排気口が閉塞した場合、空調設備が機能喪失に至る。ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

原子炉補機室換気空調系の給排気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失し、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

- ・ 海水ポンプモータの吸気口閉塞

積雪により海水ポンプモータの冷却口が閉塞した場合、ポンプトリップし原子炉補機冷却機能が喪失する。

② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

- ・ 復水貯蔵タンク損傷

積雪荷重により復水貯蔵タンクが座屈し損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

- ・海水ポンプ損傷

積雪荷重により海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合，従属的に非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失し，同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失となる。

- ・軽油タンク，燃料移送ポンプ損傷

積雪荷重により軽油タンク，燃料移送ポンプが座屈し損傷した場合，燃料が枯渇し非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失する。同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失となる。

- ・建屋崩落

- 原子炉建屋

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失し，原子炉補機冷却系が喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。

- 制御建屋

制御建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的または積雪（雪融け水含む）により機能喪失し，計測制御系機能喪失に至る。その後，中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雪解け水による溢水が伝播し機能喪失に至る可能性がある。

- ③「着雪」による送変電設備の機能阻害

- ・外部送電系の機能阻害(着雪による絶縁不良，倒木による送電機能阻害)

送電線や碍子への着雪によって送電線が短絡した場合，外部電源が喪失する。

- (3) 起因事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて，想定を超える積雪事象に対する事故シーケンスグループ抽出に当たって，考慮すべき起因事象の特定を行った。

- ①「雪の多量吸い込み」による空調給気口の閉塞

- ・原子炉補機室換気空調系の給排気口の閉塞

原子炉補機室換気空調系の給排気口の閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることになる。

なお、積雪事象は事前の予測が十分に可能であることから、給排気口への付着、堆積についても除雪管理が可能であり、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

- ・海水ポンプモータの吸気口閉塞

海水ポンプモータの吸気口閉塞により海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失する。非常用ディーゼル発電設備が機能喪失した場合、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

なお、積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能であり、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

②「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

- ・復水貯蔵タンク損傷

積雪荷重により復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

なお、積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能であり、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

- ・海水ポンプ損傷

積雪荷重により海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失し、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

なお、積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能であり、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなり

えないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

- ・軽油タンク，燃料移送ポンプ損傷

積雪荷重により軽油タンク，燃料移送ポンプが損傷した場合，同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失となる。

なお，積雪は事前の予測が十分に可能であることから，除雪管理が可能であり，有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

- ・建屋崩落

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には，(2)項で選定したシナリオが発生するが，積雪事象は事前の予測が十分に可能であることから，建屋屋上の除雪管理が可能であり，有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

③「着雪」による送電変電設備の機能阻害

- ・外部送電系の機能阻害（着雪による絶縁不良，倒木による送電機能阻害）

着雪および倒木に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため，送変電設備の損傷に伴い外部電源喪失となる。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系の損傷による外部電源喪失

上記シナリオは，内部事象PRA，地震PRA，津波PRAにて考慮しているものであり，新たに追加すべきものはない。

よって，事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては，積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

落雷が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

- (1) 構築物、系統および機器（以下、「設備等」という。）の損傷・機能喪失の抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①直撃雷による設備損傷
- ②誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

- (2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 直撃雷による設備損傷

屋外に設置されている安全上重要な機器のうち、軽油タンクおよび燃料移送ポンプは地下化対策により、直撃雷による影響はないものの、シナリオの選定に当たっては以下のとおり各機器が損傷することを想定した。

- ・ 屋外設備（送電線、軽油タンク、燃料移送ポンプ、海水ポンプモータ）への直撃雷により、当該設備の機能喪失に至る。

- ② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

- ・ 建屋避雷針から誘導雷サージが建屋内に侵入し、電気盤内の電子回路が損傷する。

- (3) 起回事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える落雷事象に対する事故シーケンスグループ抽出に当たって、考慮すべき起回事象の特定を行った。

- ① 直撃雷への設備損傷

- ・ 送電線、軽油タンク、燃料移送ポンプ、海水ポンプモータへの直撃雷による当該設備損傷

送電線は架空地線で直撃雷の確率低減対策を実施しているが、受雷し

た場合は送電線損傷により外部電源喪失となる。

建屋避雷針の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に想定を超える雷撃を受けて海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。また、軽油タンク、燃料移送ポンプに想定を超える雷撃を受けて損傷した場合も、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことが出来ない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い電子回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。ただし、安全保護系の電子回路に使用するケーブルはシールドケーブルを使用し、シールドを接地しかつ、検出器から制御設備までのケーブルは、基本的に建屋内に設置されているため、有意なサージの侵入はないと考えられる。

また、屋外との取合いがあるその他制御設備の電子回路についても、保安器や絶縁トランスによるサージ対策が講じられていることから、電子回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないため、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系の損傷による外部電源喪失
- ・海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・海水ポンプ等の損傷による全交流動力電源喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA、津波PRAにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、落雷事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

火山活動が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統および機器（以下、「設備等」という。）の損傷・機能喪失の抽出

火山活動事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①降下火砕物（以下「火山灰」という。）の堆積荷重による建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ②火山灰による取水口および海水系の閉塞
- ③火山灰による換気空調設備、非常用ディーゼル発電機給気系の閉塞
- ④火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響
- ⑤変圧器、開閉所の絶縁影響

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 火山灰の堆積荷重による静的負荷

・ 建屋崩落

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷、機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。

○制御建屋

制御建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至る可能性がある。

・ 復水貯蔵タンク損傷

火山灰堆積荷重により復水貯蔵タンクが座屈し損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

- ・海水ポンプ損傷

火山灰堆積荷重により海水ポンプ3系統すべてが損傷することにより、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失し、同時に下記⑤の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

- ・軽油タンク、燃料移送ポンプ損傷

火山灰堆積荷重により軽油タンク、燃料移送ポンプが座屈で損傷した場合、燃料が枯渇し非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失する。同時に下記⑤の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

② 火山灰による取水口および海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞により冷却口が閉塞するため、海水ポンプトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

③ 火山灰による換気空調系フィルタの閉塞

- ・中央制御室換気空調系および原子炉補機室換気空調系の給気口の閉塞

中央制御室換気空調系の給気口が閉塞した場合、空調設備が機能喪失に至る。ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

原子炉補機室換気空調系の給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失し、同時に下記⑤の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

屋外設備については、海塩粒子等の腐食性有害物質が付着しやすく、厳しい腐食環境にさらされるため、エポキシ系やウレタン系の塗料が複数層で塗布されている。当該塗料は耐薬品性が強く、酸性物質を帯びた火山灰の抑制効果が考えられ、また腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理によって火山灰による化学的腐食により直ちに機能への影響を及ぼすことがないと判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

また、海水ポンプ、取水設備、海水管等の海水が直接接触する部分に

についても、エポキシ系等の耐食性塗料（含むライニング）が施工されており、火山灰が混入した海水を取水しても、腐食の進展には十分な時間があると判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 変圧器，開閉所の絶縁影響

火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着した場合，霧や降雨の水分を吸収することによって相间短絡を起こし，外部電源喪失に至る。

(3) 起因事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて，想定を越える火山事象に対する事故シーケンスグループ抽出にあたって，考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 火山灰の堆積荷重による静的負荷

・ 建屋崩落

火山灰の荷重による建屋への影響については，設計基準において考慮している火山灰による荷重と各建屋の許容堆積荷重を比較して十分に余裕があるが，想定を超える火山事象により建屋の許容堆積荷重を上回った場合には(2)項で選定したシナリオが発生する可能性がある。

ただし，火山灰が堆積した場合は屋上での除去作業が可能であることから，有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

・ 復水貯蔵タンク，海水ポンプ，軽油タンク，燃料移送ポンプ損傷

火山灰の荷重による屋外設備への影響については，設計基準において考慮している火山灰による荷重と比較して十分に余裕があるが，想定を超える火山事象により設備の許容応力を上回った場合には(2)項で選定したシナリオが発生する可能性がある。

ただし，火山灰が堆積しても除去作業が可能であることから，有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

② 火山灰による取水口および海水系の閉塞

海水ポンプ，海水ストレーナ等の流路の閉塞が考えられるが，火山灰粒径は閉塞を考慮する箇所のサイズに比べて十分に小さいく，有意な頻

度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

③ 火山灰による換気空調系フィルタの閉塞

原子炉補機室換気空調系の給気フィルタの閉塞の影響については、フィルタの清掃、交換が可能であり、フィルタ閉塞による影響を防止することができることから、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

1. (2) ④に記載のとおり、有意な頻度または影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

⑤ 変圧器、開閉所の絶縁影響

送変電設備は発電所内外の広範囲にわたるため、全域における管理が困難なことを踏まえると、火山灰の付着による相間短絡に伴う外部電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系の損傷による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA、津波PRAにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、火山事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

外部（森林）火災が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統および機器（以下，「設備等」という。）の損傷・機能喪失の抽出

外部火災事象により設備等に発生する可能性のある影響について，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 輻射熱による機器への影響
- ② ばい煙による空調給気口の閉塞
- ③ 火災による送変電設備の機能喪失

(2) 評価対象施設，シナリオの選定

(1) 項で抽出した影響を考慮し，プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備，シナリオは以下に示すとおりである。

① 輻射熱による機器への影響

・ 建屋の損傷

外部火災の輻射熱により，原子炉建屋，制御建屋のコンクリート外壁の温度が過度に上昇し許容温度を超えた場合，建屋の損傷に至る。

・ 復水貯蔵タンクの損傷

外部火災の輻射熱により，復水貯蔵タンクが損傷した場合，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが，S/Cを水源とした注水は可能である。

・ 海水ポンプ損傷

外部火災の輻射熱により，海水ポンプモータの冷却空気温度が限界値を超えて海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合，従属的に非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失する。非常用ディーゼル発電設備が機能喪失した場合，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失となる。

・ 軽油タンク，燃料移送ポンプ損傷

外部火災の輻射熱により，軽油タンク，燃料移送ポンプが損傷した場合，非常用ディーゼル発電機および高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電

機の機能が喪失する。非常用ディーゼル発電設備が機能喪失した場合、同時にの外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

② ばい煙による空調給気口の閉塞

中央制御室換気空調系の給排気口が閉塞した場合、空調設備が機能喪失に至る。ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

原子炉補機室換気空調系の給排気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

③ 火災による送変電設備の損傷

外部火災により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える外部火災事象に対しての裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 輻射熱による機器への影響

・ 建屋の損傷

外部火災の輻射熱による建屋影響については、設計基準での非常に保守的な火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、各建屋が損傷することはない。なお、外部火災の輻射熱による建屋影響に対しては、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、外部火災に対する影響緩和策を講じる事ができる。

・ 海水ポンプの損傷

外部火災の輻射熱による海水ポンプへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

なお、外部火災の輻射熱により海水ポンプ3系統すべてが損傷した場合、従属的に非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機および原子炉補機冷却機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

- ・復水貯蔵タンクの損傷

外部火災の輻射熱による復水貯蔵タンクへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

なお、外部火災の輻射熱により復水貯蔵タンクが損傷した場合、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉への注水ができなくなる可能性があるが、S/Cを水源とした注水は可能である。

- ・軽油タンク、燃料移送ポンプ損傷

外部火災の輻射熱による軽油タンク、燃料移送ポンプへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

なお、外部火災の輻射熱により軽油タンク、燃料移送ポンプが損傷した場合、燃料が枯渇し非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失する。同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

② ばい煙による空調給気口の閉塞

外部火災で発生するばい煙の多くは、大規模な火災で発生する強い上昇気流によってプラントの遥か上空に運ばれるため、基本的に高濃度のばい煙が空調給気口に直接到達する確率は非常に低いものと考えられる。

また、原子炉補機室換気空調系の給気口までばい煙が到達したとしても、給気口にある給気フィルタにより粒径の大きいばい煙は捕捉される。粒径が小さくフィルタを通過したばい煙粒子は、非常用ディーゼル発電設備の過給機等に進入するものの、機器の間隙は一般的なばい煙粒子より大きいと考えられるため、非常用ディーゼル発電設備の機能に影響を及ぼすことはないと判断し、本評価の対象外とした。

③ 火災による送変電設備の機能喪失

送変電設備は発電所内外の広範囲に亘るため、外部火災により損傷する可能性は否定できないため、送変電設備の損傷により外部電源喪失となる。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・軽油タンク等の損傷による全交流電動力源喪失
- ・外部送電系の損傷による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA、津波PRAにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象としては、外部（森林）火災事象を要因として発生しうる有意な頻度または影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

地震レベル 1.5PRA について

1. はじめに

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第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて要求されている原子炉格納容器の破損の防止に関する有効性評価に関し、必ず想定すべき格納容器破損モード以外の破損モードの有無について、内部事象についてはレベル 1.5PRAにより確認を実施済みであるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。

2. 地震事象特有の原子炉格納容器破損モードについて

炉心損傷後の原子炉格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく、地震事象特有の影響としては、地震動により直接的に原子炉格納容器が損傷する場合、原子炉格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に係る設備が損傷することで格納容器破損に至る場合が考えられる。

(1) 原子炉格納容器本体の損傷

地震動による原子炉建屋の損傷影響により原子炉格納容器が破損に至る、または原子炉格納容器本体が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」では、原子炉建屋破損のXモードとして分類されている。

このケースの場合、炉心損傷時に原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており、内部事象レベル1.5PRAでは、格納容器隔離失敗として考慮している。

(2) 原子炉格納容器隔離機能喪失

地震動により原子炉格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで、炉心損傷により発生した放射性物質が原子炉格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては、原子炉格納容器本体の損傷と同様に炉心損傷時には原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器隔離失敗として考慮している。

(3) 原子炉格納容器圧力抑制機能喪失

地震動により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)や格納容器ベント管、圧力抑制室の損傷により原子炉格納容器圧力が抑制できなくな

り、原子炉格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては、内部事象レベル1.5PRAにおいて、水蒸気(崩壊熱)蓄積等による加圧によって格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮されている。

以上を踏まえると、地震事象特有の影響として原子炉格納容器本体や隔離弁等の破損が考えられるものの、地震事象特有の格納容器破損モードは無く、内部事象レベル1.5PRAと同様であるといえる。

3. 原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンスについて

上述の通り、地震事象特有の影響として原子炉格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、格納容器破損モードとしては内部事象レベル1.5PRAと同様である。

また、地震動による直接的な原子炉格納容器や隔離機能等の損傷については、重大事故の事象進展により格納容器へ圧力荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。

加えて原子炉格納容器本体の損傷については、内部事象レベル 1.5PRA でも想定していない機器の損傷モードであるが、原子炉格納容器が損傷に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和系設備使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。従って、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な格納容器破損防止対策を臨機応変に組み合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要であると考えられる。

4. 地震レベル1.5PRAについて

内の事象PRAでは、レベル1PRAの結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル1.5PRA評価の起点となるようプラント損傷状態を定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態などの観点から原子炉格納容器の健全性に影響を与える事象(過温破損、水蒸気爆発など)を抽出しているが、地震レベル1.5PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建屋、原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至るシナリオを考慮する必要がある。

具体的には、地震レベル1PRAにおいて緩和系に期待することができず、

炉心損傷直結事象として整理している原子炉建屋損傷やELOCAといった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定を行うことは困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展(炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性など)を定量化することが困難な状況にある。

そのため、今後、対象設備の損傷影響評価などの精緻化を進めるとともに、実機適用へ向けた検討を進めていくところである。

外部事象に特有の事故シーケンスについて

地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA を実施した結果、必ず想定する事故シーケンス以外に以下の外部事象特有の事故シーケンスを抽出した。

1. 原子炉建屋損傷
2. 制御建屋損傷
3. 格納容器損傷
4. 圧力容器損傷
5. ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(ELOCA)
6. 計測・制御系喪失
7. 制御建屋空調系喪失
8. 格納容器バイパス
9. 防潮堤機能喪失

これら事故シーケンスのうち、「5. ELOCA」については、格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであり、その他の 8 つの事故シーケンスについては、外部事象等による建屋、格納容器等の大規模な損傷を想定しており、損傷の程度に不確実さが大きく、格納容器の機能に期待できない場合もある事故シーケンスと考えられる。

これらに対しては、大規模損壊対策として可搬型設備を活用した電源確保、炉心冷却、格納容器除熱、敷地外への放射性物質の拡散防止等により影響緩和を図る。

1. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内の全ての機器、配管が損傷して大規模な LOCA が発生し、ECCS 注入を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、ELOCA には至らない可能性があるものの、外部電源喪失等の過渡事象が発生しており、一部のフロアの損傷においても原子炉注水機能喪失などにより炉心損傷に至る可能性は存在する。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内の ECCS 注入配管が構造損傷して、緩和できない大規模な LOCA (ELOCA) が発生すると同時に、ECCS 注入機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋内の配管が建屋損傷の二次的被害により損傷する場合、格納容器内への接続配管が損傷することで、格納容器損傷に至る可能性がある。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、地震時の原子炉建屋の損傷状態として、一定規模以上の地震に対しては大規模な損傷の可能性が高いと想定されるため、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 2.1×10^{-8} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.2×10^{-5} / 炉年) に対して 0.1% 以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によって

は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイにより格納容器機能への影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

2. 制御建屋損傷

制御建屋の損傷により非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失もしくは、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により緩和設備の制御機能が喪失し、炉心損傷に至る事故シーケンスである。

実際には地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による制御建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、全交流動力電源喪失等に対する炉心損傷防止対策が有効な範囲の事故となる可能性もあるが、複数の監視機能・制御機能の機能喪失の組合せが発生することにより炉心損傷に至る可能性もある。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内に設置されている主要な設備の全てが同時に損傷することを想定した場合には、非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失もしくは、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能及び除熱機能が喪失し炉心損傷に至る。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 3.1×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.2×10^{-5} / 炉年) に対して 0.4% 程度と小さい寄与であることを確認している。また、損傷の規模によっては全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を継続することにより影響を緩和できる可能性があることから有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

3. 格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、格納容器内の全ての機器、配管が損傷して大規模な LOCA が発生し、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、併せて格納容器先行破損が発生することを想定した事故シーケンスである。(添付資料 1)

実際には地震による原子炉格納容器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉格納容器損傷として、一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全で LOCA が発生しない可能性があり、この場合には、外部電源喪失等の過渡事象が発生するものの、原子炉注水機能等が健全ならば炉心損傷を防止できる。(格納容器損傷の程度によっては原子炉注水機能等に期待できない可能性がある。この場合、格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待できないため、格納容器バイパスに至る。)

<大規模な損傷の場合>

原子炉格納容器内の配管及び ECCS 注入配管が同時に構造損傷して、制御できない大規模な LOCA (ELOCA) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による格納容器損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 3.1×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.2×10^{-5} / 炉年) に対して 0.4% 程度と小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

4. 圧力容器損傷

地震により原子炉圧力容器が損傷し、大規模な LOCA が発生し、ECCS 注入機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。(添付資料 2)

実際には地震による原子炉圧力容器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉圧力容器損傷として、一部のみの損傷を想定する場合には、ELOCA には至らない可能性があり、この場合には、原子炉注水機能等が健全ならば炉心損傷を防止できる。

<大規模な損傷の場合>

大破断 LOCA を上回る規模の LOCA が発生した場合には、「大破断 LOCA + 低圧注入失敗」事故シーケンスと同様に、冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心損傷に至る。

一方、格納容器が健全である場合は、炉心損傷後も「大破断 LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できる。

このように損傷の程度に応じて影響が変化する事故シーケンスであるものの、地震による原子炉圧力容器損傷状態を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 3.1×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.2×10^{-5} / 炉年) に対して 0.4% 程度と小さい寄与であることを確認している。また、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

5. ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失

地震により格納容器内配管、ノズル等が損傷、または S/R 弁の開に失敗し、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (ELOCA) が発生し、ECCS 注入機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、本評価では事象発生時の漏洩量の特定が困難であるため、大、中、小 LOCA を含む事象として本事象を整理している。(添付資料 3)

この事故シーケンスは LOCA 時に原子炉注水機能が喪失した場合と類似の状況となることから「LOCA 時注水機能喪失」の事故シーケンスグループとして整理した。

大破断 LOCA を上回る規模の LOCA が発生した場合には、「大破断 LOCA + 低圧注入失敗」事故シーケンスと同様に、冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至り、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難である。

一方、炉心損傷後の格納容器健全性については、以下のとおり「大破断 LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できる。

事象初期：原子炉格納容器圧力

大破断 LOCA と ELOCA の双方とも短期間に原子炉圧力容器バウンダリのエネルギーが格納容器内に放出される点で類似である。破断規模の影響で ELOCA の方が初期圧力上昇幅が大きくなることが考えられるが、大破断 LOCA の解析の事象初期では格納容器限界圧力/温度に対し十分な余裕があることを確認している（格納容器最高圧力約 330kPa[gage]）ことから、ELOCA 発生時にも格納容器の健全性に期待出来る。再循環配管 2 本分相当の破断面積の ELOCA を想定した SAFER による解析で得られた破断流量及びエネルギーを格納容器応答解析コードに与えて圧力を評価した結果、格納容器最高圧力は約 kPa[gage]であり、格納容器最高使用圧力未満となることを確認した。

事象後期：原子炉圧力容器破損時間

大破断 LOCA と ELOCA（RPV 破損除く）の双方でブローダウン過程にて原子炉圧力容器内の冷却材が短時間に流出する傾向は同じであり、原子炉への注水がない場合に原子炉圧力容器破損までの時間に大きな差は生じない。MAAP 解析によると、PLR 配管 2 本分相当の破断面積の ELOCA を想定した場合、大破断 LOCA と RPV 破損時間にほぼ差がなく、約 時間となった。

6. 計測・制御系喪失

地震による計測・制御系機器の同時機能喪失により、非常用電源、ECCS、RHR 等の緩和設備が制御不能になり炉心損傷に至る事故シーケンスである。
(添付資料 4)

実際には地震による計測・制御系機器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

計測・制御系機器が同時機能喪失した場合，原子炉スクラムに至り過渡事象が発生する。信号系の盤やケーブルトレイの部分的な損傷を想定した場合，一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの，原子炉注水機能など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば，炉心損傷を防止することに期待することができる。

<大規模な損傷の場合>

大規模な地震により信号系損傷として完全な機能喪失を想定した場合には，過渡事象に加えて原子炉注水機能等が喪失することで炉心損傷に至る。

このように損傷の発生規模に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの，地震による計測・制御系機器の同時機能喪失の損傷程度を特定することは困難であり，これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価で 3.1×10^{-7} / 炉年であり，全炉心損傷頻度 (8.2×10^{-5} / 炉年) に対して 0.4%程度と小さい寄与であることを確認している。また，損傷の規模によっては ECCS系など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば，炉心損傷を回避できる可能性があることから，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

7. 制御建屋空調系喪失

地震による制御建屋空調系喪失により，直流電源及び中央制御盤が機能喪失し炉心損傷に至る事故シーケンスである。（添付資料 5）

実際には地震による直流電源及び中央制御盤の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

中央制御室の空調機器が機能喪失し、それに伴い中央制御盤が同時機能喪失した場合、原子炉スクラムに至り過渡事象が発生する。中央制御盤の部分的な損傷を想定した場合、一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの、原子炉注水機能など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

<大規模な損傷の場合>

大規模な地震により空調設備が完全に機能喪失し、結果的に直流電源及び中央制御盤の完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて原子炉注水機能等が喪失することで炉心損傷に至る。

このように損傷の発生規模に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による制御建屋の空調機器が機能喪失した場合のプラントへの影響の大きさを特定することは困難であり、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価で 5.9×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.2×10^{-5} / 炉年) に対して 0.7%程度と小さい寄与であることを確認している。また、損傷の規模によっては ECCS系など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

8. 格納容器バイパス

格納容器の隔離失敗は、主蒸気隔離弁、給水隔離弁、原子炉冷却材浄化系の隔離弁の閉失敗と、接続している格納容器外配管の破損が同時に発生し、冷

却材が格納容器外へ流出し、ECCS 注入機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。

実際には地震による隔離弁及び配管の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な機能喪失の場合>

地震による格納容器バイパスとして、配管損傷が小規模な場合には、損傷の程度や位置により建屋内で影響の及ぶ機器は限定的なものとなり、原子炉注水機能など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を防止することができる。

<大規模な損傷の場合>

地震により、配管の大規模な破断が発生し、破損箇所の隔離に失敗した場合には、高温・高圧の蒸気や冷却材が格納容器外に流出することにより、他の機器（電気品、計装品等）への悪影響が避けられず、主要な緩和系の広範な機能喪失が発生することで炉心損傷に至る。

このように損傷の発生規模に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による格納容器バイパスが発生した場合のプラントへの影響の大きさを特定することは困難であり、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価で 8.0×10^{-8} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.2×10^{-5} / 炉年) に対して 0.1%未満と小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

9. 防潮堤機能喪失

防潮堤機能喪失により敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS 等、広範な緩和設備が喪失するため炉心損傷に至る事故シーケンスである。

実際には津波による防潮堤機能喪失の程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な機能喪失の場合>

防潮堤が一部損傷することにより津波が敷地内に浸水し、外部電源・補機冷却海水系が機能喪失するが、初期段階では RCIC による注水が可能であり、バッテリー枯渇等による運転停止後までに、手動による RPV 減圧及び常設代替交流電源設備による電源供給かつ低圧代替注水設備（常設）による原子炉注水、もしくは可搬式代替注水設備による原子炉注水、並びに原子炉補機代替冷却系又は原子炉格納容器圧力逃がし装置による崩壊熱除去に成功すれば炉心損傷を防止することができる。

<大規模な機能喪失の場合>

防潮堤が倒壊する等の大規模な損傷が発生し、津波が敷地内及び建屋内に大量に浸水することにより、全ての緩和設備が喪失して炉心損傷に至ると考えられる。

このように損傷の程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、津波による損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた保守的な評価で 2.9×10^{-7} / 炉年であり、全炉心損傷頻度 (8.2×10^{-5} / 炉年) に対して 0.4%程度と、小さい寄与であることを確認している。

また、損傷の規模によっては、R C I Cなど炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

格納容器損傷の評価について

本評価においては、格納容器損傷に対して影響をもつ格納容器スタビライザやボックスサポート等の構造損傷評価を実施している。このうち、本事故シナリオに対して影響が最も大きい格納容器スタビライザのシヤラグについてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

原子炉格納容器スタビライザは、図 1 のように、原子炉圧力容器からの水平方向荷重を建屋に伝達するために原子炉しゃへい壁と原子炉格納容器を結ぶ構造物で、原子炉しゃへい壁の最頂部位置へトラス状に設置される。また、原子炉格納容器は原子炉格納容器スタビライザと同じ高さでシヤラグにより原子炉建屋に支持される構造となっている。

b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

c. 決定論的耐震評価における保守性

シヤラグの構造強度評価においては、建屋と連成した地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち当該部位に負荷される最大荷重を用いて、その地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。

2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、地震荷重（最大荷重）を交番荷重として評価することが考えられる。今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、シヤラグの支

持機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

また、原子炉格納容器スタビライザのシヤラグは、円周状に8箇所設置することで地震荷重が分配される構造となっており、揺れ方向に対して直交方向に位置する支点（シヤラグ）が最大荷重を負荷されるが、その位置のシヤラグが損傷したとしても、全箇所のシヤラグの支持機能が同時に喪失する可能性は低いと考えられる。

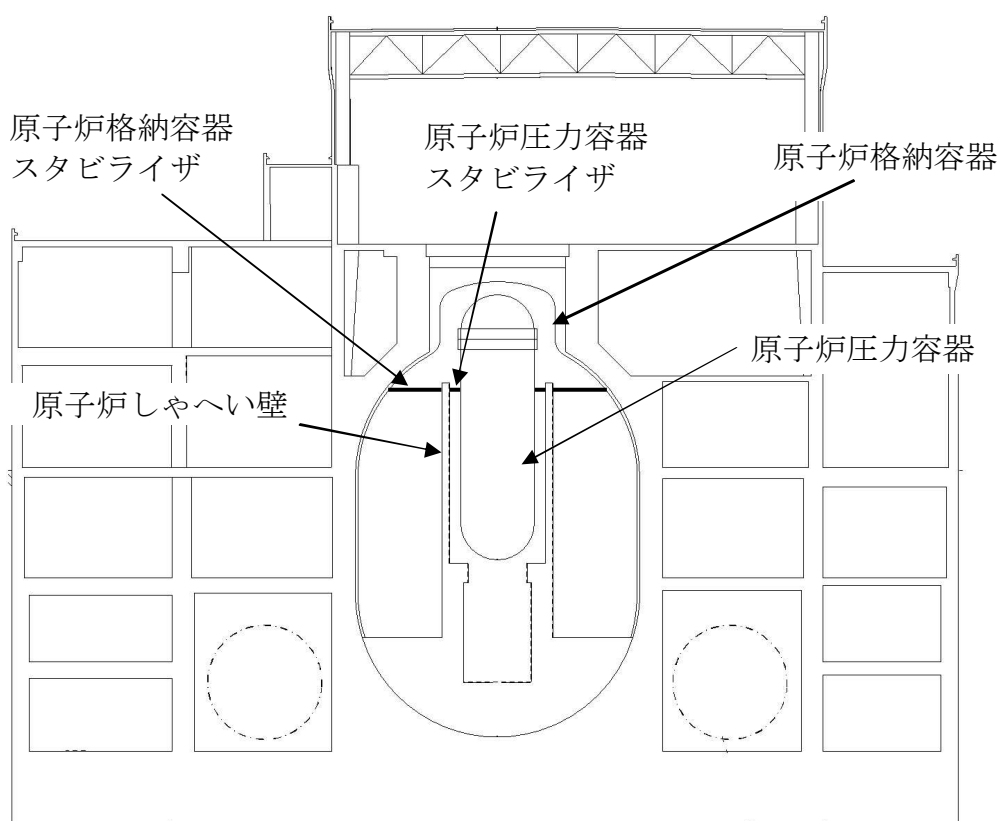


図1 原子炉格納容器スタビライザの概要図（1／2）

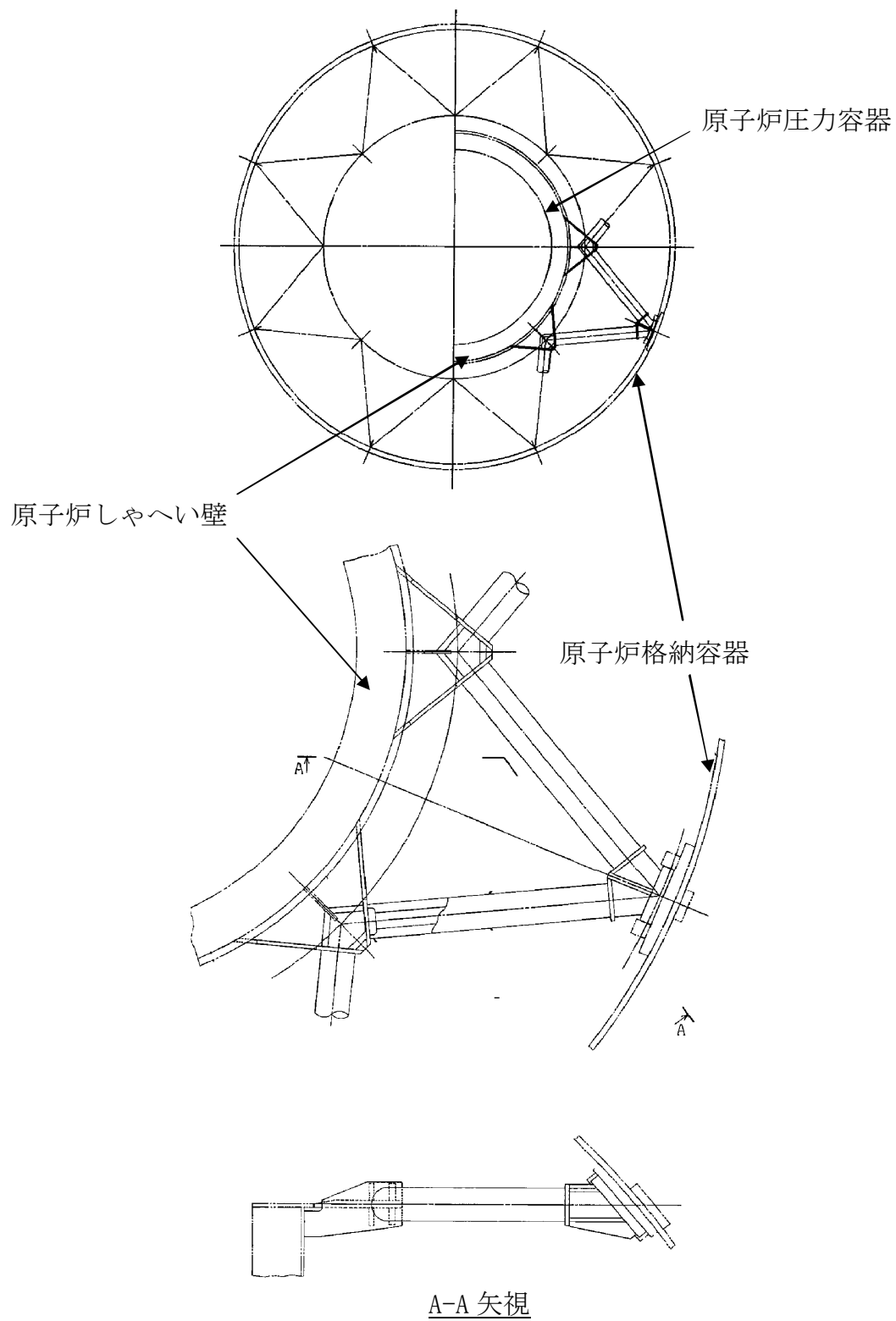


図1 原子炉格納容器スタビライザの概要図 (2 / 2)

圧力容器損傷の評価について

本評価においては、圧力容器損傷に対して影響をもつ原子炉本体基礎、原子炉圧力容器胴板等の構造損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい原子炉本体基礎のCRD開口部についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

原子炉本体基礎は、図2のように、内外にある2枚の円筒鋼板（内筒，外筒）から構成されており、これらの鋼板は縦リブ鋼板（隔壁）により一体化され、鋼板間にコンクリートを充填した構造物である。なお、CRD開口部は、原子炉本体基礎の円筒上部に位置するCRD配管が貫通するための開口である。

b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

c. 決定論的耐震評価における保守性

原子炉本体基礎のCRD開口部の構造強度評価においては、建屋と連成した地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち当該部位に負荷される最大荷重を用いて、等分布荷重を受ける単純梁として評価を行っている。

CRD開口部評価断面は、図2のように上下2枚の水平部材及び3枚の鉛直部材により構成されており、これらに囲まれた領域にコンクリートが充填された構造となっているが、保守的な評価となるよう水平部材及びコンクリートは考慮せず、RPVや原子炉しゃへい壁等からの鉛直荷重が鉛直部材のみに負荷すると仮定し評価を行っている。これに加え、地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。

2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、断面算定上除外した水平部材とモルタルを考慮すること、梁のスパンを現実的な長さにすること等が考えられる。今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価しており、原子炉本体基礎の支持性能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

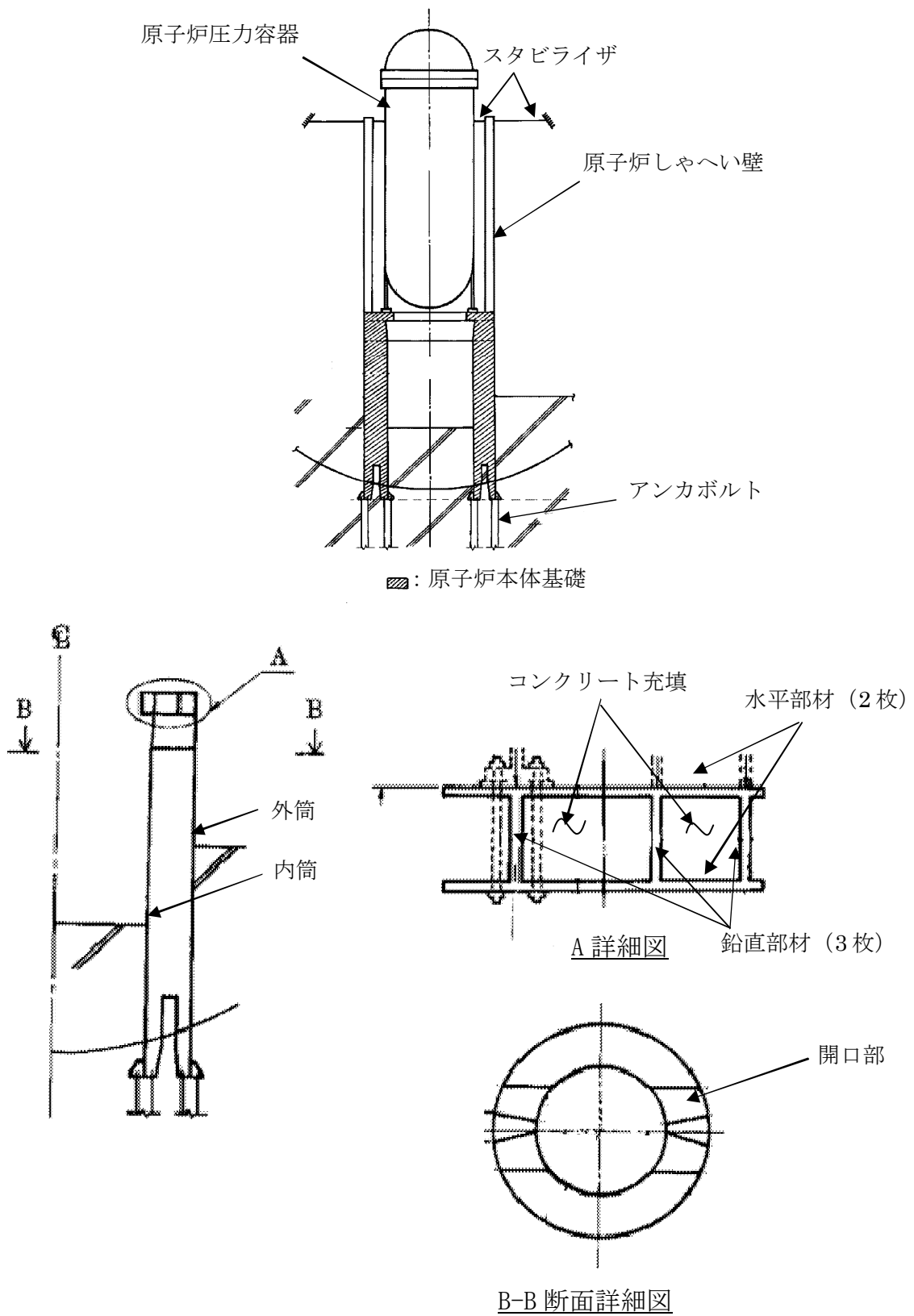


図2 原子炉本体基礎 CRD 開口部の概略図

ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (ELOCA) の 評価について

本評価においては、ELOCA に対して影響をもつ格納容器内配管、圧力容器ノズル、炉内核計装装置等の構造損傷評価、S/R 弁の機能損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい局部出力領域モニタ検出器集合体（以下「LPRM」という。）についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

LPRM は、図 3、4 に示すように、原子炉圧力容器下部から鏡板を貫通して原子炉圧力容器内に設置された中性子束計測案内管の内部に設置される。

b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

c. 決定論的耐震評価における保守性

LPRM の構造強度評価においては、LPRM が燃料集合体に囲まれているため、地震による燃料集合体と LPRM の挙動を考慮し、LPRM に負荷される撓み及び加速度を組み合わせる評価を実施している。

なお、実際の LPRM の地震応答においては撓みと加速度の最大値が発生するタイミングは異なるが、保守的にそれぞれの最大応答を重ね合わせて評価を行っている。さらに、地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。

2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、地震荷重（最大荷重）を交番荷重として評価することが考えられる。また、燃料集合体と LPRM それぞれの最大地震応答を組み合わせるのではなく、燃料集合体と LPRM の地震応答の時刻歴から、最大応力が発生するタイミングに対する評価を行うことが考えられる。

今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、LPRM のバウンダリ機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

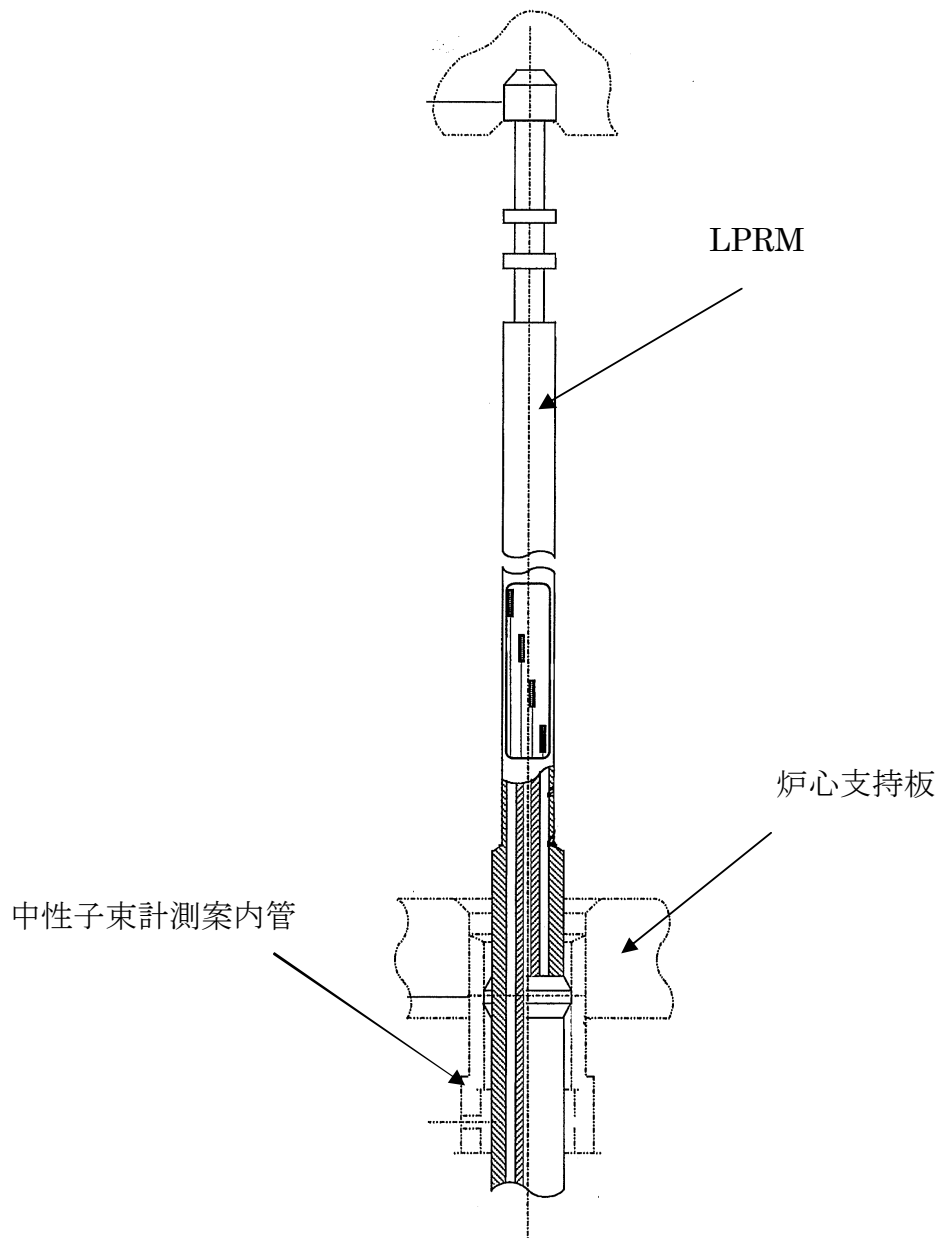


図3 LPRMの概要図

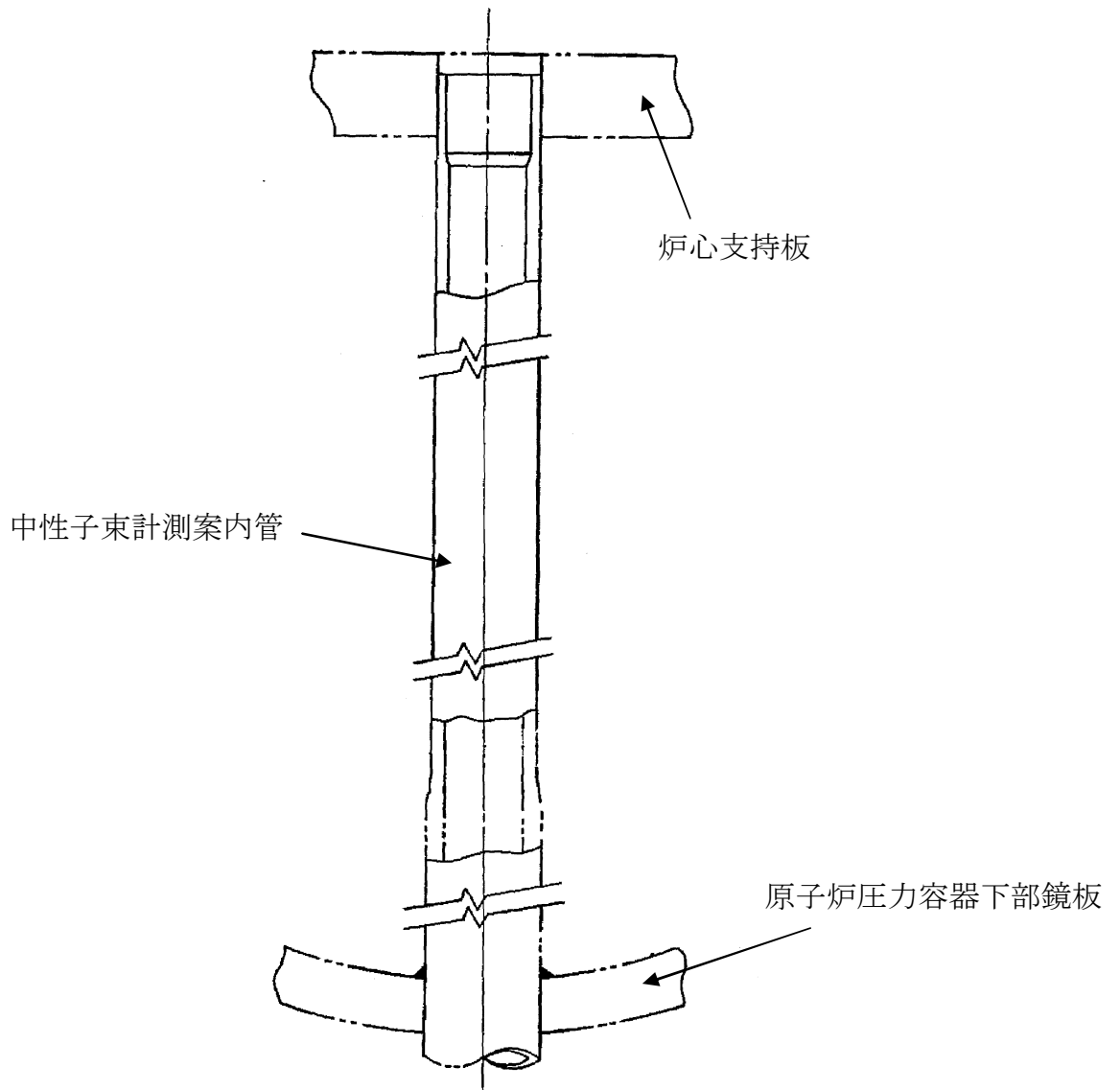


図4 中性子束計測案内管の概要図

計測・制御系喪失の評価について

本評価においては、計測・制御系喪失に対して影響をもつ制御盤、計装ラック等の構造損傷評価及び機能損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい制御盤の機能損傷についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

制御盤の中で設置位置での応答加速度が最大となる、制御建屋に設置された中央制御盤を評価対象としている。

b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

c. 決定論的耐震評価における保守性

既往の試験で取得された機能維持確認済加速度は盤の機能が健全な状況で試験を終了しており、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態までを検証した結果でないことから、機能損傷レベルに対して余裕がある。

2. 現実的評価 (フラジリティ/シナリオ)

上記のように、今回の制御盤の評価に適用した機能確認済加速度値は、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態までを検証した結果でないことから、仮に地震動が機能確認済加速度値を超過した場合においても一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に機能回復が可能と考える。従って、今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、制御盤機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

制御建屋空調系喪失の評価について

本評価においては、制御建屋空調系喪失に対して影響をもつ中央制御室送風機、空調系ダクト等の構造損傷評価及び機能損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が最も大きい中央制御室送風機の機能損傷についてフラジリティ評価の保守性を示す。

1. フラジリティ評価

a. 評価対象機器/評価部位

制御建屋に設置された中央制御室送風機を評価対象としている。

b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

c. 決定論的耐震評価における保守性

既往の研究で取得された機能維持確認済加速度は、型式が同じ送風機の動的機能を構成する部品ごとに強度評価をした結果から、十分な裕度を持たせて加速度を設定しているものであるため、中央制御室送風機の機能損傷レベルに対して余裕がある。

2. 現実的評価

上記のように、今回の送風機の評価に適用した機能確認済加速度は、送風機の使用困難な損傷レベルに対して設定したものではなく、余裕を持たせて設定していることから、仮に地震動が機能確認済加速度を超過した場合においても機能喪失に繋がる可能性は低いものと考えられる。従って、今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、送風機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

国内外の重大事故対策に係る設備例について

(1) 国外での先進的な対策の調査方法

国外（米国及び欧州）において整備している先進的な対策について、以下の書類等から調査を実施した。

- ・ 欧米規制機関（米国NRC，ドイツBMU等）の規制文書
- ・ 米国最終安全解析書（FSAR）の事業者公開資料
- ・ 欧州におけるストレステスト報告書 等

また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である国外コンサルティング機関から得られる情報、国外の原子力関係者を招いたセミナーでの情報、国外原子力プラントの視察情報等についても調査を実施した。（図1参照）

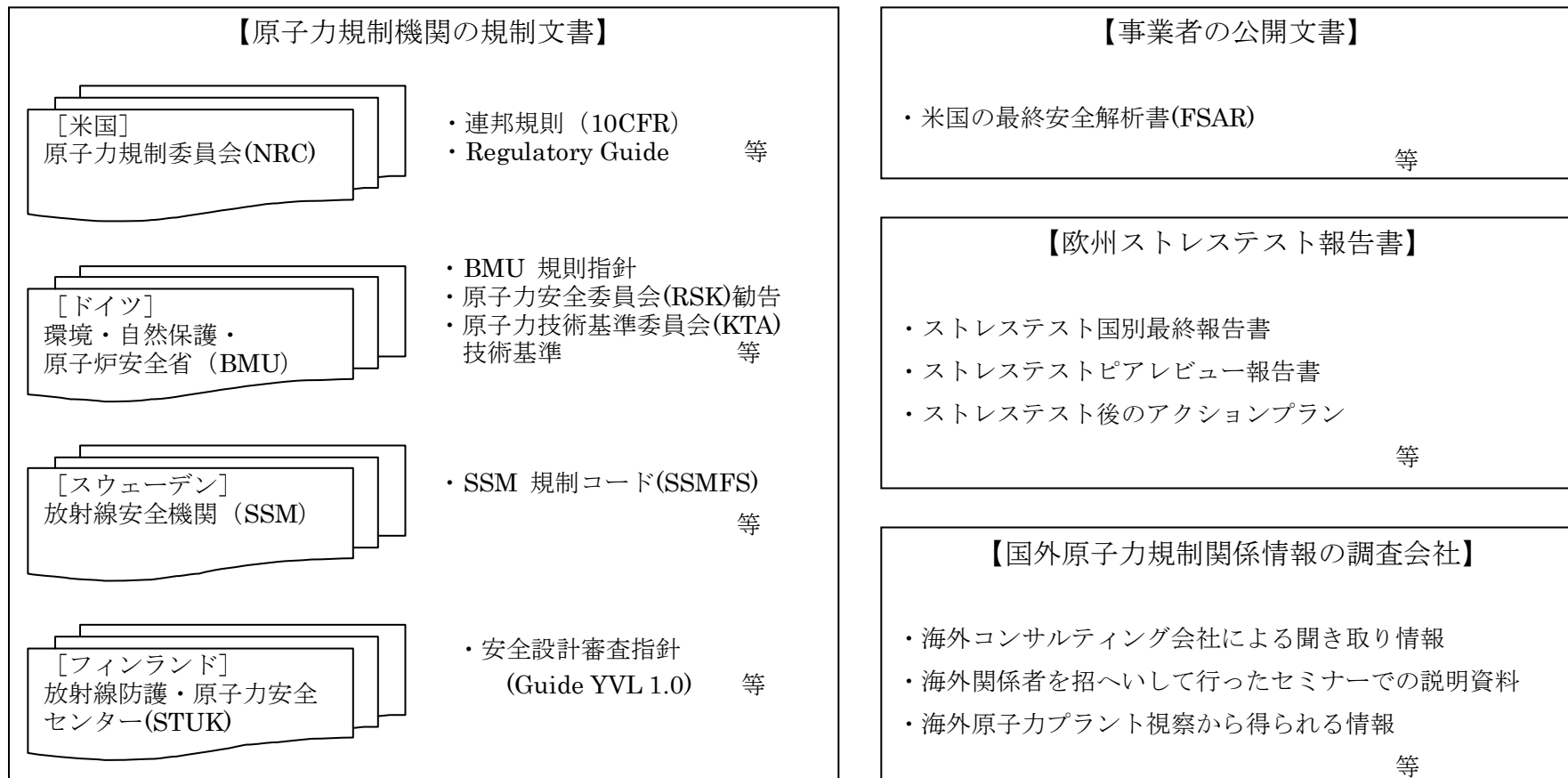
(2) 国外での先進的な対策について

調査可能な範囲内で得られた国外における炉心損傷防止対策について、女川2号炉で整備している対策と比較した結果を表1に示す。

全ての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。

また、事故シーケンスグループの中で有効性を確認できる対策の確保が困難と考えられる「LOCA時注水機能喪失」については、炉心損傷を回避するためには、ECCS系相当の容量の注水設備がシーケンシャルに動作することが必要であり、調査可能な範囲内において関連する情報の調査を実施したが、事象発生確率が低い等の理由により国外においても設備面の対策がとられていないことを確認した。

以 上



【情報入手先】

- 原子力安全推進協会(JANSI)
- 国外原子力規制関係情報の調査委託会社

図1 国外で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（1／7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：電力自主手段 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
1	高圧・低圧注水機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 高圧代替注水系※ 低圧代替注水系（常設）※ ろ過水系 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ（燃料貯蔵タンク+燃料供給系有。水源：防火用水タンク、飲料水系） 高圧サビス水系（RHR経由）（水源：池、非常用冷却塔） CRDポンプ 復水ポンプ RHRSW（RHR経由） 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系の中圧ポンプ（専用電源・専用ヒートシンク有） サビス水系（水源：河川） 復水系（給水ポンプパイプライン追設） インターナルポンプ・シール水系 	—	<ul style="list-style-type: none"> 火災用ポンプ+ブーストポンプ（専用電源有） 	<p>欧米では、注水ポンプの追加設置または炉心注水機能を有さない既設ポンプに炉心注水機能を追加する等による炉心冷却手段を整備している。</p> <p>当社においては、高圧代替注水系として原子炉隔離時冷却系とは別の蒸気駆動による注水手段、低圧代替注水系として復水補給水系による炉心冷却手段を整備する。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（可搬型） 代替注水車 	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬式消火ポンプ 	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬ポンプ導入 	<p>欧州では、炉心冷却手段として可搬型ポンプを整備している。</p> <p>当社においても同様に可搬型大容量ポンプによる低圧代替注水系（可搬型）を用いた炉心冷却手段を整備する。</p>
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力逃がし装置※ 耐圧強化ベント 原子炉冷却材浄化系 	<ul style="list-style-type: none"> W/Wベント 原子炉冷却材浄化系によるS/P除熱 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系の専用ヒートシンク フィルタベント 必須サビス水系による除熱（ヒートシンク：川、地下水、冷却塔） 	<ul style="list-style-type: none"> フィルタベント 	<ul style="list-style-type: none"> フィルタベント 代替最終ヒートシンクの導入 	<p>米国においては、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ラインからのベントを整備している。また、欧州においては、河川、地下水、大気を最終ヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を含む独立非常用系や大気を最終ヒートシンクとするフィルタ付きベントを整備している。</p> <p>当社においては、多重性及び独立性を考慮して、大気を最終ヒートシンクとする、原子炉格納容器圧力逃がし装置および耐圧強化ベントを整備する。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却系 	—	—	—	—	<p>当社においては、海を最終ヒートシンクとする可搬型の原子炉補機代替冷却系を整備する。</p>
		格納容器注水（格納容器スプレイ）	<ul style="list-style-type: none"> 復水移送ポンプによる原子炉格納容器代替スプレイ 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> サビス水系（D/W, W/Wスプレイ可） 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動バックアップポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 火災防護系によるスプレイ（専用電源有、外部水源使用可） 	<p>欧米では、注水ポンプの追設または格納容器注水機能を有さない既設ポンプに格納容器注水機能を追加する等による格納容器注水手段を整備している。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系※ 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ポンプ（大規模損壊） 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型消火ポンプ（S/P注水） 	<ul style="list-style-type: none"> 消防車 	—	<p>当社においては、可搬型大容量送水ポンプを用いた格納容器代替スプレイ冷却系による冷却手段を整備する。</p>
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> CSTへの水の補給 -淡水貯水槽※ -海水 -ろ過水タンク -純水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> CSTへの水の補給-処理水：脱塩水貯蔵タンク、復水器H/W、燃料プール、他ユニット貯蔵タンク -非処理水：消火用水系、公共の消火水、水道水等 -RWSTからの補給 -他ユニットCSTからの補給 防火用水タンク 飲料水系 	<ul style="list-style-type: none"> CSTへの補給 -消火水系からの補給 	<ul style="list-style-type: none"> 脱塩水タンクへの補給 -脱塩水系からの補給 -消火系からの補給 消火系への補給 -純水系からの補給（重力による移送） 	<ul style="list-style-type: none"> 脱塩水タンク（既設設備の水源）への補給 -消火系からの補給 Korvensuo 原水池（火災系の水源） 	<p>欧米においては、淡水タンクのほか、河川やため池等の代替補給水源からの給水が可能である。</p> <p>当社においては、淡水貯水槽及び海水からの復水貯蔵タンクへの水補給が可能である。</p>
			まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。</p> <p>なお、ドイツの独立非常用系については、国内における特定重大事故対処設備に該当する設備であり、重大事故等対処設備に相当するものではない。</p>				

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（2/7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：電力自主手段 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
2	高圧注水・減圧機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 【・低圧注水系※】 【・低圧炉心スプレイ系※】 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系（常設） ・<u>ろ過水系</u> 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
			<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替注水車 					
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・代替自動減圧機能※ ・減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> — 予備窒素ポンペ配備 — 窒素供給圧の調整機能 — 可搬型代替直流電源からの給電 — SA環境を考慮したケーブル性能の確保 	<ul style="list-style-type: none"> ・過渡時減圧自動化ツク ・減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> — ADS作動のための追加電源(DC)の設置 — ADS作動のための窒素ポンペの設置 — ADS作動のためのケーブル性能の確保 	<ul style="list-style-type: none"> ・多重化炉容器減圧系（SR弁11弁のうち3弁に電動弁によるバイパスライン設置） 	<ul style="list-style-type: none"> ・過渡時の減圧自動ツク 	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 <ul style="list-style-type: none"> — SRVへのバックアップ用窒素ポンペ — 消火系からの水圧による開 	欧米においては、過渡事象時の減圧自動化ロジックを整備するとともに、SR弁駆動用の予備窒素ポンペや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。 当社においても、過渡事象時の代替自動減圧回路の設置や、SR弁駆動用の予備窒素ポンペや電源の整備、SA環境におけるケーブル性能の確保等による減圧機能の信頼性向上手段を整備する。
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 【・残留熱除去系※】 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント ・原子炉冷却材浄化系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機代替冷却系 	—	—	—	—	—
	給水源	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	
	まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。						

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（3/7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：電力自主手段 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
3	全交流動力電源喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系※（手動起動含む） 低圧代替注水系（常設）※ 高圧代替注水系（手動起動含む） ろ過水系 	<ul style="list-style-type: none"> ディーゼル駆動消火ポンプ（燃料貯蔵タンク+燃料供給系有。水源：防火用水タンク、飲料水系） SBOの影響を受けないポンプによるサービス水系から給水系を通っての注水（水源：河川、湖、貯水池、海など） 原子炉隔離時冷却系の手動起動（大規模損壊） 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系の中圧ポンプ（専用電源・専用ヒートシンク有） 	1と同様	1と同様	<p>全交流動力電源喪失を想定し、欧米では、電源に依存しない注水ポンプ又は専用の電源を有する注水ポンプの追設による全交流動力電源喪失時の注水手段を整備している。</p> <p>当社においては、電源に依存しない蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系、空冷式ガスタービン発電機による復水補給水系への給電手段を整備する。また、電源対策が達成できない場合に備えて、原子炉隔離時冷却系および高圧代替注水系の手動起動手順を整備する。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（可搬型） 代替注水車 	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬式消火ポンプ 	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬ポンプ導入 	
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> 減圧機能の信頼性向上 — 予備窒素ポンペ配備 — 窒素供給圧の調整機能 — 可搬型代替直流電源からの給電 	<ul style="list-style-type: none"> 減圧機能の信頼性向上 — ADS作動のための追加電源（DC）の設置 — ADS作動のための窒素ポンプの設置 — ADS作動のためのケーブル性能の確保 	2と同様	—	2と同様	<p>欧米においては、過渡事象時の減圧自動化ロジックを整備するとともに、SR弁駆動用の予備窒素ポンペや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。</p> <p>当社においても、全交流動力電源喪失を想定して、SR弁駆動用の予備窒素ポンペや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備する。</p>
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> 【・残留熱除去系※】 原子炉格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント 原子炉補機代替冷却系※ 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			—	—	—	—	—	
給水源	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様		

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（4／7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：電力自主手段 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要	
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド		
3	全交流動力電源喪失	代替電源設備 (交流電源)	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備※ 大容量電源装置 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の追加設置 ガスタービン発電機の使用 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系のディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> ガスタービン発電機(4日分の燃料有) 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の信頼性向上 -起動用バッテリー追設 -燃料タンクの購入 -非常用ディーゼル発電機更新に合わせて、除熱系2系統(海水、空冷)設置 非常用ディーゼル発電機の新設(独立建屋に設置) ガスタービン発電機(100%×2台,9日分の燃料有) 	<p>米国においては、ディーゼル発電機の追加設置等を実施している。また、欧州においては、非常用ディーゼル発電機とは別の独立非常用のディーゼル発電機等を設置すると共に、既設の非常用ディーゼル発電機の冷却系の最終ヒートシンクの多様化(水冷、空冷)を実施している。</p> <p>当社においては、常設の代替交流電源として、空冷式ガスタービン発電機を高台に設置する。</p>	
			<ul style="list-style-type: none"> 可搬型交流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> SA用可搬型ディーゼル発電機(FP系→PCV注水への弁操作) 		<p>欧米においては、可搬型の交流代替電源である可搬型ディーゼル発電機を配備している。</p> <p>当社においては、同等の機能を有する可搬型交流代替電源設備を配備しており、常設代替交流電源設備が機能しない場合にも、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> 号炉間電源融通 	<ul style="list-style-type: none"> ユニット間での交流電源接続 水力発電ユニットの使用 	<ul style="list-style-type: none"> ユニット間での交流電源接続 第3の送電線(地中埋設) 余熱除去系1系統と外部電源を結線 	<ul style="list-style-type: none"> 小型可搬DG×3台(サイト外保管) 	<ul style="list-style-type: none"> ユニット間の交流電源接続 近隣水力発電所からの受電 地域電力会社からの受電(容量が限定的) 		
代替電源設備 (直流電源)	<ul style="list-style-type: none"> 常設直流電源(負荷切り離しによる容量保持)※ 蓄電池の容量増強 重要計器監視用125V直流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> バッテリー容量増加 非安全関連バッテリーの設置(安全系バッテリーの負荷軽減のため) 	<ul style="list-style-type: none"> バッテリー容量の増強 	<ul style="list-style-type: none"> 不要負荷の切り離しによる蓄電池容量保持 	<p>—</p>	<p>欧米においては、既設蓄電池容量の増加、給電時間延長対策として、負荷切り離しによる蓄電池容量確保手段を整備している。</p> <p>当社においても同等の手段を整備している。</p>			
<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替直流電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 携帯型バッテリーによる所内バッテリーの再充電 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型ディーゼル発電機による充電 	<ul style="list-style-type: none"> SA設備への給電バッテリー 	<ul style="list-style-type: none"> 充電用可搬型発電機 充電用可搬型整流器 	<p>米国においては、携帯型バッテリーによる蓄電池充電手段を整備している。また、欧州においては、可搬型発電機による蓄電池充電手段を整備している。</p> <p>当社においても電源車による蓄電池充電手段を整備する。</p>				
まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。</p>								

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（5／7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：電力自主手段 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	炉心冷却	・原子炉隔離時冷却系※ ・ <u>低圧代替注水系（常設）※</u> ・高圧代替注水系 ・ <u>ろ過水系</u>	3と同様	3と同様	3と同様	1と同様	3と同様
			・ <u>低圧代替注水系（可搬型）</u> ・ <u>代替注水車</u>	—	3と同様	—	3と同様	
		原子炉減圧	・減圧機能の信頼性向上 —予備窒素ポンペ配備 —窒素供給圧の調整機能 —可搬型代替直流電源からの給電	3と同様	2と同様	—	2と同様	3と同様
		最終ヒートシンク	【・ <u>残留熱除去系※</u> 】 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置※ ・耐圧強化ベント ・ <u>原子炉補機代替冷却系※</u>	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			—	—	—	—	—	
		格納容器注水（格納容器スプレイ）	・ <u>復水移送ポンプによる原子炉格納容器代替スプレイ</u> ・ <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</u>	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
		給水源	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		代替電源設備（交流電源）	・常設代替交流電源設備※ ・ <u>大容量電源装置</u> ・ <u>可搬型交流電源設備</u> ・号炉間電源融通	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。							

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（6／7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：電力自主手段 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
4-2	崩壊熱除去機能喪失（RHR機能喪失）	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 【・高圧炉心スプレイ系※】 ・原子炉隔離時冷却系※ ・高圧代替注水系 【・低圧炉心スプレイ系※】 ・低圧代替注水系（常設） ・ろ過水系 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
			<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替注水車 					
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 — 予備窒素ポンベ配備 — 窒素供給圧の調整機能 — 可搬型代替直流電源からの給電 	3と同様	2と同様	—	2と同様	3と同様
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器圧力逃がし装置※ ・耐圧強化ベント 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		格納容器注水（格納容器スプレイ）	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプによる原子炉格納容器代替スプレイ ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系※ 	1と同様	1と同様	—	1と同様	1と同様
		給水源	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
	まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。						
5	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能※ ・自動減圧系作動阻止機能※ ・ほう酸水注入系※ ・代替制御棒挿入機能 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替制御棒挿入回路 ・SLCSの硝酸濃度の増加 ・SLCSの自動起動 ・CRD系、原子炉冷却材浄化系によるほう酸水注入 ・ATWS-RPTの設置 ・MSIV閉後のATWS時の炉圧高で給水ポンプトリップロジックを追加 	<ul style="list-style-type: none"> ・SLC（手動起動） ・スクラムで再循環ポンプトリップ ・信号／ロジック多様化 	<ul style="list-style-type: none"> ・バックアップ・スクラム回路（制御棒の電動挿入、再循環ポンプ減速） ・SLC手動起動 ・SLC自動起動 	<ul style="list-style-type: none"> ・SLC 	欧米においては、代替制御棒挿入回路および代替再循環ポンプ・トリップ回路の設置やSLC等を整備している。 当社においても、欧米と同等の設備を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。 なお、欧米の一部既設プラントにおいてSLCの自動起動を整備しているが、女川2号炉では、手順書等においてSLCの手動起動の基準を明記することにより、SLCが必要な場合の確実な手動起動操作が行われるようにしており、自動起動と同等の手段が整備されていると言える。					

表1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較（7/7）

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：電力自主手段 【 】：設計基準事故対処設備

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
6	LOCA時注水機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系※ ・低圧代替注水系（常設）※ ・ろ過水系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（可搬型） ・代替注水車 	3と同様	2と同様	—	2と同様	3と同様
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> ・減圧機能の信頼性向上 — 予備窒素ポンペ配備 — 窒素供給圧の調整機能 — 可搬型代替直流電源からの給電 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		格納容器注水（格納容器スプレイ）	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器圧力逃がし装置※ ・耐圧強化ベント ・原子炉補機代替冷却系 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		格納容器注水（格納容器スプレイ）	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプによる原子炉格納容器代替スプレイ ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系※ 	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		給水源	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
		代替電源設備（交流電源）	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備※ ・大容量電源装置 ・可搬型交流電源設備 ・号炉間電源融通 	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
	まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「大破断LOCAを上回るLOCA（ExcessLOCA（地震起因）」および「大・中破断LOCA：注水機能喪失（内部事象・地震起因）」における欧米の対策状況について、可能な範囲において調査を実施したが、炉心損傷を回避するために、ECCS系相当の容量の注水設備がシーケンシャルに動作する対策に関する情報は無いことを確認した。						
7	インターフェイスシステムLOCA	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系※ 【・低圧注水系※】 【・低圧炉心スプレイ系※】 ・ろ過水系 	既存設備で対応	— （情報なし）	— （情報なし）	— （情報なし）	米国においては、炉心冷却は既存設備を用いて実施することとなっている。 当社においても、既存設備を用いた炉心冷却を実施することとしている。
		格納容器バイパス防止	<ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステムLOCAの検知・隔離（既設の計装・設備から兆候を検知） ・原子炉減圧・水位制御の手順整備 	<ul style="list-style-type: none"> ・ISLOCAの早期検出・隔離（既設の計装・設備から兆候を検知） ・原子炉の減圧 	<ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁の自動閉止あるいは代替隔離弁の閉止による格納容器隔離の確保 	— （情報なし）	— （情報なし）	米国においては、インターフェイスシステムLOCAの早期検出・隔離手段を整備している。また欧州においては、格納容器隔離手段として代替隔離弁を設置している。 当社においては、インターフェイスシステムLOCAの早期検出・隔離手段を整備する。また、原子炉減圧及び水位制御により、流出量を低減する手順を整備する。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。					

女川 2 号炉 PRA における主要なカットセットについて

1. 内部事象レベル 1PRA

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。

(1) 主要なカットセットの抽出

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・炉心損傷頻度が $1E-7$ (/炉年)以上のカットセット
- ・事故シーケンスの中で上位 3 位までのカットセット

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等を第 1-1 表～第 1-7 表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第 1-1 表～第 1-7 表に示した通り、一部に「大破断 LOCA+低圧注入失敗」のような国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開した場合においても、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷を防止することが可能となることを確認した。

一方、PRA では様々な故障モードや人的過誤を考慮しており、そのシーケンス上の違いを考慮するが、類似するものはまとめられて 1 つの事故シーケンスとして扱っている。そのため、事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては、有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在しうる。

事故シーケンスに含まれる機器の故障モードを分析した結果、事故シーケンスグループのうち、「LOCA 時注水機能喪失」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮した対策では対応できない場合があることを確認した。ただし、このようなカットセットは発生頻度が低く、リスクへの寄与が小さいことを確認した。

第 1-1 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット (高圧・低圧注水機能喪失)

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
過渡事象 +高圧ECCS失敗 +低圧ECCS失敗	1.5E-11	S/R弁誤開放+HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +低圧ポンプ手動起動操作失敗	2.9E-13	1.9%	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (常設)	○
		非隔離事象+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +低圧ポンプ手動起動操作失敗	2.8E-13	1.8%		○
		S/R弁誤開放+HPCS注入元弁開け忘れ +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.2E-13	1.4%		○
過渡事象 +SRV再閉失敗 +高圧ECCS失敗 +低圧ECCS失敗	5.4E-12	非隔離事象+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +低圧ポンプ手動起動操作失敗	1.3E-13	2.4%	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (常設) ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (常設) ・原子炉補機代替冷却系	○
		非隔離事象+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	9.9E-14	1.8%		○
		非隔離事象+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ不動作共通原因故障 +低圧ポンプ手動起動操作失敗	8.4E-14	1.5%		○
手動停止 +高圧ECCS失敗 +低圧ECCS失敗	4.6E-13	通常停止+パワーセンタ動力変圧器D機能喪失 +HPCS計画外停止+125V直流分電盤(2A-1)電源喪失	2.5E-14	5.3%	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (常設) ・原子炉格納容器圧力逃がし装置 ・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (可搬型) ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		通常停止+パワーセンタ動力変圧器D機能喪失 +HPCS計画外停止+直流母線(2A)機能喪失	9.8E-15	2.1%		○
		通常停止 +HPCS計画外停止+RCICポンプ起動失敗 +復水補給操作失敗+RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	9.7E-15	2.1%		○
手動停止 +SRV再閉失敗 +高圧ECCS失敗 +低圧ECCS失敗	2.1E-13	通常停止+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS計画外停止+復水補給操作失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.8E-14	8.4%	・低圧代替注水系 (常設) ・原子炉補機代替冷却系	○
		通常停止+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS計画外停止+復水補給操作失敗 +RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.2E-14	5.9%		○
		通常停止+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+復水補給操作失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	5.8E-15	2.7%		○
サボート系喪失 +高圧ECCS失敗 +低圧ECCS失敗	7.7E-12	直流A母線喪失 +HPCS注入元弁開け忘れ +パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	7.0E-13	9.2%	・高圧代替注水系 ・低圧代替注水系 (可搬型) ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		直流A母線喪失 +保守作業によるHPCW/HPSW待機除外 +パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	2.9E-13	3.8%		○
		直流A母線喪失 +パワーセンタ動力変圧器D機能喪失 +HPCSポンプ室空調機能喪失	2.2E-13	2.9%		○
サボート系喪失 +SRV再閉失敗 +高圧ECCS失敗 +低圧ECCS失敗	3.1E-13	補機冷却系A系喪失+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	4.9E-15	1.6%	・低圧代替注水系 (常設) ・原子炉補機代替冷却系 ・低圧代替注水系 (常設)	○
		直流B母線喪失+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力+低圧ポンプ手動起動操作失敗	3.6E-15	1.1%		○
		直流B母線喪失+SR弁再閉鎖失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ	3.6E-15	1.1%		○
		+L-2水位トランスミッタ高出力+低圧ポンプ手動起動操作失敗				○

【主要なカットセットに対する検討】

- 「過渡事象＋高圧 ECCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」, 「過渡事象＋SRV 再閉失敗＋高圧 ECCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」については, 高圧・低圧注水機能が喪失する要因として, 高圧 ECCS と低圧 ECCS に関連する人的過誤や水位トランスミッタの共通原因故障, 補機冷却系である RCW ポンプの共通原因故障が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「手動停止＋高圧 ECCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」, 「手動停止＋SRV 再閉失敗＋高圧 ECCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」については, 高圧・低圧注水機能が喪失する要因として, HPCS に関連する人的過誤や区分Ⅰ直流電源, 区分Ⅱ交流電源に関する機器の故障, 補機冷却系である RCW/RSW ポンプの共通原因故障が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「サポート系喪失＋高圧 ECCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」については, 起回事象により片区分の緩和設備が期待できなくなり, 高圧・低圧注水機能が喪失する要因として, HPCS に関連する人的過誤や期待できる区分の電源に関する機器が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「サポート系喪失＋SRV 再閉失敗＋高圧 ECCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗」については, 高圧・低圧注水機能が喪失する要因として, HPCS に関連する人的過誤や水位トランスミッタの共通原因故障の他に, 期待できる区分の交流電源に関する機器故障が主要なカットセットとして挙げられている。
- 上記カットセットに対する炉心損傷防止対策としては, 高圧代替注水系, 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が有効である。ただし, 一部のカットセットでは格納容器除熱機能も併せて喪失しているものがあり, 補機冷却系が機能喪失した場合は原子炉補機代替冷却系又は原子炉格納容器圧力逃がし装置が, RHR が機能喪失した場合は原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱が必要となる。

第 1-2 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット (高圧注水・減圧機能喪失)

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
過渡事象 + 高圧 ECCS 失敗 + 手動減圧失敗	1. 8E-07	非隔離事象 + HPCS 注入元弁開け忘れ + RCIC ポンプ起動失敗 + 手動減圧操作失敗	1. 4E-08	7. 6%	代替自動 減圧機能	○
		非隔離事象 + HPCS 注入元弁開け忘れ + 保守作業による RCIC 待機除外 + 手動減圧操作失敗	8. 6E-09	4. 8%		○
		非隔離事象 + 保守作業による HPCW/HPSW 待機除外 + RCIC ポンプ起動失敗 + 手動減圧操作失敗	5. 5E-09	3. 1%		○
手動停止 + 高圧 ECCS 失敗 + 手動減圧失敗	8. 5E-09	通常停止 + RSW ポンプ D 起動失敗 + HPCS 計画外停止 + RCIC ポンプ起動失敗 + 手動減圧操作失敗	2. 3E-10	2. 7%		○
		通常停止 + RSW ポンプ D 起動失敗 + HPCS 計画外停止 + 保守作業による RCIC 待機除外 + 手動減圧操作失敗	1. 5E-10	1. 7%		○
		通常停止 + RSW ポンプ D 起動失敗 + HPCS 注入元弁開け忘れ + RCIC ポンプ起動失敗 + 手動減圧操作失敗	8. 8E-11	1. 0%		○
サポート系喪失 + 高圧 ECCS 失敗 + 手動減圧失敗	1. 7E-09	補機冷却系 B 系喪失 + HPCS 注入元弁開け忘れ + RCIC ポンプ起動失敗 + 手動減圧操作失敗	5. 7E-11	3. 4%		○
		タービンサポート系喪失 + HPCS 注入元弁開け忘れ + RCIC ポンプ起動失敗 + 手動減圧操作失敗	5. 7E-11	3. 4%		○
		補機冷却系 B 系喪失 + HPCS 注入元弁開け忘れ + 保守作業による RCIC 待機除外 + 手動減圧操作失敗	3. 6E-11	2. 2%		○
		タービンサポート系喪失 + HPCS 注入元弁開け忘れ + 保守作業による RCIC 待機除外 + 手動減圧操作失敗	3. 6E-11	2. 2%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスについては、高圧注水・減圧機能が喪失する要因として、ポンプ故障や人的過誤、原子炉手動減圧失敗などが主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、代替自動減圧機能により原子炉を減圧することによって低圧 ECCS 等による原子炉注水に期待でき、炉心損傷防止が可能である。

第 1-3 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
外部電源喪失 +DG失敗 +HPCS失敗	6.1E-11	外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(8時間)	9.8E-12	16.0%	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 高压代替注水系 低压代替注水系(常設) 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替交流電源設備 	○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(8時間)	6.7E-12	10.9%		○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(8時間)	6.7E-12	10.9%		○
外部電源喪失 +DG失敗 +SRV再開失敗 +HPCS失敗	9.3E-13	外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +SRV再開鎖失敗 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗	1.4E-13	14.7%	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 高压代替注水系 低压代替注水系(常設) 常設代替交流電源設備 	○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +SRV再開鎖失敗 +非常用HPCS-D/G起動失敗	9.2E-14	10.0%		○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G起動失敗共通原因故障 +SRV再開鎖失敗 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗	9.2E-14	10.0%		○
外部電源喪失 +DG失敗 +高压ECCS失敗	1.3E-12	外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G発電機継続運転失敗 +RCICポンプ起動失敗	7.4E-14	5.5%	<ul style="list-style-type: none"> 高压代替注水系 低压代替注水系(常設) 常設代替交流電源設備 	○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G発電機継続運転失敗 +RCICポンプ起動失敗	5.0E-14	3.7%		○
		外部電源喪失+外電復旧失敗(30分) +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G発電機起動失敗 +RCICポンプ起動失敗	5.0E-14	3.7%		○
外部電源喪失 +直流電源喪失 +HPCS失敗	4.5E-12	外部電源喪失+蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗	1.6E-12	34.6%	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 高压代替注水系 低压代替注水系(常設) 可搬型代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 	○
		外部電源喪失+蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗	1.1E-12	23.5%		○
		外部電源喪失+蓄電池A・B間機能喪失共通原因故障 +保守作業によるHPCS-D/G待機除外	5.9E-13	13.1%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる多くの事故シーケンスについては、全交流動力電源が喪失する要因として、非常用 D/G の共通原因故障や HPCS-D/G 故障、外電復旧失敗などが主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、原子炉隔離時冷却系、高压代替注水系、低压代替注水系（常設）による原子炉注水機能、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備による電源供給が有効である。

外部電源喪失と蓄電池の共通原因故障が重畳した場合は、炉心損傷防止対策として、上記対策に加えて可搬型代替直流電源設備の蓄電池による直流電源供給が有効である。

1-4 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（崩壊熱除去機能喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
過渡事象 + 除熱失敗	5.1E-05	非隔離事象 + RHR手動操作失敗	2.8E-05	56.0%	・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		RPS誤動作等 + RHR手動操作失敗	9.2E-06	18.1%		○
		隔離事象 + RHR手動操作失敗	4.5E-06	8.9%		○
		水位低下事象 + RHR手動操作失敗	4.5E-06	8.9%		○
過渡事象 + SRV再閉失敗 + 除熱失敗	1.4E-07	非隔離事象 + SR弁再閉鎖失敗 + RHR手動操作失敗	7.7E-08	56.2%	・原子炉補機代替冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		RPS誤動作等 + SR弁再閉鎖失敗 + RHR手動操作失敗	2.5E-08	18.2%		○
		隔離事象 + SR弁再閉鎖失敗 + RHR手動操作失敗	1.2E-08	8.9%		○
		水位低下事象 + SR弁再閉鎖失敗 + RHR手動操作失敗	1.2E-08	8.9%		○
手動停止 + 除熱失敗	2.7E-06	通常停止 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	9.1E-07	34.2%	・原子炉補機代替冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		通常停止 + RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	6.4E-07	24.0%		○
		通常停止 + RHR手動操作失敗 + RSWポンプD起動失敗	1.6E-07	5.9%		○
手動停止 + SRV再閉失敗 + 除熱失敗	7.2E-09	通常停止 + SR弁再閉鎖失敗 + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2.5E-09	34.1%	・原子炉補機代替冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		通常停止 + SR弁再閉鎖失敗 + RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.7E-09	23.9%		○
		通常停止 + SR弁再閉鎖失敗 + RHR手動操作失敗 + RSWポンプD起動失敗	4.2E-10	5.9%		○
サポート系喪失 + 除熱失敗	1.7E-06	補機冷却系B系喪失 + RHR-A熱交換器伝熱管閉塞	2.2E-07	13.5%	・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		補機冷却系B系喪失 + RHR手動操作失敗	1.2E-07	7.2%		○
		タービン・サポート系喪失 + RHR手動操作失敗	1.2E-07	7.2%		○
サポート系喪失 + SRV再閉失敗 + 除熱失敗	4.3E-09	補機冷却系B系喪失 + SR弁再閉鎖失敗 + RHR-A熱交換器伝熱管閉塞	6.0E-10	14.1%	・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		補機冷却系B系喪失 + SR弁再閉鎖失敗 + RHR手動操作失敗	3.2E-10	7.6%		○
		タービン・サポート系喪失 + SR弁再閉鎖失敗 + RHR手動操作失敗	3.2E-10	7.6%		○
中小LOCA + 除熱失敗	8.6E-08	小LOCA + RHR手動操作失敗	5.0E-08	58.2%	・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		中LOCA + RHR手動操作失敗	3.3E-08	38.8%		○
		小LOCA + RHRポンプ起動失敗共通原因故障	2.8E-10	0.3%		○
大LOCA + 除熱失敗	3.4E-09	大LOCA + RHR手動操作失敗	3.3E-09	97.1%	・原子炉補機代替冷却系 ・原子炉格納容器圧力逃がし装置	○
		大LOCA + RHRポンプ起動失敗共通原因故障	1.9E-11	0.6%		○
		大LOCA + RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	1.1E-11	0.3%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは、崩壊熱除去機能の喪失により S/P 水温が上昇する等の要因により注水機能が喪失し、格納容器破損に至るシーケンスである。崩壊熱除去機能が喪失する要因としては、RHR 手動操作失敗や補機冷却系である RCW/RSW ポンプの共通原因故障による RHR 機能喪失が支配的となっている。

炉心損傷防止対策としては、補機冷却系が機能喪失した場合は原子炉補機代替冷却系又は原子炉格納容器圧力逃がし装置、RHR が機能喪失した場合は原子炉格納容器圧力逃がし装置が有効である。

第 1-5 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（原子炉停止機能喪失）

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
過渡事象 +原子炉停止失敗	3.9E-09	非隔離事象 +トリップアクチュエータリレー共通原因故障	2.8E-09	72.1%	・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ 機能	○
中小LOCA +原子炉停止失敗	8.3E-12	小LOCA +トリップアクチュエータリレー共通原因故障	5.0E-12	59.8%		○
大LOCA +原子炉停止失敗	3.3E-13	大LOCA +トリップアクチュエータリレー共通原因故障	3.3E-13	99.7%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化又は LOCA が発生した際に原子炉トリップに失敗する事象であるが、原子炉トリップに失敗するカットセットとして、トリップアクチュエータリレーの共通原因故障による原子炉保護系の機能喪失が主要因となっている。

炉心損傷防止対策としては、代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が有効である。さらに、過渡事象においては、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、ほう酸水注入系、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能により、炉心損傷防止が可能である。

第 1-6 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット (LOCA 時注水機能喪失)

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
中小LOCA + 高圧ECCS失敗 + 低圧ECCS失敗	4. 3E-13	中LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	4. 3E-14	10. 1%	-	×※
		中LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	3. 0E-14	7. 1%	-	×※
		中LOCA +HPCS S/C側ミニマムフロー弁制御部作動失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2. 3E-14	5. 3%	-	×※
		中LOCA+HPCS S/C側ミニマムフロー弁作動失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2. 3E-14	5. 3%	-	×※
中小LOCA + 高圧ECCS失敗 + 原子炉自動減圧失敗	2. 9E-12	中LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +D/W圧力トランスミッタ低出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗	9. 1E-14	3. 1%	-	×※
		中LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +L-3水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗	8. 5E-14	2. 9%	-	×※
		中LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗	5. 7E-14	2. 0%	-	×※
大LOCA + HPCS失敗 + 低圧ECCS失敗	4. 2E-14	大LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	4. 3E-15	10. 3%	-	×※
		大LOCA+HPCS注入元弁開け忘れ +RSWポンプ継続運転失敗共通原因故障	3. 0E-15	7. 2%	-	×※
		大LOCA +HPCS S/C側ミニマムフロー弁作動失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2. 3E-15	5. 4%	-	×※
		大LOCA +HPCS S/C側ミニマムフロー弁制御部作動失敗 +RCWポンプ継続運転失敗共通原因故障	2. 3E-15	5. 4%	-	×※

※中 LOCA 大 LOCA では高圧代替注水系, 低圧代替注水系ともに注水容量が不足するため。

【主要なカットセットに対する検討】

- 本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは、「中小 LOCA+高圧 ECCS 失敗+原子炉自動減圧失敗」が支配的となっている。このシーケンスにおいて、主要なカットセットは中 LOCA を起因事象とするもので占められている。高圧 ECCS 失敗の要因としては、HPCS に関連する人的過誤がカットセットの上位に挙がり、自動減圧失敗の要因としては、水位または圧力トランスミッタの共通原因故障が支配的である。
- 「中小 LOCA+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」については、高圧 ECCS 失敗の要因としては、HPCS に関連する人的過誤がカットセットの上位に挙がり、低圧 ECCS 失敗の要因としては低圧 ECCS の補機冷却系である RCW/RSW ポンプの共通原因故障が支配的である。
- 「大 LOCA+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」については、国内外の先進的な

対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また、炉心損傷防止は困難であるが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による除熱により、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待することができる。

第 1-7 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（格納容器バイパス）

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
ISLOCA	2.4E-09	ISLOCA（低圧配管_隔離失敗）	2.2E-09	90.5%	・ 減圧による漏えい低減 ・ 隔離操作	○
		ISLOCA（高圧配管_隔離失敗）	2.3E-10	9.5%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは、格納容器バイパス事象としてインターフェイスシステム LOCA が発生するものである。

炉心損傷防止対策としては、減圧による漏えいの低減，漏えい箇所の隔離操作が有効である。

2. レベル 1.5PRA

各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるプラント損傷状態と主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的なカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

(1) 選定条件

レベル 1.5PRA では炉心損傷時のプラント損傷状態 (PDS) により、事故シーケンスをグループ化し、各 PDS から個別の格納容器破損モードへ至る頻度として格納容器破損頻度を算出している。

ここでは、各格納容器破損モードに至る可能性のあるすべての事故シーケンスを対象に上位 5 位までのカットセットを抽出し、主要なカットセット及び重大事故防止対策の整備状況等の対比について整理した。(第 2-1 表参照)

なお、発生確率がゼロのため格納容器破損頻度がゼロとなった格納容器破損モードについては、評価対象外とした。

(2) 主要なカットセットの確認結果

格納容器破損防止対策の各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となる PDS と主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的なカットセットに対して今回整備した重大事故防止対策により格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

第2-1表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット

格納容器破損モード	格納容器破損モード毎のCFP(1/1年)	PDS	主要なカットセット	CFP(1/1年)	寄与割合	主要なカットセット上位5つの割合	格納容器破損防止対策	対策の有効性
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	1.3E-09	TQUX	非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+長期冷却失敗	9.0E-11	7.2%	19.4%	<ul style="list-style-type: none"> 代替自動減圧機能 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 格納容器圧力逃がし装置 	○
		TQUX	非隔離事象 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +長期冷却失敗 +保守作業によるRCIC待機除外	5.7E-11	4.6%			○
		TQUX	非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +長期冷却失敗 +保守作業によるHPCW/HPSW待機除外	3.7E-11	3.0%			○
		TQUX	RFS起動作等 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +長期冷却失敗	2.9E-11	2.3%			○
		TQUX	非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +長期冷却失敗 +HPCSポンプ室空調機能喪失	2.9E-11	2.3%			○
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	9.4E-13	TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗	2.2E-14	2.4%	6.5%	<ul style="list-style-type: none"> 代替自動減圧機能 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水系 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 原子炉格納容器頂部注水系 	○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ不動作共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗	1.4E-14	1.5%			○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+RCIC手動操作失敗 +格納容器注水失敗+保守作業によるHPCW/HPSW待機除外	9.0E-15	1.0%			○
		TQUX	非隔離事象 +L-3水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+格納容器注水失敗	8.3E-15	0.9%			○
		TQUX	RFS起動作等 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗	7.1E-15	0.8%			○
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00 [※]	—	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 逃し安全弁による手動減圧 格納容器圧力逃がし装置 	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用	5.0E-15	TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+FCL発生	9.4E-17	1.9%	5.3%	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器バウンダリの機能は喪失しない 	○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ不動作共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+FCL発生	6.0E-17	1.2%			○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+RCIC手動操作失敗 +FCL発生+保守作業によるHPCW/HPSW待機除外	3.8E-17	0.8%			○
		TQUX	非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ高出力共通原因故障 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+FCL発生	3.5E-17	0.7%			○
		SIE	中LOCA +D/圧力トランスミッタ低出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +FCL発生	3.1E-17	0.6%			○
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.1E-10	長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HP-CS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	9.8E-12	8.6%	27.5%	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 原子炉格納容器下部注水系(常設) 	○
		長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HP-CS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	6.6E-12	5.8%			○
		長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HP-CS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	6.6E-12	5.8%			○
		長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HP-CS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	4.5E-12	4.0%			○
		長期TB	外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+保守作業によるHP-CS-D/G待機除外 +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	3.7E-12	3.2%			○
水素燃焼	0.0E+00 [※]	—	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化 	○

※発生確率がゼロのため格納容器破損頻度がゼロとなった格納容器破損モードについては、評価対象外とした。

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

第 2-2 表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

主要なカットセット	事故シーケンス	事故シーケンスCFF (/炉年)	事故シーケンス 寄与割合	格納容器破損防止対策	対策の 有効性
非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+長期冷却失敗	過渡事象 + 高圧注入失敗 + 手動減圧失敗 + 長期冷却失敗	1.2E-09	94.6%	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替自動減圧機能 ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水系 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・ 格納容器圧力逃がし装置 	○
非隔離事象 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +長期冷却失敗 +保守作業によるRCIC待機除外					
非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +長期冷却失敗 +保守作業によるHPCW/HP-SW待機除外					
RPS誤動作等 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ +長期冷却失敗					
非隔離事象 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +長期冷却失敗 +HPCSポンプ室空調機能喪失					

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、非隔離事象時、RPS 誤動作等といった過渡事象時の手動減圧操作失敗、HPCS や RCIC に関する人的過誤である。

これらに対しては、代替自動減圧機能による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による冷却、格納容器圧力逃がし装置による除熱により、格納容器過圧破損の防止が可能である。

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

第 2-3 表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））

主要なカットセット	事故シーケンス	事故シーケンスCFR (/炉年)	事故シーケンス 害与割合	格納容器破損防止対策	対策の有効性
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ 高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗	過渡事象 + 高圧注入失敗 + 手動減圧失敗 + 格納容器注水失敗	8.7E-13	92.4%	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替自動減圧機能 ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水系 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・ 原子炉格納容器頂部注水系 	○
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ 不動作共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗					
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ 高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+RCIC手動操作失敗 +格納容器注水失敗+保守作業によるHPCS/HPSII停機除外					
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ 高出力共通原因故障 +RCICロシフ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+格納容器注水失敗					
RPS誤動作等 +L-2水位トランスミッタ 高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+格納容器注水失敗					

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、非隔離事象時の水位トランスミッタ関連の共通原因故障や手動減圧操作失敗、HPCS や RCIC に関する人的過誤である。

これらに対しては、代替自動減圧機能による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び格納容器頂部注水系による冷却により、格納容器過温破損の防止が可能である。

○高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

【主要なカットセットに対する検討】

本格納容器破損モードによる格納容器破損頻度は非常に小さいため、0 と評価している。

本格納容器破損モードに至る可能性がある PDS は TQUX, 長期 TB, TBD, TBU, S2E が挙げられ、CDF の割合では約 100%を TQUX が占める。第 1-2 表より、TQUX における主要カットセットとして、ポンプ故障や人的過誤、原子炉手動減圧失敗などが挙げられている。

これらに対し、原子炉圧力容器破損までの逃がし安全弁の手動操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧により、本破損モードの格納容器破損の防止が可能である。

○原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用

第 2-4 表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット(原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用)

主要なカットセット	事故シーケンス	事故シーケンスCFF (/炉年)	事故シーケンス 寄与割合	格納容器破損防止対策	対策の 有効性
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ 高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+FCI発生	過渡事象 + 高圧注入失敗 + 手動減圧失敗 + FCI 発生	3.5E-15	71.4%	- (格納容器バウンダリの機能は喪失しない)	○
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ 不動作共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +RCIC手動操作失敗+FCI発生					
非隔離事象 +L-2水位トランスミッタ 高出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+RCIC手動操作失敗 +FCI発生+保守作業によるHPCW/HP-SW待機除外					
非隔離事象 +L-3水位トランスミッタ 高出力共通原因故障 +RCICポンプ起動失敗+手動減圧操作失敗 +HPCS注入元弁開け忘れ+FCI発生					
中LOCA +D/W圧力トランスミッタ 低出力共通原因故障 +手動減圧操作失敗+HPCS注入元弁開け忘れ +FCI発生	中小LOCA + 高圧注入失敗 +原子炉自動減圧失敗+FCI発生	9.7E-16	19.6%		

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、非隔離事象時の水位トランスミッタや D/W 圧力トランスミッタの共通原因故障、手動減圧操作失敗、HPCS や RCIC に関する人的過誤である。

しかしながら、解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用による発生エネルギーが小さく格納容器圧力バウンダリの機能は喪失しないことが確認されている。

○溶融炉心・コンクリート相互作用

第 2-5 表 格納容器破損モード毎の主要なカットセット (溶融炉心・コンクリート相互作用)

主要なカットセット	事故シーケンス	事故シーケンスCFF (/炉年)	事故シーケンス 寄与割合	格納容器破損防止対策	対策の 有効性
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)	外部電源喪失 +DG失敗+HPCS失敗 +デブリ冷却失敗	6.0E-11	52.4%	・常設代替交流電源設備 ・原子炉格納容器下部注水系 (常設)	○
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)					
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G継続運転失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)					
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+非常用D/G起動失敗共通原因故障 +非常用HPCS-D/G起動失敗 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)					
外部電源喪失 +デブリ冷却失敗+保守作業によるHPCS-D/G待機除外 +非常用D/G継続運転失敗共通原因故障 +外電復旧失敗(30分)+外電復旧失敗(8時間)					

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、外部電源喪失時の非常用 D/G の共通原因故障や継続運転，及び起動の失敗，外電復旧の失敗である。

これらに対し，常設代替交流電源設備による電源供給の対策に加え，原子炉格納容器下部注水系（常設）により，溶融炉心の落下までに格納容器下部への注水により溶融炉心の冷却に十分な水量及び水位を確保，且つ溶融炉心の落下後の崩壊熱を十分に上回る流量で注水することにより，本破損モードの格納容器破損の防止が可能である。

○水素燃焼

【主要なカットセットに対する検討】

本格納容器破損モードによる格納容器破損頻度は非常に小さいため、0 と評価している。

本格納容器破損モードに至る可能性がある PDS は TQUX, TBU, TBP が挙げられ、CDF の割合では約 100% を TQUX が占める。第 1-2 表より、TQUX における主要カットセットとして、ポンプ故障や人的過誤、原子炉手動減圧失敗などが挙げられている。

これらのカットセットによらず、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器破損は生じない。

3. 停止時レベル 1PRA

各事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・事故シーケンスの中で上位 3 位までのカットセット

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等を第 3-1 表～第 3-3 表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第 3-1 表～第 3-3 表に示した通り全ての事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開した場合においても、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷防止が可能となることを確認した。

第 3-1 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（崩壊熱除去機能喪失）

事故シーケンス	CDF (／炉年)	主要なカットセット	CDF (／炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
崩壊熱除去機能喪失 +崩壊熱除去失敗 +注水系失敗	9.0E-07	RHR 機能喪失(POS-B1) +MUWC 操作失敗	3.2E-7	35.3%	・ 低圧代替 注水系(可搬型)	○
		RHR 機能喪失(POS-C1) +MUWC 操作失敗	2.6E-7	28.6%		○
		RHR 機能喪失(POS-B2) +MUWC 操作失敗	9.9E-8	11.0%		○
外部電源喪失 +崩壊熱除去失敗 +注水系失敗	3.2E-08	外部電源喪失(POS-B1) +除熱に対する診断失敗 +注水に対する診断失敗	5.6E-9	17.3%	・ 低圧代替 注水系(可搬型)	○
		外部電源喪失(POS-C1) +除熱に対する診断失敗 +注水に対する診断失敗	4.6E-9	14.3%		
		外部電源喪失(POS-B1) +パワーセンタ動力変圧器 C 機能喪失	2.6E-9	7.9%		

【主要なカットセットに対する検討】

○「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗」については、POS-B1、POS-B2、POS-C1 のように待機除外となっているシステムが多い POS における崩壊熱除去機能喪失が主要な起因事象として挙げられている。これらの POS においては、緩和設備として MUWC にのみ期待していることから、MUWC 操作失敗が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、低圧代替注水系(可搬型)により、炉心損傷防止が可能である。また、原子炉ウエル満水状態である POS-B1、POS-B2 においては燃料プール代替注水系、燃料プールスプレイ系による炉心損傷防止も可能である。

○「外部電源喪失+崩壊熱除去失敗+注水系失敗」については、除熱や注水に対する診断の失敗による崩壊熱除去、注水失敗、パワーセンタ動力変圧器の故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、低圧代替注水系(可搬型)により、炉心損傷防止が可能である。

第 3-2 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
外部電源喪失 + 直流電源喪失 + HPCS 失敗	2.2E-13	外部電源喪失(POS-D) + 蓄電池 A・B 間機能喪失共通原因故障 + 非常用 HPCS-D/G 継続運転失敗	5.6E-14	26.0%	・低圧代替注水 系（可搬型）	○
		外部電源喪失(POS-D) + 蓄電池 A・B 間機能喪失共通原因故障 + 非常用 HPCS-D/G 起動失敗	3.8E-14	17.7%		○
		外部電源喪失(POS-A1) + 蓄電池 A・B 間機能喪失共通原因故障 + 非常用 HPCS-D/G 継続運転失敗	1.9E-14	9.0%		○
外部電源喪失 + DG 失敗 + HPCS 失敗	1.7E-12	外部電源喪失(POS-A1) + 非常用 D/G 継続運転失敗共通原因故障 + 非常用 HPCS-D/G 継続運転失敗 + 外電復旧失敗（短期） + 外電復旧失敗（長期）	1.5E-13	9.0%	・低圧代替注水 系（常設） ・常設代替交流 電源設備	○
		外部電源喪失(POS-A1) + 非常用 D/G 継続運転失敗 CCF + 非常用 HPCS-D/G 起動失敗 + 外電復旧失敗（短期） + 外電復旧失敗（長期）	1.0E-13	6.1%		○
		外部電源喪失(POS-A1) + 非常用 D/G 起動失敗 CCF + 非常用 HPCS-D/G 継続運転失敗 + 外電復旧失敗（短期） + 外電復旧失敗（長期）	1.0E-13	6.1%		○
外部電源喪失 + 直流電源喪失	3.5E-8	外部電源喪失(POS-B1) + 蓄電池 A 機能喪失	8.3E-9	23.9%	・低圧代替注水 系（可搬型）	○
		外部電源喪失(POS-B1) + 蓄電池遮断器 A 誤開	6.9E-9	19.9%		○
		外部電源喪失(POS-C1) + 蓄電池 B 機能喪失	6.9E-9	19.8%		○
外部電源喪失 + DG 失敗	1.6E-8	外部電源喪失 POS-C1 + 非常用 D/G 継続運転失敗 + 外電復旧失敗（短期） + 外電復旧失敗（長期）	4.4E-9	27.6%	・低圧代替注水 系（常設） ・常設代替交流 電源設備	○
		外部電源喪失 POS-C1 + 非常用 D/G 起動失敗 + 外電復旧失敗（短期） + 外電復旧失敗（長期）	3.0E-9	18.7%		○
		外部電源喪失 POS-A2 + 非常用 D/G 継続運転失敗 + 外電復旧失敗（短期） + 外電復旧失敗（長期）	2.3E-9	14.4%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 「外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS 失敗」では，全交流動力電源が喪失する要因として，蓄電池の共通原因故障や HPCS-D/G の故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が有効である。

- 「外部電源喪失+DG 失敗+HPCS 失敗」については，非常用 D/G の共通原因故障や HPCS-D/G の故障，外部電源復旧失敗が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては，低圧代替注水系（常設）および常設代替交流電源設備による原子炉注水が有効である。

- 「外部電源喪失+直流電源喪失」については，POS-B1 や POS-C1 等の片区分の電源が待機除外となっている POS において，使用可能な区分の蓄電池等の直流電源機器における故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては，低圧代替注水系（可搬型）により，炉心損傷防止が可能である。また，原子炉ウェル満水状態である POS-B1 においては燃料プール代替注水系，燃料プールのスプレイ系による原子炉注水が有効である。

- 「外部電源喪失+DG 失敗」についても上記と同様に，POS-A2 や POS-C1 等片区分の電源が待機除外となっている POS において，使用可能な区分の非常用 D/G の故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては，低圧代替注水系（常設）および常設代替交流電源設備による原子炉注水が有効である。

第 3-3 表 事故シーケンス毎の主要なカットセット（原子炉冷却材の流出）

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
冷却材流出 +注水系失敗	3.5E-10	RHR 切替時の LOCA(POS-B2) +LOCA 時の運転員認知失敗	1.7E-10	48.7%	【認知成功の場合】 待機中RHR (LPC Iモード) 等	—
		CUW ブロー時の LOCA(POS-C1) +LOCA 時の運転員認知失敗	1.1E-10	32.5%		—
		CUW ブロー時の LOCA(POS-D) +LOCA 時の運転員認知失敗	5.7E-11	16.4%	【認知失敗の場合】 教育等による発生頻度 の低減	—

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは、原子炉冷却材の流出が発生する事象である。LOCA の認知失敗による事象緩和失敗が支配的である。

炉心損傷防止対策としては、運転員認知に成功した場合には、待機中の RHR (LPCIモード) 等による原子炉注水が有効である。

また、「LOCA 時の運転員認知失敗」については、教育等によりその発生可能性の低減に努めていく。

地震 PRA, 津波 PRA における主要な事故シーケンスの対策等について

1. 主要な事故シーケンスの対策について

内部事象 PRA で発生する事故シーケンスは、一部を除き、それぞれ有効な炉心損傷防止対策がとられている他、これまでに整備した AM 策等にも期待できる。地震 PRA, 津波 PRA についても主要な事故シーケンスに対してこれらの炉心損傷防止対策が有効であるかどうかを整理することにより、内部事象 PRA の事故シーケンスに対する対策が地震 PRA, 津波 PRA の結果に対しても有効であるかを確認した。地震 PRA における主要な事故シーケンス評価結果を第 1 表に、津波について第 2 表に示す。

(1) 地震 PRA

第 1 表において、地震の全炉心損傷頻度($1.8E-05$ /炉年)に対する寄与が大きいシーケンスは、「全交流電源喪失+バッテリー枯渇による RCIC 機能喪失」($6.9E-6$ /炉年)である。交流電源・補機冷却ランダム故障により全交流電源喪失し RCIC 注水に成功するものの、バッテリー枯渇により RCIC が機能喪失する、「交流電源・補機冷却ランダム故障+RCIC 注水成功」が支配的なカットセットである。本事故シーケンスに対しては、高压代替注水系、低压代替注水系（常設）による原子炉注水、常設代替交流電源設備による電源供給、原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱が有効である。

また、次に寄与が大きいシーケンスである「外部電源喪失+RCIC 注水成功+崩壊熱除去失敗」($5.5E-6$ /炉年)については、主要なカットセットである、「外部電源喪失+RCIC 注水成功+RHR ランダム故障」に対しても、高压代替注水系、低压代替注水系（常設）による原子炉注水、原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱が有効である。

3 番目に寄与が大きいシーケンスである「外部電源喪失+高压 ECCS 失敗+手動減圧失敗」($7.9E-7$ /炉年)については、主要なカットセットである、「外部電源喪失+RCIC ランダム故障+HPCS ランダム故障+減圧ランダム失敗」に対しては、高压代替注水系、代替自動減圧機能、低压代替注水系（常設）による原子炉注水、原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱が有効である。

(2) 津波 PRA

第 2 表において、津波の全炉心損傷頻度($8.7E-06$ /炉年)に対する寄与が

大きいシーケンスは、「全交流電源喪失+バッテリー枯渇による RCIC 機能喪失」(8.3E-06/炉年)であり、主要なカットセットである、「主変圧器等機能喪失+RSW ポンプ機能喪失+HPSW ポンプ機能喪失+RCIC 注水成功」に対しては、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、常設代替交流電源設備による電源供給、原子炉補機代替冷却系又は原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱が有効である。

次に寄与が大きいシーケンスは「防潮堤機能喪失」(2.9E-07/炉年)である。この場合、広範な緩和設備が津波の浸水により喪失するため炉心損傷に至る。ただし、防潮堤の破損頻度*は 1.3E-08/炉年と評価されることから、本事故シーケンスグループの全炉心損傷頻度に対する寄与はさらに小さいと判断される。

3 番目に寄与が大きいシーケンスは、「全交流電源喪失+RCIC 機能喪失」(2.9E-08/炉年)である。RCIC 機能喪失にはランダム故障及び没水による 2 つの要因が含まれる。主要なカットセットである「主変圧器等機能喪失+RSW ポンプ機能喪失+HPSW ポンプ機能喪失+RCIC ランダム故障」に対しては、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、常設代替交流電源設備による電源供給、原子炉補機代替冷却系又は原子炉格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱が有効である。

*津波ハザードと防潮堤の耐力を掛け合わせて津波高さ毎に積分して算出

2. 地震 PRA, 津波 PRA における重複シーケンスの考慮について

内部事象 PRA においては、起回事象の重ね合わせは頻度が小さくなるため考慮していないが、地震や津波ではその影響により複数の起回事象が同時に発生する可能性がある。

地震 PRA や津波 PRA において炉心損傷頻度の算出を行う際には、起回事象の階層化を行い、より影響の大きい起回事象に影響の小さい事象を包絡して評価している。例えば圧力容器損傷の起回事象は、ECCS 容量を超えるような大規模な LOCA に相当するものであるが、同事象が発生したときに、これより小規模な格納容器内の配管破断による LOCA が同時に発生したとしても、圧力容器損傷の事象進展に有意に影響することは考えにくいいため、組合せを考慮する必要はない。

また、地震 PRA や津波 PRA では建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷を起因事象として扱っており、そのような起因事象については、単独の発生において既に緩和手段がないため、そのような起因事象の重畳を考慮する必要はない。

以 上

第1表 地震 PRA における事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	寄与 割合 ^{※1}	主要な カットセット	対策	対策 有効性
全交流電源喪失 + バッテリー枯渇による RCIC 機能喪失	6.9E-6	38.6%	交流電源・補機冷却ランダ ム故障+RCIC 注水成功	・ 高圧代替注水系 ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 常設代替交流電源設備 ・ 原子炉格納容器圧力逃 がし装置	○
外部電源喪失 + RCIC 注水成功 + 崩壊熱除去失敗	5.5E-6	30.7%	外部電源喪失 + RCIC 注水成功 + RHR ランダム故障	・ 高圧代替注水系 ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 原子炉格納容器圧力逃 がし装置	○
外部電源喪失 + 高圧 ECCS 失敗 + 手動減圧失敗	7.9E-7	4.5%	外部電源喪失 + RCIC ランダム故障 + HPCS ランダム故障 + 減圧ランダム失敗	・ 高圧代替注水系 ・ 代替自動減圧機能 ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 原子炉格納容器圧力逃 がし装置	○

※1：地震 PRA における全炉心損傷頻度に対する寄与割合。

第2表 津波 PRA における事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	寄与 割合 ^{※2}	主要な カットセット	対策	対策 有効性
全交流電源喪失 + バッテリー枯渇による RCIC 機能喪失	8.3E-6	96.1%	主変圧器等機能喪失 + RSW ポンプ機能喪失 + HPSW ポンプ機能喪失 + RCIC 注水成功	・ 高圧代替注水系 ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 常設代替交流電源設備 ・ 原子炉補機代替冷却系	○
防潮堤機能喪失	2.9E-7	3.3%	防潮堤機能喪失	—	× ^{※3}
全交流電源喪失 + RCIC 機能喪失	2.9E-08	0.3%	主変圧器等機能喪失 + RSW ポンプ機能喪失 + HPSW ポンプ機能喪失 + RCIC ランダム故障	・ 高圧代替注水系 ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 常設代替交流電源設備 ・ 原子炉補機代替冷却系	○

※2：津波 PRA における全炉心損傷頻度に対する寄与割合。

※3：防潮堤の損傷頻度は 1.3E-8 / 炉年と評価されることから、本事故シーケンスグループの全炉心損傷頻度に対する寄与はさらに小さいと判断される。

対策有効性の記号の意味 ○：内部事象レベル 1PRA と同様の対応が有効 ×：内部事象レベル 1PRA と同様の対応では炉心損傷に至る

なお、溶融デブリの堆積高さに関する評価の条件等は以下のとおり。

1. MAAPコードで取り扱う溶融デブリについて

MAAPコードでは、ペDESTAL内へ落下するコリウム成分として、全炉心相当の UO_2 及びZr（被覆管，チャンネルボックス，ウォータロッド，スパーサ），炉心下部構造（炉心支持板，燃料支持金具）および下部プレナム内SUS（CR，CRD，CRDハウジング，ガイドチューブ）である。これらで構成されるデブリがペDESTALに落下し，ペDESTALがドライな状態では溶融デブリはペDESTAL床を容易に拡がり，一様に堆積するものとして堆積高さを評価している。

2. 溶融デブリの堆積高さの不確かさについて

（1）ペDESTAL内の構造物の影響

ペDESTAL内には，様々な構造物が存在しており，その構造物が堆積したデブリにより溶融し，デブリ堆積高さが増加する可能性がある。

制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当の UO_2 及びZr等のデブリ容積に加えて，ペDESTAL内の構造物として，CRD自動交換機プラットフォーム，中性子束計測ハウジング等に加え，破損口となるCRDハウジング1本と隣接する4本のCRDハウジングを巻き込んだ場合を想定しても，デブリ堆積高さは約 mとなり，増加分は約 mであることから，ドライウェル床に溶融デブリが拡がることはない。

（2）デブリ粒子化に伴う影響

シビアアクシデント対策であるペDESTAL内の初期水張りを実施した際，落下してくる溶融デブリの一部は粒子化すると考えられる。この粒子化したデブリを考慮するとその分堆積デブリの高さは増加する。

もっとも厳しい条件として，全量が粒子化した際の堆積高さを評価する。このとき粒子化したデブリが，密度が低く堆積高さが高くなると考えられる単純立方格子として堆積すると仮定すると，ポロシティは0.48であり，堆積高さは（1）で考慮した堆積高さ約 mに対し，デブリ堆積高さは約 mとなるが，ペDESTAL床からペDESTAL開口部までの高さ約3.4 m以下であることから，保守的な仮定においてもドライウェル床にデブリが拡がることはない。

以上

PCV隔離の想定について

内部事象レベル 1.5PRA において、格納容器隔離失敗として参考としている NUREG の想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定について以下にまとめる。

1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献

米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献 (NUREG/CR-4220¹) では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として 5×10^{-3} を算出している。この値は、米国 NRC の LERs (Licensee Event Reports) データベース (1965 年~1984 年) から大規模漏えいに至る事象を 4 件抽出、事象継続時間を 1 年として、運転炉年 (740 炉年) に対する割合として求められたものである。抽出された 4 件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、表 1 の通りである。

なお、この 4 件以外にもエアロック開放に関する事象が 75 件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に 4 時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると 5×10^{-5} 程度となると報告されており、 5×10^{-3} に比較して十分小さい値である。

ただし、BWR においては、定格運転中は格納容器内を窒素置換しているため、エアロック開閉に伴う隔離失敗は想定されない。

表 1 大規模漏えいとして抽出された事象 (NUREG/CR-4220)

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は 2. に示す通りであり、NUREG/CR-4220 で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率として LERs データベースに基づく値を使用することとした。

なお、上記で用いたデータは PWR に対するものであるが、BWR では格納容器内を窒素雰囲気として管理し漏えいを検出しやすいことから、PWR のデータは、保守的であると考えられる。

¹ U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220

2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路

実プラント（女川 2 号炉）で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示す通りである。

(1) 機械的破損による隔離機能喪失

a) 格納容器貫通部からの漏えい

格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

b) 格納容器アクセス部等からの漏えい

ドライウェル主フランジ、機器搬出入口、所員用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

c) 格納容器隔離弁からの漏えい

可燃性ガス濃度制御系等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

d) 格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器調気系等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 人的過誤による隔離機能喪失

e) 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ等がある場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

レベル 1.5PRA で適用した格納容器隔離失敗確率の文献（NUREG/CR-4220）では、1984 年までのデータを基にしている。ここでは、最近の実績調査例として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書²（EPRI 報告書と称す）の調査例を示す。

EPRI 報告書では、総合漏えい率試験（ILRT : Integrated Leak Rate Test）間隔を 15 年に延長することのリスク影響を評価しており、2007 年時点までの ILRT データを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして、設計漏えい率の 35 倍を基準としているが、大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は 0 件となっている。なお、設計漏えい率の 10 倍より大きい

²EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008

漏えい事象として表 2 に示す 3 件が抽出されている。

表 2 EPRI 報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象²

Date	Plant	Cause
Aug-84	不明	記載なし
Jun-85	不明	記載なし
Dec-90	Dresden 2 BWR Mark 1	ILRT 中に発見された 真空破壊弁の漏えい

EPRI 報告書では、大規模漏えいに至る事象実績を ILRT 試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。即ち、大規模漏えいに至る事象実績 0 件（計算上 0.5 件としている）を ILRT 試験数 217 件で除すると隔離機能喪失の確率は 0.0023 ($0.5/217=0.0023$) となる。この値は、NUREG/CR-4220 で評価された格納容器隔離失敗確率の 5×10^{-3} よりも小さい値となっており、EPRI 報告書の結果を考慮しても NUREG/CR-4220 の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

以上

炉内 F C I の格納容器破損モードの除外理由について

炉内 F C I を格納容器破損モードから除外している理由について以下に示す。

- これまで専門家会議(SERG)等で議論がなされており^{[1][2]}，BWR 体系では下部プレナムに制御棒案内管等が密に存在しており，これらは大規模な水蒸気爆発の発生を制限すると考えられるため，炉内 FCI による格納容器破損の発生確率は，プラント全体でみた際に他の要因による格納容器破損頻度に比べて十分小さく無視できると結論付けられている。

また，下部プレナム内の冷却水は飽和状態であることから，トリガリング（粗混合状態から発生した膜沸騰が破壊され微粒化，衝撃波が伝播）が制約されるという観点で，炉内 FCI は発生しないと考えられている（表 1 参照）。

- 炉内 FCI に関する代表的な実験結果，及び専門家会議の知見を踏まえた BWR 実機体系条件の分析結果によると，BWR 実機体系では水蒸気爆発は抑制される傾向であり，大規模な水蒸気爆発は発生しないと考えられる（表 2 参照）。

以 上

- [1] T. G. Theofanous and W. W. Yuen, The Probability of Alpha-Mode Containment Failure Updated, Nucl. Eng. Des. 155 459-473, 1995
- [2] S. Basu, T. Ginsberg, A reassessment of the potential for an alpha-mode containment failure and a review of the current understanding of broader fuel-coolant interaction (FCI) issues, Report of the 2nd steam explosion review group workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996
- [3] T. Okkonen, et al, Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR's, NUREG/CP-0127, 1994
- [4] T. G. Theofanous, et al, Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994
- [5] O. Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998
- [6] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236

1998-2009, 2006

- [7] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [8] I. Huhtiniemi, D. Mgallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999
- [9] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999
- [10] N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugiyama, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995

表 1 BWR 体系における炉内 FCI 現象の発生確率に関する議論の整理

炉内 FCI に関する国際会議, 文献	BWR の炉内 FCI に関する議論
OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993) ^[3]	BWR の圧力容器下部プレナムは, 制御棒案内管で密に占められている。そして, 炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは, 炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって, 燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され, 水蒸気爆発に起因する水-熔融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。従って, スラグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は, PWR よりも BWR の方が起こりにくいと評価される。(T. Okkonen 等)
NUREG/CR-5960 (1994) ^[4]	BWR の下部プレナムには, 密に詰められた制御棒案内管があるため, 炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T. G. Theofanous 等)
SERG-2 ワークショップ (1996) ^[2]	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に寄与しないため, BWR の α モード格納容器破損確率は, おそらく PWR より小さい。(M. Corradini)
OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1997) ^[5]	下部プレナム構造物の存在により, 水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は, 一般に BWR では炉内水蒸気爆発は格納容器への脅威とならない。(O. Zuchuat 等)

表 2 BWR 実機体系を踏まえた炉内 FCI の分析結果

炉内 FCI に影響する因子	BWR 実機体系の条件	実験・専門家会議等による知見	炉内 FCI への影響
溶融物組成	溶融落下物は、金属成分を含む UO ₂ 混合物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 模擬溶融物に UO₂ を用いた代表的な FCI 試験 (FARO 試験^[6], COTELS 試験^[7], KROTOS 試験^{[6], [8], [9]}) では、トリガー無しで水蒸気爆発は確認されていない。 ・ 溶融物に金属成分を含む場合は、粒子化が促進される (FARO 試験) ・ UO₂ 混合物では (融点が高いため) 過熱度が小さく、水プール落下直後に粒子化した粒子表面が固化することが考えられる (KROTOS 試験の考察)。 ・ 金属-水反応により発生した水素が蒸気膜に混入し、蒸気膜の安定化に寄与すると考えられる。(KROTOS 試験の考察) 	金属成分により粒子化が促進される可能性があるが、粒子表面の固化、水素発生により水蒸気爆発の発生は抑制される。
下部プレナム水温度	溶融物が下部プレナムに落下する状況では、下部プレナム残存水は飽和温度に近い	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低サブクール水条件では、水蒸気爆発は抑制される可能性がある (ALPHA 試験^[10], KROTOS 試験)。 ・ 粒子化割合は、サブクール度に依存し、サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる (FARO 試験) ・ 下部プレナム水が低サブクール条件の場合、デブリ落下時のボイド発生が多くなり、トリガーの伝播を阻害する可能性がある (KROTOS 試験の考察)。 	低サブクール条件では、粒子化を抑制し、ボイド発生が多くなるため、水蒸気爆発の発生を抑制する。
下部プレナム部構造材	下部プレナム部には多数の制御棒案内管等の構造物が存在	<ul style="list-style-type: none"> ・ 下部プレナム内の制御棒案内管等の多くの構造物が水蒸気爆発のエネルギーを吸収するため、格納容器破損に至るような大規模なエネルギーは発生しない。(専門家会議等の知見) 	水蒸気爆発が発生しても、構造物により水蒸気爆発のエネルギーが制限される。

格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）

レベル 1.5PRA の知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定方法としては、第一ステップとして格納容器破損モード毎に結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態（PDS）を選定し、第二ステップでは、選定された PDS の中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。なお、評価事故シーケンスの選定においてはアクシデントマネジメント策や重大事故対策等を考慮しない PRA モデルを用いている。以下に、評価事故シーケンスの絞込みに際しての考え方を示す。

（1）雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損），雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

a. 評価対象 PDS の選定方法

格納容器への負荷（圧力，温度）及び事象進展の観点から抽出するが、以下の点から、AE（大破断 LOCA）が最も厳しい PDS となる。

- ・ LOCA は、破断口から格納容器ドライウェルへ直接冷却材のブローダウンが起こるため格納容器内の圧力上昇は厳しい。また、炉心水位の低下が早いため、炉心露出による被覆管のヒートアップにより早期にジルコニウム-水反応が起こり、大量の水素発生により、格納容器内の圧力上昇をより厳しくする。
- ・ 炉心損傷に伴って発生する高温のガスが、破断口より直接格納容器に放出されるため、格納容器内の温度上昇を厳しくする。
- ・ 事故進展が早く、緩和操作のための時間余裕が短い。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象 PDS である AE のうち、①「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」を選定し、これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失（SBO）を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなるシーケンスを選定している。

評価対象 PDS : AE

① 大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗
+（デブリ冷却成功）+長期冷却失敗

（注） 全交流動力電源喪失（SBO）を重畳して扱う

(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

a. 評価対象 PDS の選定方法

格納容器への負荷（圧力，温度）及び事象進展の観点から抽出するが，以下の点から，TQUX が最も厳しい PDS となる。

- ・ 過渡起因である TQUX（同様な事象進展となる PDS として TBD，TBU を含む）及び長期 TB において，原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る。
- ・ このうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を回避するための減圧操作のための時間余裕が短いのは TQUX となる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象である TQUX を代表するシーケンスとして，①「過渡事象＋高圧注入失敗＋手動減圧失敗」のシーケンスを選定している。

評価対象 PDS : TQUX

①過渡事象＋高圧注入失敗＋手動減圧失敗

＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生

②手動停止＋高圧注入失敗＋手動減圧失敗

＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生

③サポート系喪失＋高圧注入失敗＋手動減圧失敗

＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）

a. 評価対象 PDS の選定方法

格納容器への負荷（圧力，温度）及び事象進展の観点から抽出するが，以下の観点から，TQUV（炉心損傷後の手動減圧を含む）が最も厳しい PDS となる。

- ・ TQUV（TQUX における炉心損傷後の手動減圧を含む），中 LOCA（S1E）及び大 LOCA（AE）において，原子炉圧力容器が低圧で破損するため，溶融炉心の分散量が小さく，格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多い。
- ・ FCI は低水温でより厳しくなるため一次冷却水が飽和水として格納容器下部に滞留する LOCA は対象外となる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象である TQUV を代表するシーケンスとして，①「過渡事象＋高圧注入失敗＋低圧 ECCS 失敗」に加え，原子炉圧力容器破損前のペDESTAL 事

前水張りを想定したシーケンスを選定した。

評価対象 PDS : TQUV

- ①過渡事象+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗
+ 損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ②過渡事象+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗
+ 損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ③手動停止+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗
+ 損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ④手動停止+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗
+ 損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ⑤サポート系喪失+高圧注入失敗+低圧 ECCS 失敗
+ 損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗
+ 損傷炉心冷却失敗+FCI 発生

(4) 水素燃焼

a. 評価対象 PDS の選定方法

BWR では格納容器内を窒素置換しているため、PRA ではその発生確率をゼロとして評価している。本破損モードそのものが回避可能であることを示す観点から評価を行っており、評価対象として水素発生量が少なく、相対的に酸素濃度が大きくなる厳しいシーケンスとして AE を選定した。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

格納容器への負荷が大きいシーケンスを選定することを主眼として、評価対象である AE を代表する①「大破断 LOCA+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」に加え、全交流動力電源喪失 (SBO) を重畳、さらに酸素/水素混合気の格納容器ベントによる事象収束を想定したシーケンスを選定した。

評価対象 PDS : AE

- ①大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗
+ (損傷炉心冷却成功) + (格納容器注水成功) + 長期冷却失敗+可燃限界到達

(注) 全交流動力電源喪失 (SBO) を重畳して扱う

(5) 格納容器直接接触 (シェルアタック)

本原子炉施設の格納容器内でペDESTAL内から熔融炉心が拡がらない形状

となっているため、格納容器直接接触（シェルアタック）は、PRAではその発生確率をゼロとして評価した。したがって、有効性評価の対象から除外した。

（6）溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 評価対象 PDS の選定方法

格納容器への負荷（圧力，温度）及び事象進展の観点から抽出するが，以下の点から，TQUV（炉心損傷後の手動減圧を含む）が最も厳しい PDS となる。

- ・事象進展が早く，早期に炉心が損傷し，対応時間の余裕が少なくかつ大量の溶融炉心がペデスタルに落下する。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象である TQUV を代表するシーケンスとして，①「過渡事象＋高圧注入失敗＋低圧 ECCS 失敗」のシーケンスに加え，原子炉圧力容器破損前のペデスタル事前水張りを想定したシーケンスを選定した。

評価対象 PDS : TQUV

①過渡事象＋高圧注入失敗＋低圧 ECCS 失敗

＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗

②過渡事象＋SRV 再閉失敗＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗

＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗

③手動停止＋高圧注入失敗＋低圧 ECCS 失敗

＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗

④手動停止＋SRV 再閉失敗＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗

＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗

⑤サポート系喪失＋高圧注入失敗＋低圧 ECCS 失敗

＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗

⑥サポート系喪失＋SRV 再閉失敗＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗

＋損傷炉心冷却失敗＋（格納容器注水成功）＋デブリ冷却失敗

（7）格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

格納容器先行破損シーケンスであり，炉心損傷防止対策の有効性評価において格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）を想定する事故シーケンスグループに含めている。

（8）格納容器隔離失敗

格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること,及び炉心損傷防止対策が有効であることから,本破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

事故シーケンスの整理について

イベントツリーを作成するにあたり、各ヘディングにおいて必ず分岐をしないと、事故シーケンスの数は非常に多くなるため、定量化を行う際には原則に従い分岐を省略して合理的に評価している。

- ・ヘディング間の従属性を考慮し、発生し得ないシーケンスは削除する。
(例：原子炉の減圧に失敗した場合、低圧炉心冷却は必ず失敗)
- ・結果（炉心損傷、PDS）が変わらない場合、目的に応じて分岐を集約する。
(例：大破断 LOCA 時に高圧炉心冷却に成功した場合、低圧炉心冷却の成否は PDS に影響しない)

このため、定量化に使用するイベントツリーは、分岐を省略した簡略なものとなっている。この点について、LOCA を例に説明する。

LOCA のイベントツリーにおいて、ATWS に至る事故シーケンスを除いた各事故シーケンスで省略している分岐をすべて記載したイベントツリーを図 1 に示す。

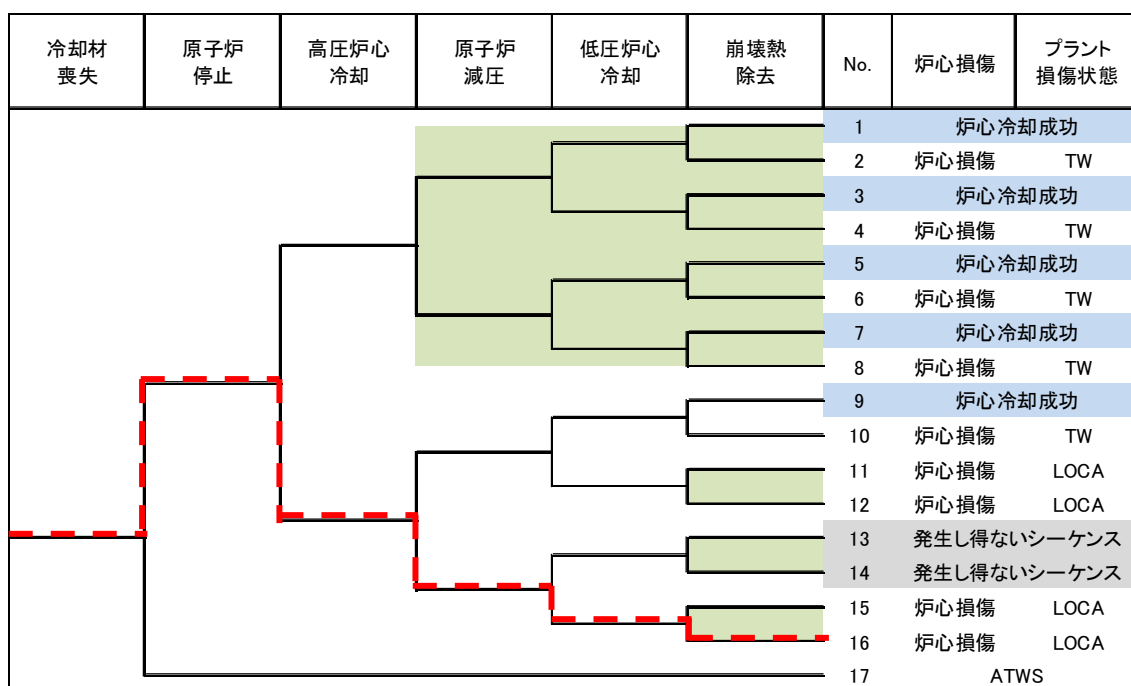


図 1 冷却材喪失のイベントツリー（分岐を省略しない場合）

図 1 において、炉心冷却の成否で分類する場合、ハッチングで示した分類は集約することが出来る。また、PDS を分類する目的として不要な分岐は以下の

とおりになる。

- No.1～8 は高圧炉心冷却に成功するため、その後の事象進展によらず、崩壊熱除去に成功した場合は炉心冷却成功、何らかの理由により失敗した場合は崩壊熱除去失敗による炉心損傷 TW に至るため、「原子炉減圧」と「低圧炉心冷却」では分岐させる必要はない。
- No.11, 12 及び No.15, 16 は高圧炉心冷却、低圧炉心冷却ともに失敗しており、崩壊熱除去の成否によらずプラント損傷状態が変わらないため、分岐させる必要はない。
- No.13, 14 は原子炉の減圧に失敗しているため低圧炉心冷却に成功することではなく、発生し得ないシーケンスとなり、分岐させる必要はない。

以上の不要な分岐を省略したイベントツリーが図 2 であり、これを定量評価に用いている。

図 2 のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼の有効性評価を行う格納容器破損モードに対して、「大破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗」の事故シーケンスを選定している。有効性評価を行うシーケンス（評価事故シーケンス）としては、選定した「大破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗」に、格納容器の過圧及び過温が厳しくなるよう低圧 ECCS と共用している RHR 機能も使用できないとして、崩壊熱除去機能喪失 TW を重畳している。

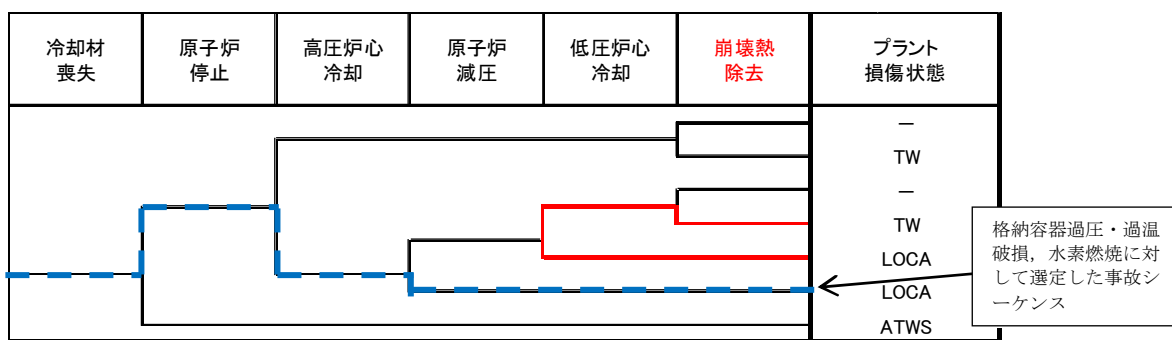


図 2 冷却材喪失のイベントツリー（分岐を省略した場合）

このように、分岐の有無が炉心損傷や PDS に影響しない場合、定量評価ではシステムの成功／失敗は考慮されないが、システムの成功／失敗により事象進展速度に差が出る場合には、解析ケースとしてより厳しい条件で解析を実施している。

以上

炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける
格納容器破損防止対策の有効性

レベル 1PRA から抽出した事故シーケンスのうち、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難な事故シーケンスとして整理したものについては、「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」のうち、以下に示す記載に従い整理している。

- 1-2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。
- (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- 1-4 上記 1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

また、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」に整理した事故シーケンスについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、以下の通り要求されている。

- 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等
- (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- b. 主要解析条件
- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）

今回の女川 2 号炉の事故シーケンスの検討に際して、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難なものと整理した事故シーケンスは以下の 4 つである。

1. 中小 LOCA+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗
2. 中小 LOCA+高圧 ECCS 失敗+原子炉自動減圧失敗

3. 大 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗
4. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (ELOCA)

これらの事故シーケンスについては、上記ガイドに従い、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを以下の通り確認している。

1. 中小 LOCA+高圧 ECCS 失敗+低圧 ECCS 失敗
2. 中小 LOCA+高圧 ECCS 失敗+原子炉自動減圧失敗
3. 大 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗

これらの事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失するシーケンスであり、炉心の著しい損傷までの事象進展が早く、国内外の先進的な対策と同等のものを考慮しても、炉心損傷防止対策を有効に実施することはできない。このシーケンスは、AE・S1E の PDS に分類され、格納容器破損モードは「コア・コンクリート反応継続」及び「水蒸気爆発」の 2 つである。

○「コア・コンクリート反応継続」

「コア・コンクリート反応継続」に対する格納容器破損防止対策の有効性評価では、原子炉圧力容器破損前のペDESTAL蓄水がある LOCA シーケンスを除き、事象進展が早く対応時間の余裕が少なく、かつ大量の溶融炉心がペDESTALに落下する TQUV シーケンスを評価シーケンスとして選定している。したがって、これらの事故シーケンスに対しても、コア・コンクリート反応継続に対する格納容器破損防止対策は有効と判断できる。

○「水蒸気爆発」

「水蒸気爆発」に対する格納容器破損防止対策の有効性評価でも、水蒸気爆発による発生エネルギーは、格納容器の水中に落下する溶融炉心の重量及び保有エネルギーが大きな低圧シーケンスとして、TQUV シーケンスまたは LOCA シーケンスが候補となるが、水蒸気爆発は低水温でより厳しくなることから、破断水（飽和水）が滞留する LOCA は対象外とし、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多い TQUV シーケンスを評価シーケンスとして選定している。したがって、これらの事故シーケンスに対しても、水蒸気爆発に対する格納容

器破損防止対策は有効と判断できる。

なお、損傷炉心冷却を考慮した場合、これらの事故シーケンスは「格納容器過圧破損」に至ることから、大 LOCA シーケンスが「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の最も厳しい PDS として格納容器破損防止対策の有効性を評価するシーケンスに選定され、格納容器破損防止対策が有効であることを確認している。

4. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (ELOCA)

ELOCA は、AE の PDS に分類され、格納容器破損モードは「コア・コンクリート反応継続」及び「水蒸気爆発」の 2 つである。このシーケンスは、大破断 LOCA と比較すると以下の差異が考えられる。

- ・ 破断口が大きく、格納容器圧力上昇が大破断 LOCA と比べて早い。
- ・ 炉心露出のタイミングが早く、炉心損傷及び炉心溶融のタイミングが早い。

上記のような違いがあるものの、原子炉圧力容器破損時間の観点では、どちらの場合においても、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短期間に流出する点では変わりなく、炉心注入が無ければ原子炉圧力容器破損までの時間に大きな差は生じないと考えられる。さらに、格納容器圧力/温度の観点では、どちらの場合においても短期間に一次系エンタルピーが格納容器内に放出される点では類似である。また、格納容器圧力の初期ピークは ELOCA の方が高くなるものの、その圧力上昇により直ちに格納容器破損に至るほどではなく、格納容器破損モードとしては、大破断 LOCA と同様、「コア・コンクリート反応継続」及び「水蒸気爆発」の 2 つである。

○「コア・コンクリート反応継続」

「コア・コンクリート反応継続」については、ELOCA シーケンスの場合、LOCA シーケンスと同様に原子炉圧力容器破損前のペDESTAL 蓄水がある状態となり、高温の溶融炉心によるペDESTAL コンクリートの熱分解が緩和されることになるため、格納容器破損防止対策の有効性を評価するシーケンスの対象外としている。これに対し、TQUV シーケンスにおいては、事象進展が早く対応時間の余裕が少なく、かつ大量の溶融炉心がペDESTAL に落下するため、格納容器破損防止対策の有効性を評価するシーケンスとして選定した。

したがって、「コア・コンクリート反応継続」に対し、より厳しい条件となる TQUV シーケンスにおいて、格納容器破損防止対策の有効性を確認しているこ

とから、ELOCA シーケンスにおいても、格納容器破損防止対策が有効であると判断できる。

○「水蒸気爆発」

「水蒸気爆発」については、低水温状態において評価が厳しくなるが、ELOCA シーケンスの場合 LOCA シーケンスと同様に、破断水（飽和水）がペDESTALに滞留するため、溶融炉心が落下するペDESTAL中の水の温度が比較的高くなることから、格納容器破損防止対策の有効性を評価するシーケンスの対象外とした。これに対し、TQUV シーケンスにおいては、事象進展が早く対応時間の余裕が少なく、かつ大量の溶融炉心がペDESTALに落下するため、格納容器破損防止対策の有効性を評価するシーケンスとして選定した。

したがって、「水蒸気爆発」に対し、より厳しい条件となる TQUV シーケンスにおいて、格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、ELOCA シーケンスにおいても、格納容器破損防止対策が有効であると判断できる。

なお、損傷炉心冷却を考慮した場合、本事故シーケンスは「格納容器過圧破損」に至る。「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の最も厳しい PDS としては大破断 LOCA シーケンスが選定されている。大破断 LOCA と ELOCA では、前述のように事象進展のタイミングに違いはあるものの、格納容器圧力/温度の観点では、どちらの場合においても短期間に一次系エンタルピーが格納容器内に放出される点では類似であり、また、格納容器圧力の初期ピークは ELOCA の方が高くなるものの、その圧力上昇により直ちに格納容器破損に至るほどではない。したがって、格納容器への負荷（圧力・温度）及び事象進展の観点からは、ELOCA も大破断 LOCA と同程度と考えられる。

以 上

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>(はじめに)</p> <p>本書は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下、「解釈」という。）第 3 章第 3 7 条に基づき、原子炉設置（変更）許可申請者が、確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）に関し、審査のための説明に際し、参照すべき事項を示すものである。なお、申請者は、本書の整理によらない構成で説明することもできるが、その際には本書の整理と異なる点について合理的とする理由についての説明とともに各項目に相当する内容について、申請者の説明責任として示す必要がある。</p> <p>1. 新規制基準適合性の審査において提示すべき PRA の実施内容に係る資料について</p> <p>新規制基準では、「解釈第 3 章第 3 7 条（重大事故等の拡大の防止等）「1-1 (a) 及び (b)」, 「2-1 (a) 及び (b)」及び「4-1 (a) 及び (b)」における事故シーケンスグループ等の抽出において PRA を活用することが規定されており、その実施状況を確認する必要があるため、原子炉設置（変更）許可申請者においては、審査の過程において事故シーケンスグループ等の抽出における PRA の実施状況を説明する必要がある。本解釈における (b) には、「①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。」とされており、外部事象に関しては、PRA の適用が可能なもの以外はそれに代わる方法について、評価条件や評価方法、評価のプロセスに関する説明（適切性の説明を含む）、評価の結果等評価結果を導くために必要と考えられる事項を整理し説明する必要がある。</p> <p>そのため、ここでは、日本原子力学会標準等を参考に基本的に想定される PRA の実施内容を踏まえて、説明に最低限必要な項目を列記した。なお、説明に当たっては、実施した PRA の内容を踏まえてここに記載している項目に加えて説明すべき事項を抽出し、説明性の観点から再構成するなど、申請者の説明責任として自ら十分検討すべきことを付言する。</p>	<p>従来より定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象レベル 1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル 1.5 PRA の評価を実施してきており、これらの PRA 手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有するレベル 1 地震 PRA 及びレベル 1 津波 PRA を適用対象とし、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p> <p>なお、PRA が適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。</p>
<p>2. PRA の評価対象</p> <p>今回の原子炉等規制法改正後の初回設置（変更）許可時においては、これまでの許認可実績を踏まえて、規制上の担保が得られている対策を基に PRA を実施するものであり、PRA の前提となっている設備状況等についてまず整理する必要がある、評価対象を明示すること（例：下図の (B) までの設備について、既許可 ECCS の機能を作動させるための手動起動措置を評価対象とすることはできるが、許認可実績を踏まえてそれぞれ個別の評価対象についての整理が必要。）。</p>	<p>今回実施する PRA の目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象として PRA モデルを構築した。</p> <p>また、地震及び津波の PRA については、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3.1 内部事象</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <p>●設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</p> <p>② 停止時のプラント状態の推移（停止時PRAのみ）</p> <p>③ プラント状態分類（停止時PRAのみ）</p> <p>●プラント状態分類の考え方</p> <p>●プラント状態の分類結果</p>	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統毎に整理した。</p> <p>②停止時PRAで記載</p> <p>③停止時PRAで記載</p>
<p>b. 起回事象</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト，説明及び発生頻度</p> <p>●起回事象リスト，説明及び発生頻度</p> <p>●起回事象の抽出の方法，グループ化している場合にはグループ化の考え方，発生頻度の評価方法</p> <p>●対象外とした起回事象と，対象外とした理由</p>	<p>①</p> <p>●通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。</p> <p>●PRAで考慮する起回事象を国内外の評価事例をもとに選定し、主にプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転実績から発生頻度を求めた。グループ化にあたっては、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類した。</p> <p>●発生の可能性が極めて低いか、または発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は除外した。</p>
<p>c. 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <p>●炉心損傷の定義</p> <p>●起回事象ごとの成功基準の一覧表</p>	<p>①</p> <p>●以下を満足できない場合、炉心損傷と判定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の最高温度が1200℃以下であること ・燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること <p>●成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</p> <p>●成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果，及び使用した解析コードの検証性</p>	<p>●運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価，設定した。また，使命時間については事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて，プラントを安定な状態とすることが可能な時間として一律 24 時間と設定した。</p> <p>●成功基準解析については過去に実施した解析結果を参照した。使用した解析コードについては，原子炉施設の許可審査で十分な実績を有しており，検証が行われていることを確認した。</p>
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <p>●イベントツリー図</p> <p>●ヘディング，事故進展及び最終状態の説明</p> <p>●イベントツリー作成上の主要な仮定</p>	<p>①各起因事象に対して，炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し，炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって，以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し，最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化
<p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>●評価対象システム一覧</p> <p>●システムの概要，機能，系統図，必要とするサポート系，試験，システム信頼性評価上の主要な仮定</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <p>●起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</p> <p>●主要なミニマルカットセット（FT を用いた場合）</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し，それぞれのシステムごとに概要，機能，系統図，必要とするサポート系，試験，システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>②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，信頼性を評価した。</p> <p>③システム信頼性解析の結果について，起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し，主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>④制御棒挿入失敗確率，S/R 弁開放失敗確率，S/R 弁再閉鎖失敗確率についてシステム信頼性評価を実施せずに非信頼度を設定しており，その根拠を明確にした。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ●機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類，機器の境界，故障モードの分類等） ●機器故障率パラメータの一覧（故障モード，故障率等） ●機器故障率パラメータの不確かさ幅 <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>④ 待機除外確率</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p>	<p>①非信頼度を構成する要素としては，機器故障率データ，共通要因故障パラメータ，試験又は保守作業による待機除外確率等があり，それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>②機器故障率パラメータについては，原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い，機器の分類，機器の境界，故障モードの分類を行った。</p> <p>③本評価では外部電源の復旧に期待している。</p> <p>④待機除外確率は保守作業による待機除外を考慮しており，保守頻度と平均修復時間から確率を算出した。</p> <p>⑤共通要因故障の発生要因を分析し，考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ●人的過誤の評価に用いた手法 ●人的過誤の分類，人的操作に対する許容時間，過誤回復の取扱い ●人的過誤評価結果 ●人的過誤評価用いた主要な仮定 	<p>①人的過誤では THERP 手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し，さらに起回事象発生前は復旧忘れ，起回事象発生後は診断失敗，操作失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については，事故前及び事故後で一覧表として整理した。なお，発電所の運用を，人的過誤評価の主要な仮定に反映した。</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ●全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ●起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ●プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスの分析 	<p>①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コードRiskSpectrum®PSAを用いてイベントツリー解析，フォールトツリー解析を行い，炉心損傷頻度の算出を行った。</p> <p>②全炉心損傷頻度，起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスを整理し，結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル 1PRA では不要であるが，レベル 1.5 PRA を実施するために算出した。（レベル 1.5PRA 資料に記載）</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
③ 重要度解析，不確かさ解析及び感度解析	③ 炉心損傷頻度に至る支配的な要因を確認する観点で，重要度解析を実施した。また，PRA 結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。なお，対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定，データ等を選定し感度解析を実施した。

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>3.1 内部事象（停止時）</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <p>●設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</p> <p>② 停止時のプラント状態の推移（停止時PRAのみ）</p> <p>③ プラント状態分類（停止時PRAのみ）</p> <p>●プラント状態分類の考え方</p> <p>●プラント状態の分類結果</p>	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統毎に整理した。</p> <p>②停止時のプラント状態の推移を図に整理した。</p> <p>③原子炉冷却材のインベントリー(水位)、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、余裕時間に関する類似性の観点から、分類を行った。</p>
<p>b. 起因事象</p> <p>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>●起因事象リスト、説明及び発生頻度</p> <p>●起因事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</p> <p>●対象外とした起因事象と、対象外とした理由</p>	<p>①</p> <p>●通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。</p> <p>●PRAで考慮する起因事象をプラント状態分類（POS）毎に同定した。網羅的に同定するため以下の手法により体系的に分析・抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設運転管理年報等による国内プラントのトラブル事例のレビュー ・マスターロジックダイアグラムに基づく分析 ・既往のPRA等による、国内外における起因事象に関する評価事例の分析 <p>●発生の可能性が極めて低いか、または発生を仮定してもその影響が限定される起因事象は評価対象外とした。</p>
<p>c. 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <p>●炉心損傷の定義</p> <p>●起因事象ごとの成功基準の一覧表</p>	<p>①</p> <p>●「有効燃料長頂部が露出した状態」と設定した。</p> <p>●注水機能及び除熱機能の観点から、成功基準の一覧表を起因事象ごとに整理した。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<ul style="list-style-type: none"> ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果, 及び使用した解析コードの検証性 	<ul style="list-style-type: none"> ● 運転員操作を必要とする設備の時間余裕について評価, 設定した。また, 事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて, プラントを安定な状態とすることが可能な時間として使命時間を 24 時間と設定した。 ● 成功基準設定のために熱水力解析を実施していない。
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● イベントツリー図 ● ヘディング, 事故進展及び最終状態の説明 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 	<p>① 各起因事象に対して, 炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し, 炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって, 以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し, 最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化
<p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価対象システム一覧 ● システムの概要, 機能, 系統図, 必要とするサポート系, 試験, システム信頼性評価上の主要な仮定 <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット (FT を用いた場合) <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>① 評価対象としたシステムについては一覧表を作成し, それぞれのシステムごとに概要, 機能, 系統図, 必要とするサポート系, 試験, システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>② 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, 信頼性を評価した。</p> <p>③ システム信頼性解析の結果について, 起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し, 主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>④ システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ●機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類，機器の境界，故障モードの分類等） ●機器故障率パラメータの一覧（故障モード，故障率等） ●機器故障率パラメータの不確かさ幅 <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>④ 待機除外確率</p> <p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p>	<p>①非信頼度を構成する要素としては，機器故障率データ，共通要因故障パラメータ，試験又は保守作業による待機除外確率等があり，それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>②機器故障率パラメータについては，原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA に従い，機器の分類，機器の境界，故障モードの分類を行った。</p> <p>③本評価では外部電源の復旧に期待している。</p> <p>④定期検査期間中には，出力運転中と異なり，検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。系統や機器の待機除外状態は，POS の中で直接考慮した。</p> <p>⑤共通要因故障の発生要因を分析し，考慮するものについては MGL パラメータを使用した。</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ●人的過誤の評価に用いた手法 ●人的過誤の分類，人的操作に対する許容時間，過誤回復の取扱い ●人的過誤評価結果 ●人的過誤評価用いた主要な仮定 	<p>①人的過誤では THERP 手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後で分類し，さらに起因事象発生前は復旧忘れ，起因事象発生後は診断失敗，操作失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については，事故前及び事故後で一覧表として整理した。なお，発電所の運用を，人的過誤評価の主要な仮定に反映した。</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ●全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ●起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ●プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスの分析 	<p>①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コードRiskSpectrum®PSA を用いてイベントツリー解析，フォールトツリー解析を行い，炉心損傷頻度の算出を行った。</p> <p>②全炉心損傷頻度，起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスを整理し，結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル 1PRA では不要なため，評価を省略した。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
③ 重要度解析, 不確かさ解析及び感度解析	③ 炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で, 重要度解析を実施した。また, PRA 結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。なお, 対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定, データ等を選定し感度解析を実施した。

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>3.2 外部事象（地震）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 地震 PRA の中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起因事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果 	<p>① 内部事象レベル IPRA において収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により地震 PRA に必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、女川原子力発電所 2 号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認 <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・原子炉建屋損傷 ・圧力容器損傷 ・格納容器損傷 ・ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (ELOCA) ・隔離失敗 ・制御建屋損傷 ・計測・制御系喪失 ・制御建屋空調系喪失 ・直流電源喪失 ・交流電源・補機冷却系喪失 <p>地震 PRA の評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起因事象を引き起こす設備 ・起因事象を緩和する設備

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>b. 地震ハザード</p> <p>① 地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法の説明 <p>② 地震ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実さ要因の分析結果の説明 ● 不確実さ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 <p>③ 地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 地震ハザード評価結果に基づく fragility 評価用地震動の作成方法の説明 	<p>①日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」の方法に基づき評価した。</p> <p>②特定震源モデルに基づく評価のうち、海溝型地震については、東北地方太平洋沖型地震及び宮城県沖地震を特定地震として神田（2012）や浅野（2012）等に基づきモデル化し、内陸地殻内地震については、敷地から 100km 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 の活断層と敷地周辺の地質調査結果に基づいて評価した活断層を特定震源としてモデル化した。</p> <p>領域震源については、海溝型地震、内陸地殻内地震ともに、その区分、対象領域の最大マグニチュードを地震調査研究推進本部（2013）に基づき設定しモデル化した。</p> <p>地震動伝播モデルは Noda et al.（2002）による距離減衰式を用い、観測記録を用いた補正及び内陸補正を考慮した。</p> <p>震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて設定した各モデル及び認識論的不確かさ要因をロジックツリーに展開した。ロジックツリーの各分岐の重みについて、地震規模は過去の地震や地震調査研究推進本部（2013）を参考に設定し、その他は等配分とした。</p> <p>③上記により平均地震ハザード曲線及びフラクタイル地震ハザード曲線を作成した。また、基準地震動の応答スペクトルと年超過確率毎の一樣ハザードスペクトルを比較した。</p> <p>fragility 評価用地震動の経時特性を基準地震動 Ss-1 の策定と同様に M=8.0、等価震源距離 $X e q = 81.6 \text{ km}$ として設定した。</p>
<p>c. 建屋・機器の fragility</p> <p>① 評価対象と損傷モードの設定</p> <p>② fragility の評価方法の選択</p> <p>③ fragility 評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）</p> <p>④ fragility 評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 	<p>①～⑥</p> <p>以下の手順で fragility 評価を実施した。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 評価対象と損傷モードの設定 (2) 評価方法の選択 (3) 評価上の不確実さ、応答係数等の設定 (4) 現実的耐力の評価 (5) 現実的応答の評価 (6) fragility の評価

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】</p> <p>⑤ フラジリティ評価における応答情報</p> <p>● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</p> <p>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</p> <p>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】</p> <p>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>建屋フラジリティは「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」、機器フラジリティは「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を評価方法として採用した。</p> <p>また、各機器に対する耐震評価結果、加振試験結果、文献値等を基に、現実的耐力と現実的応答を評価してフラジリティを算出した。なお、構造損傷モードについては、機器の損傷に支配的となる部位に着目して評価を行った。</p>
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>(1) 起回事象</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>● 地震により誘発される起回事象の選定方法とその結果</p> <p>● グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</p> <p>● 対象外とした起回事象と、対象外とした理由</p> <p>● 地震固有の事象とその取扱い</p> <p>② 階層イベントツリーとその説明</p> <p>● 起回事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明</p> <p>(2) 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧</p> <p>● 起回事象ごとの成功基準</p> <p>● 炉心損傷の定義</p> <p>● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</p> <p>● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p>	<p>(1)</p> <p>① 3.2.1. a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」にて選定した起回事象を対象とした。グループ化した起回事象及び対象外とした起回事象はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・格納容器損傷 ・圧力容器損傷 ・制御建屋損傷 ・計測・制御系喪失 ・制御建屋空調系喪失 ・直流電源喪失 <p>②階層イベントツリーのヘディングは、内部事象レベル 1 PRA と地震 PRA との境界を明確にするために地震による外部電源喪失を先頭とし、以降、各起回事象を発生時の影響の大きい順に配列した。</p> <p>(2)</p> <p>① 炉心損傷の定義、炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準並びに余裕時間は内部事象レベル 1 PRA と相違がない。ただし、同様の系統は完全相関を仮定しているため、事故緩和に必要な系統数は考慮していない。また、緩和手段のない起回事象については成功基準を設定していない。使命時間については内部事象レベル 1 PRA と同様に 24 時間とし、地震動で損傷した機器の復旧は期待していない。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>(3) 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● イベントツリー図 ● ヘディング, 事故進展及び最終状態 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 <p>(4) システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価対象システム一覧 ● 系統図, 必要とするサポート系, 試験, システム信頼性評価上の主要な仮定 ● B 及び C クラス機器の取扱い <p>② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</p> <p>③ システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット (FT を用いた場合) <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p> <p>(5) 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類, 人的操作に対する許容時間, 過誤回復の取扱い 	<p>(3)</p> <p>①ヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能に関わるシステム及び運転員操作と事象進展に影響する重要な設備状態を選定し、以下のイベントツリーを作成した。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、最終状態を事故シーケンスグループとして分類した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・階層イベントツリー ・外部電源喪失時イベントツリー ・全交流動力電源喪失時イベントツリー <p>(4)</p> <p>① 3.2.1.a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」で作成した建屋・機器リストに記載の設備をシステム信頼性の評価対象とした。起因事象を緩和する設備の詳細情報は内部事象レベル 1PRA と同じである。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する格納容器外の耐震重要度 B クラス配管、燃料移送系、軽油タンクを除き耐震重要度 B 及び C クラスの設備には期待していない。</p> <p>② 同様の系統及び機器については、系統間または機器間で完全相関を仮定した。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を仮定した。</p> <p>③ 起因事象の原因となる設備及び起因事象を緩和する設備は、内部事象レベル 1 PRA におけるシステム信頼性評価の結果及び、地震の影響を受ける可能性のある設備は、建屋・機器フラジリティ評価の結果も考慮して信頼性評価を実施した。ミニマルカットセットについては、FT に対しては算出していないが、事故シーケンスに対しては、評価結果に基づき主要なミニマルカットセットをまとめた。</p> <p>④ 本評価ではシステム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。</p> <p>(5)</p> <p>① 起因事象発生前の人的過誤は試験・保守作業後の復旧ミスであり、事象発生の起因が地震であっても変わることがないため、内部事象レベル 1PRA の検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は地震発生後の対応操作に対する過誤であり、事象発生の起因が地震であっても変わることではないため、内部事象レベル 1 PRA で対象とす</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<ul style="list-style-type: none"> ● 人的過誤評価用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果 <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析 <p>③ 重要度解析，不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>る人的過誤を考慮した。ただし，地震後数時間以内の対応を要する作業においては，高ストレスを考慮した。</p> <p>(6)</p> <p>① フォールトツリー結合法によりミニマルカットセットを作成し，加速度毎の炉心損傷頻度を算出した。また，それらを全加速度区間にわたり積分することで全炉心損傷頻度を算出した。なお評価地震動範囲は 0.0G～3.0G とした。</p> <p>② 上述した手順でモデルを定量化し，全炉心損傷頻度，及び起因事象別，加速度区分別，事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を算出し，主要なミニマルカットセットと評価結果を分析した。</p> <p>③ 地震ハザード，フラジリティやランダム故障確率に含まれる不確かさが炉心損傷頻度の分布に与える影響を評価するため，不確かさ解析を行った。重要度解析では，FV 重要度による評価を行った。また，感度解析は，機器間の相関性に係る評価上の仮定，及び炉心損傷頻度に有意に影響のある機器のフラジリティに関して，実施した。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>3.2 外部事象（津波）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>① 対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 津波 PRA の中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <p>② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起因事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果 	<p>① 内部事象レベル IPRA において収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により津波 PRA に必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、女川原子力発電所 2 号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波影響 ・間接的被害の可能性 <p>② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却海水系機能喪失 ・敷地及び建屋内浸水 <p>また、津波 PRA の評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起因事象を引き起こす設備 ・津波防護施設／浸水防止設備 ・起因事象を緩和する設備
<p>b. 津波ハザード</p> <p>① 津波ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 新規制基準（津波）にて策定された基準津波の超過確率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明 <p>② 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 津波発生モデル、津波伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実さ要因の分析結果の説明 ● 不確実さ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 	<p>① 基準津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下、「原子力学会標準」という。），「確率論的津波ハザード解析の方法」（平成 23 年 9 月 社団法人 土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会）（以下、「土木学会（2011）」という。）及び 2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて実施した。</p> <p>② 津波発生モデルは、原子力学会標準に示される日本海溝沿い及び千島海溝（南部）沿い海域の津波発生領域に加え、2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見を踏まえ、典型的なプレート間地震と津波地震の連動型地震を考慮するとともに、複数の津波発生領域を震源域とする地震についても考慮した。</p> <p>上述した各津波発生モデルに対して、不確実さ要因分析を行い、それに基づきロジックツリーを作成した。重みの設定に当たっては、ロジックツリーのうち原子力学会標準及び土木学会（2011）の分岐を流用するも</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>③ 津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 津波ハザード評価結果に基づく脆弱性評価用津波水位変動の作成方法の説明 	<p>については、「確率論的津波ハザード解析の方法（案）（平成 21 年 3 月）」（平成 21 年 3 月 社団法人 土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会）に示されている重みを準用した。新たに追加した分岐や原子力学会標準及び土木学会（2011）の分岐から修正した分岐に対しては、原子力学会標準を参考にするとともに、重み設定に必要な関連情報を収集して設定した。</p> <p>③ ロジックツリーを基に津波ハザード解析を行い、ハザード曲線として取りまとめた。基準津波の敷地前面位置における最高水位の年超過確率は10^{-4}程度である。</p> <p>脆弱性評価用津波水位変動は、検討対象とする津波水位（＝年超過確率）に最も寄与度が大きい津波波源の断層モデルのすべり量を調整して作成した。</p>
<p>c. 建屋・機器の脆弱性</p> <p>① 評価対象と損傷モードの設定</p> <p>② 脆弱性の評価方法の選択</p> <p>③ 脆弱性評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>④ 脆弱性評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 <p>⑤ 脆弱性評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力及び基準津波による波力等で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答及び基準津波による津波水位変動で被水・没水する評価部位の状況【機能損傷の場合】 <p>⑥ 建物・機器の脆弱性評価結果</p>	<p>①～⑥</p> <p>3.2.2.a②で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波による損傷モードを検討した結果、脆弱性は以下のように評価された。脆弱性曲線はステップ状を仮定し、不確かさは考慮していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主変圧器等、燃料移送ポンプ、RSW/HPSW ポンプ ⇒敷地内浸水の開始と同時に没水して機能喪失 ・防潮堤 ⇒0.P. 38.6m を超える津波高さで波力により機能喪失 ・起因事象を緩和する設備(建屋内) ⇒建屋内浸水に伴う没水で機能喪失 ・建屋の浸水防止設備 ⇒0.P. 38.6m の津波高さまでは機能喪失しない

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>(1) 起回事象</p> <p>① 評価対象とした起回事象のリスト，説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 津波により誘発される起回事象の選定方法とその結果 ● グループ化している場合にはグループ化の考え方，発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起回事象と，対象外とした理由 ● 津波固有の事象とその取扱い <p>② 階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象の階層化の考え方，イベントツリーとその説明 <p>(2) 成功基準</p> <p>① 成功基準の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象ごとの成功基準 ● 炉心損傷の定義 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果，及び使用した解析コードの検証性 <p>(3) 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● イベントツリー図 ● ヘディング，事故進展及び最終状態 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 <p>(4) システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価対象システム一覧 ● 系統図，必要とするサポート系，試験，システム信頼性評価上の主要な仮定 ● B及びCクラス機器の取扱い 	<p>(1)</p> <p>① 3.2.2.a②「津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」にて選定した起回事象が評価対象であり，各起回事象の発生頻度は，当該津波分類での津波発生頻度と同じである。津波高さ O.P. 38.6m 以上にて防潮堤の機能喪失に伴い発生する「敷地及び建屋内浸水」を津波特有の起回事象とした。</p> <p>② 選定した起回事象の他，炉心損傷への影響が大きい事故シナリオを考慮して階層イベントツリーを作成した。</p> <p>(2)</p> <p>① 炉心損傷防止の成功基準は，内部事象レベル IPRA と津波 PRA では相違がないため，内部事象レベル IPRA で設定した成功基準を用いた。ただし，「敷地及び建屋内浸水」については緩和不能と想定し，成功基準は設けていない。使命時間については内部事象レベル IPRA と同様に 24 時間とし，津波で損傷した機器の復旧は期待していない。</p> <p>(3)</p> <p>① 起回事象発生後の事故進展は内部事象と同等と考えられるため，内部事象レベル IPRA と同じ緩和設備を考慮し，「外部電源喪失」及び「原子炉補機冷却海水系機能喪失」が重畳して発生する全交流動力電源喪失のイベントツリーを作成した。</p> <p>(4)</p> <p>① 3.2.2.a②で作成した建屋・機器リストに記載の設備をシステム信頼性の評価対象とした。起回事象を緩和する設備の詳細情報は内部事象レベル IPRA と同じである。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</p> <p>③ システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット（FT を用いた場合） <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p> <p>(5) 人的過誤</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果 <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>② 炉心損傷頻度結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 <p>③ 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>② フロントライン系及びサポート系の機器間の相関は内部事象レベル 1PRA と同じである。</p> <p>③ 起因事象を緩和する設備のシステム信頼性は、内部事象レベル 1PRA と同じである。津波の影響を受ける可能性のある設備は、建屋・機器フラジリティ評価の結果及び人的過誤を考慮して設備の信頼性評価を実施した。</p> <p>④ 本評価ではシステム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。</p> <p>(5)</p> <p>① 起因事象発生前の人的過誤については試験・保守作業後の復旧ミスであり、事象発生の起因が津波であっても変わることがないため、内部事象レベル 1PRA の検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤については、津波退避時の原子炉建屋外壁扉の閉め忘れの確率を THERP 手法を用いて評価した。</p> <p>(6)</p> <p>① 計算コード RiskSpectrum®PSA を用いてフォールトツリー結合法により炉心損傷頻度を評価した。</p> <p>② 上述した手順でモデルを定量化し、津波高さ別及びプラント損傷状態別の炉心損傷頻度を評価した。また、全炉心損傷頻度への寄与割合から主要な事故シーケンスを抽出し、その内容を分析した。</p> <p>③ 津波ハザードやランダム故障確率に含まれる不確かさが炉心損傷頻度の分布に与える影響を評価するため、不確かさ解析を行った。重要度解析については、津波 PRA の評価対象となる高さ O.P. 29m 以上の津波では必ず炉心損傷に至ることから、有益な結果が得られないため実施していない。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>4. レベル1. 5PRA</p> <p>4.1 内部事象</p> <p>a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 機器・系統配置, 形状・設備容量, 事故への対処操作, 燃料及びデブリの移動経路など 	<p>①対象プラントの機器・系統配置, 形状・設備容量, 事故への対処操作, 燃料及びデブリの移動経路などを整理した。</p>
<p>b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● プラント損傷状態の考え方 ● プラント損傷状態の一覧 ● レベル1の事故シーケンスに対するプラント損傷状態の分類結果 ● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合） <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● プラント損傷状態ごとの発生頻度 	<p>①内部事象レベル1 PRA で得られた炉心損傷状態に至る全ての事故シーケンスを, 事故の進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類することにより, プラント損傷状態の考え方を示し, プラント損傷状態の一覧, 内部事象レベル1の事故シーケンスに対するプラント損傷状態の分類結果, 及び内部事象レベル1結果との関係を整理した。</p> <p>②プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。</p>
<p>c. 格納容器破損モード</p> <p>① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器破損モード分類の考え方 ● 格納容器破損モードの一覧 ● 各破損モードに関する説明 	<p>①事故進展図により, 事象進展フェーズと格納容器への負荷の種類による分類の考え方を示し, その分類に応じた格納容器破損モードの一覧において各破損モードに関する説明をまとめた。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器イベントツリー構築の考え方 ● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明 <p>② 格納容器イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器イベントツリーを構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作動、運転員操作（レベル 1 との整合性を含む）、ヘディング間の従属性 ● 格納容器イベントツリー ● 格納容器イベントツリーの最終状態への健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け結果 	<p>①格納容器イベントツリー構築の考え方、格納容器イベントツリー構築のプロセスを説明した。</p> <p>②事故進展における物理化学現象及び事故の緩和手段の分析結果に基づき抽出したヘディングに対して、事象進展順等のヘディング間の相関を考慮してヘディング順序を決定することにより、格納容器イベントツリーを構築すると共に、格納容器イベントツリー終状態に、健全な場合も含めて格納容器破損モードを割り付けた。</p>
<p>e. 事故進展解析</p> <p>① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シーケンス選定の考え方 ● 事故進展解析の解析条件 ● 解析対象とした事故シーケンス一覧 ● 対象事故シーケンスの説明 ● 有効性評価の対象シーケンスとして選定した場合はその選定理由 <p>② 事故シーケンスの解析結果</p>	<p>①操作の時間余裕の厳しさを、または緩和系が機能しない状態で格納容器が過圧又は過温破損に至るシーケンスを選定することを考え方として示し、事故進展解析の解析条件、解析対象とした事故シーケンス一覧、対象事故シーケンスの説明について整理した。</p> <p>②事故進展解析を実施した結果得られる主要事象発生時刻や時間余裕の検討結果を整理した。</p>
<p>f. 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 分岐確率の算出方法 ● 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 ● 起回事象別格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 	<p>①格納容器破損頻度の評価方法として、分岐確率の評価方法を説明した。</p> <p>②格納容器イベントツリーのヘディングの種類を、緩和操作と物理化学現象の 2 つに分類することにより、各々に対して、分岐確率の算出方法を整理し、分岐確率を求めた。</p> <p>③全格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析、起回事象別格納容器破損頻度、破損モード別格納容器破損頻度の分析結果を整理した。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析</p>	
<p>g. 不確かさ解析及び感度解析</p> <p>① 不確か解析結果</p> <p>② 感度解析結果</p>	<p>①不確かさ解析を実施することにより、格納容器破損頻度の点推定値が、不確かさ解析による平均値と大きく相違しないことを確認した。</p> <p>②外部電源復旧に関する感度解析を実施することにより、格納容器破損モード別格納容器破損割合、格納容器破損モード別格納容器破損頻度に大きな影響は無いことを確認した。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>4.2 外部事象（地震）</p> <p>a. プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 機器・系統配置, 形状・設備容量, 事故への対処操作, 燃料及びデブリの移動経路など ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <p>② 地震により格納容器破損に至る事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器損傷及びその波及的影響のシナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起因事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果 	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・ 格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>
<p>b. 地震ハザード</p> <p>① 地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 新規制基準（地震、津波）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法 <p>② 地震ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実さ要因の分析結果の説明 ● 不確実さ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 <p>③ 地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、地震ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 地震ハザード評価結果に基づく脆弱性評価用地震動の作成方法の説明 	<p>同上</p>
<p>c. 建屋・機器の脆弱性</p> <p>① 評価対象と損傷モードの設定</p> <p>② 脆弱性の評価方法の選択</p> <p>③ 脆弱性評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）</p> <p>④ 脆弱性評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 	<p>同上</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>⑤ フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 <p>⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	
<p>d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● プラント損傷状態の考え方 ● プラント損傷状態の一覧 ● レベル1の事故シーケンスに対するプラント損傷状態の分類結果 ● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合） <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・ 格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>
<p>e. 格納容器破損モード</p> <p>① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器破損モード分類の考え方 ● 格納容器破損モードの一覧 ● 各破損モードに関する説明 	<p>同上</p>
<p>f. 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器イベントツリー構築の考え方 ● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明 <p>② 格納容器イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器イベントツリーを構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作動（レベル1との整合性を含む）、運転員操作、ヘディング間の従属性 ● 格納容器イベントツリー ● 格納容器イベントツリーの最終状態への健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け 	<p>同上</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所2号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所2号炉の対応状況
<p>g. 事故進展解析</p> <p>① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シーケンス選定の考え方 ● 選定した事故シーケンスと説明 ● 事故進展解析の解析条件 ● 有効性評価の対象シーケンスとして選定した場合はその選定理由 <p>② 事故シーケンスの解析結果</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・ 格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>
<p>h. 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 分岐確率の算出方法 ● 使用した分岐確率 <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 ● 起回事象別格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析 	<p>同上</p>
<p>i. 不確かさ解析及び感度解析</p> <p>① 不確か解析結果</p> <p>② 感度解析結果</p>	<p>同上</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への女川原子力発電所 2 号炉 PRA の対応状況

「PRA の説明における参照事項」の記載内容	女川原子力発電所 2 号炉の対応状況
<p>5. その他</p> <p>a. 専門家判断</p> <p>① 専門家判断を用いた事項と専門家判断の結果</p> <p>② 専門家判断の導出のプロセス</p>	<p>① 評価上の仮定及び計算が適切かどうかを判断する場合、専門家判断を実施した。</p> <p>② 関連する分野に深い知識や経験を有するものを選任し、専門家判断を実施した。</p>
<p>b. ピアレビュー</p> <p>① ピアレビューチーム及びメンバー構成</p> <p>● 海外の専門家も含めたメンバーであること</p> <p>② ピアレビューの手順</p> <p>③ ピアレビューの結果</p> <p>④ ピアレビュー結果の PRA への反映状況</p>	<p>① レビューアの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の 4 つの要素を考慮して選定している。</p> <p>● 今回実施したレビュー実施方法を含め、PRA 全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点で PRA の経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国での PRA 実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。</p> <p>② オンサイトレビューを効率的・効果的に実施するために、各レビューアに事前に PRA の概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。オンサイトレビューに際しては、適宜 PRA 実施者と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。</p> <p>③ 学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は 0 件であり、今回実施した PRA の評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。</p> <p>④ PRA の更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として 12 件のコメントを受領しており、評価手法の見直し等を含めて今後の対応を検討する。</p>
<p>c. 品質保証</p> <p>① PRA を実施するに当たって行った品質保証活動</p> <p>● PRA の実施体制</p> <p>● 更新、記録管理体制</p>	<p>① 品質保証活動に基づく社内基準に従って PRA を実施した。</p> <p>● 実施に当たっては PRA を含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。</p> <p>また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。</p> <p>● 文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。</p>

女川 2 号炉 PRA ピアレビュー実施結果について

1. 目的

事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施した PRA の妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外の PRA 専門家によるピアレビューを実施した。今回実施したピアレビュー結果の概要は以下のとおり。

2. 実施内容

今回実施した以下に示す各 PRA を対象に、日本原子力学会標準との整合性、及び、国内外の知見を踏まえた PRA 手法の妥当性について確認を行った。なお、本ピアレビューでは第三者機関から発行されている「PSA ピアレビューガイドライン（平成 21 年 6 月 一般社団法人 日本原子力技術協会）」（以下、「ガイドライン」という。）を参考にレビューを行った。

2.1 レビュー対象となる PRA

- ・ 内部事象レベル 1PRA
- ・ 地震レベル 1PRA
- ・ 津波レベル 1PRA
- ・ 内部事象レベル 1.5PRA
- ・ 停止時レベル 1PRA

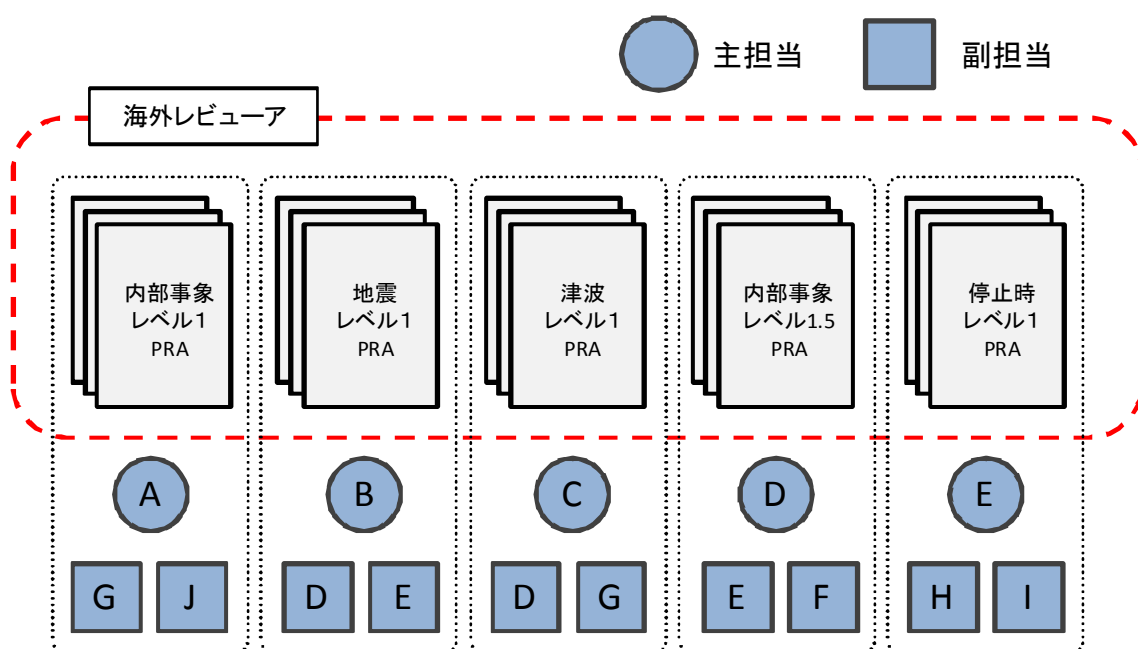
2.2 レビュー体制

レビューアの選定にあたっては、ガイドラインに従い、専門性、経験、独立性及び公正性の 4 つの要素を考慮して以下のとおり選定した。なお、レビューの実施に当たっては多面的な視点で評価する観点から、各 PRA はレビューチームのうち複数のメンバー（主担当、副担当）がレビューを行うこととした。また、今回実施したレビュー実施方法を含め PRA 全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点で PRA の経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国での PRA

実施状況との比較に基づく助言を得ることとした（第1図参照）。

○国内レビューア：10名

○海外レビューア：1名



第1図 レビュー体制のイメージ

2.3 レビュー方法及び内容

(1) 事前準備（情報収集及び分析）：約1週間

オンサイトレビューを効率的かつ効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(2) オンサイトレビュー：約1週間

国内外のレビューアにより、各 PRA の文書化資料を基に学会標準適合性等についてレビューを実施した。レビューに際しては適宜同席した PRA 実施者（当社社員、当社協力企業社員及びプラントメーカー技術者）と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。

(3) ピアレビュー結果報告書の作成：約1ヶ月

オンサイトレビューにおけるレビューアと PRA 実施者による質疑応答を文書化するとともに、レビュー結果の整理に際して発生した追加質問事項に係る確認を行い、今回実施したピアレビューの実施結果報告書を作成した。

(4) ピアレビュー結果の確認、対応方針検討：約1ヶ月

ピアレビュー報告書に記載された推奨事項等の詳細内容を確認するとともに、各項目に対する今後の方向性を検討した。

3. 結果の概要

3.1 国内レビューアからのコメント

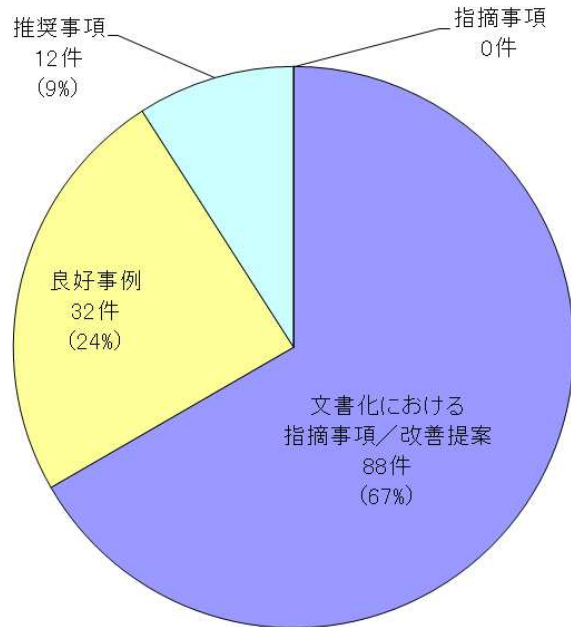
レビューの結果、国内レビューアからのコメントは以下に示すとおりであり、学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、今回実施した PRA の評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。

一方、PRA の更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として 12 件、また、文書化における指摘事項及び改善提案として合計 88 件を受けており、これらについては今後 PRA を実施する際に有効活用していくとこととする。

主なコメント内容について以下に示す。

第1表 国内レビューアによるコメント件数 (132件)

		内部事象 レベル1 PRA	停止時 レベル1 PRA	地震 レベル1 PRA	津波 レベル1 PRA	内部事象 レベル1.5 PRA	合計
指摘事項		0	0	0	0	0	0
推奨事項		6	4	2	0	0	12
文書化	指摘事項	1	5	7	1	1	15
	改善提案	15	15	22	7	14	73
良好事例		12	11	5	3	1	32



第2図 全コメントに対する各コメントの割合

3.1.1 指摘事項

今回実施した各 PRA はそれぞれの学会標準を参考に評価を実施したものであり、レビュー結果からも学会標準への不適合箇所や PRA の評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題はないことが確認できた。

3.1.2 推奨事項

学会標準適合性とは別に更なる品質向上に資するものとして、12 件の推奨事項が挙げられた。具体的には「事故シーケンスの展開」等に関する内容であったが、これらの推奨事項は、現状の評価手法に対して更なる説明性の向上に資するものと考えられることから、評価手法改善に向けた調査・検討を実施していく。主な推奨事項の詳細については以下の通り。

<推奨事項>

①事故シーケンスの展開

イベントツリーのヘディングの設定において、最初のヘディングが「同時メンテナンスの禁止」という評価除外事象となっている。このヘディングは事故進展の展開のためではなく、事故シーケンスの定量化における排反事象の削除のために導入されたものである。排反事象の削除方法としては、RiskSpectrum®PSA の他の事故シーケンスの定量化機能を適用し、イベントツリーのヘディングには事故進展の展開の観点から「同時メンテナンスの禁止」を含めないようにすることを検討することを推奨する。(内部事象レベル 1 PRA, 停止時レベル 1 PRA)

(対応方針)

排反事象の削除方法として、本評価で適用している定量化手法で適切に評価できることを確認している。ただし、事故進展の観点から「同時メンテナンスの禁止」をイベントツリーのヘディングに含めないように、今後実施する安全性向上評価の PRA 実施に際して反映できるよう具体的な評価手法について調査し、検討を実施する。

3.1.3 文書化における指摘事項及び改善提案

今回のピアレビューで挙げられた文書化における指摘事項は 15 件、改善提案は 73 件であり、モデル化された内容が詳細に文書化されていない事例が多く挙げられた。文書化については実施した PRA モデルの内容を説明する上で重要な要素であることから、今後文書化の際に改善を図っていく。文書化に関するコメントの一例を以下に示す。

<文書化における指摘事項>

地震レベル 1 PRA 報告書には、具体的なプラントウォークダウンの実施内容（対象機器の選定手順等）及び結果が記載されていないため、これらを追記する必要がある。（地震レベル 1 PRA）

<文書化における改善提案>

格納容器の限界圧力及び限界温度の設定については、参考資料を明記することが望ましい。（内部事象レベル 1.5PRA）

3.1.4 良好事項

今回のピアレビューで挙げられた良好事例は 32 件であった。今回良好事例として挙げられた項目については、今後も引き続き継続実施していくとともに、更なる品質向上に努めていく。

<主な良好事例>

①システム信頼性解析

システムごとの詳細な FT 仕様書が作成され、起因事象別のモデル化の仮定及び FT の相違点が簡潔かつ明確にまとめられている。また、基事象の発生確率の算出に厳密式を用いている。さらに、共通原因故障の同定手順を明確化した上で、検討している。（内部事象レベル 1 PRA, 停止時レベル 1 PRA）

②事故シナリオの同定

直接的な被災による事故シナリオの分析に加えて、間接的な被災による事故

シナリオの分析も実施している。(津波レベル1 PRA)

3.2 海外レビューアからのコメント

海外レビューアからは、主に米国で実施されている PRA と日本で実施されている PRA との相違点を踏まえたコメント及び留意事項が示された。海外レビューアから示されたコメントは 22 件であり、内部事象レベル1 PRA 及び停止時レベル1 PRA に関するコメントが多く示された。今回実施した PRA は学会標準に適合した手法を用いて評価を実施しているが、海外での PRA 実施状況についても適宜参考にし、より品質の高い PRA の実施に向けて今後の検討をしていく(第2表参照)。

<主なコメント>

①サポート系故障起回事象

本 PRA では、サポート系故障起回事象 (RSW/RCW 及び TSW/TCW の喪失) の頻度計算に “Jeffery Non-Informative Prior” 法を用いている。これらの系統には実績がないことから、両方の系統は全く異なる設計であっても、同じ故障頻度を有する。系統・トレイン故障の起回事象発生頻度は、フォールトツリーモデルを用いて計算すべきである。(内部事象レベル1 PRA)

(対応方針)

起回事象発生頻度として、国内で過去発生実績の無い起回事象は発生実績を 0.5 件と仮定して評価している。原子炉補機冷却系故障のような CDF への影響が大きい起回事象については、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析を実施することでプラント毎の相違をより明確に評価することが可能であると考えられ、今後実施する安全性向上評価の際に反映できるよう具体的な評価方法については海外での取扱いも調査し、検討を実施する。

②人間信頼性解析

人間信頼性解析は、運転員からの情報を取り入れているか。PRA においてモ

デル化される運転員操作について運転員にインタビューすることによって情報を得ることができる。(内部事象レベル1 PRA)

(対応方針)

今回の評価では、人間信頼性解析モデルの構築においては、運転員に対するインタビューは実施していない。運転員へのインタビューを行い、モデルに反映することで、より適切な人間信頼性解析が可能であると考えられることから、今後実施する安全性向上評価に係る PRA において検討を行う。

4. まとめ

女川2号炉の各 PRA を対象としたピアレビューの結果、国内レビューアからの指摘事項は無かったが、推奨事項や文書化に対する指摘事項等が複数示された。これらのコメントに対しては、PRA の更なる品質向上に資するものと考えられることから、評価手法の見直しを含めて検討する。さらに、海外レビューアから受けたコメントについても、日米間の評価手法の違いはあるものの、反映することで、より品質の高い PRA となり得る場合もあると考えられることから、コメントの内容を踏まえつつ、今後の対応を検討していく。

第2表 海外レビューア的主要コメント及び対応方針

分類	No.	コメント内容	対応方針
運転時 レベル1	1	<p>【LOCAの起因事象発生頻度評価】</p> <p>PRAにおいては大規模LOCAの発生位置が特定されていなかったが、原子力規制委員会(NRA)のコメントへの回答として、大規模LOCAの発生位置が特定され、非常用炉心冷却設備(ECCS)配管とRPVに接続される「他の」配管に、それらの配管の溶接線の数と寸法に基づいてLOCAの発生頻度を割り当てることによって、感度解析が行われた。RPVに接続される配管への大規模LOCA発生頻度の割り当てにおいては、配管の運転温度、運転圧力といった他のファクターもまた考慮しなければならない。他の方法として、大規模LOCAを引き起こすRPVに接続される全ての配管に、同等に大規模LOCA発生頻度を割り当てる方法を提言した。</p> <p>一つのLOCA起因事象の代わりに、分離した大規模LOCA起因事象に、上記の提言に基づいて発生頻度の割当てることによってモデリングされることを推奨する。</p>	<p>LOCA事象について、ベースケースの評価では具体的な破断箇所を設定せずに評価しているためECCS配管破断によるLOCAを考慮した場合、非保守的な評価となる懸念があったため、感度解析としてECCS配管の溶接線の数と配管径に基づく評価を実施したものであり、評価の結果、ベースケースと大きな差異がないことを確認できた。</p> <p>この感度解析は絶対的なものではなく大まかな感度を見るために実施したものであるが、指摘された「配管の運転温度、運転圧力」を考慮しても大きな差が発生するとは考えにくい。</p> <p>従って、本PRAの目的に対しては、既報告の内容で問題ないと判断したが、LOCAの個別評価については、海外知見を参考に、今後詳細を検討していく。</p>
	2	<p>【実績のない場合の起因事象発生頻度評価】</p> <p>本PRAでは、サポート系故障起因事象(RSW/RCW及びTSW/TCWの喪失)の頻度計算に“Jeffery Non-Informative Prior”法を用いている。これらの系統には実績がないことから、両方の系統は全く異なる設計であっても、同じ故障頻度を有する。系統・トレイン故障の起因事象発生頻度は、フォールトツリーモデルを用いて計算すべきである。</p>	<p>起因事象発生頻度として、国内で過去発生実績の無い起因事象は発生実績を0.5件と仮定して評価している。原子炉補機冷却系故障のようなCDFへの影響が大きい起因事象については、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析を実施することでプラント毎の相違をより明確に評価することが可能であると考えられ、今後実施する安全性向上評価の際に反映できるよう具体的な評価方法については海外での取扱いも調査し、検討を実施する。</p>
	3	<p>【人的過誤の評価】</p> <p>人間信頼性解析は、運転員からの情報を取り入れているか。PRAにおいてモデル化される運転員操作について運転員にインタビューすることによって情報を得ることができる。</p>	<p>今回の評価では、人間信頼性解析モデルの構築においては、運転員に対するインタビューは実施していない。運転員へのインタビューを行い、モデルに反映することで、より適切な人間信頼性解析が可能であると考えられることから、今後実施する安全性向上評価に係るPRAにおいて検討を行う。</p>
停止時 レベル1	4	<p>【人的過誤の依存性評価】</p> <p>運転員の操作(復旧もしくは緩和のための)が運転停止PRAにおいては重要であることから、運転員の操作への依存性に注目しなければならない。</p> <p>同じタイプの運転員の長時間(数時間)の操作は独立したものとみなされ、最初の操作に失敗した後の回復の操作が有効になりうる。</p>	<p>本PRAでは、コメントの通りモデル化しているが、今後のPRA評価においては、「運転員の操作への依存性」に注目した、運転員へのインタビューを含めた検討を実施する。</p>
	5	<p>【人的過誤の依存性評価】</p> <p>一連の表示/警報によるプラント状態の診断の失敗は、長時間を経ての別の一連の表示/警報によるプラント状態の診断の失敗を必然的に引き起こすと仮定される。</p> <p>停止時PRAにおけるLOCA診断(7.1E-07のHEP)における操作の失敗に関する詳細の計算情報を要求したHEPの計算は、RPVの低水位の兆候と圧力抑制室の高水位警報を、LOCA状態を診断する2つの独立した証拠として考慮に入れ、その結果、LOCA状態の診断における2つの運転員の誤りがモデリングされた。故障診断に対する全体のHEPは2つの運転員の誤り事象の積に等しい。LOCA状態の診断は制御室の運転員達によって行われるため、RPVの低水位と圧力抑制室の高水位警報は、制御室の運転員によってLOCA状態を識別する、一組の兆候として</p>	<p>認知失敗は運転員の計器の読み取り等によるものであり、一方、リカバリは警報によるものであることから、両者が独立であると判断している。</p> <p>また、本評価のLOCAにおける最も寄与割合の大きいシーケンスはRHR切替時のLOCAであり、これを重要事故シーケンスとして選定している。「RPVの低水位と圧力抑制室の高水位警報を一組の兆候として扱った場合」でも最も寄与割合の大きいシーケンスは変わらず、重要事故シーケンスとして選定したシナリオに変更はないことを感度解析により確認している。</p> <p>従って、本PRAの目的に対しては、既報告の内容で問題ないと判断したが、今後のPRA評価において、診断の独立性についてのモデル化方法を検討する。</p>

第2表 海外レビューアの主なコメント及び対応方針

分類	No.	コメント内容	対応方針
		扱うべきである。多様な兆候と警報は LOCA 状態を診断する運転員の能力に対して、良い影響を与えることに留意すること。	
	6	<p>【プラント固有データの活用】</p> <p>RHR 喪失、RHR サポート喪失とオフサイト電源の喪失の起因事象頻度は日本の BWR 向けに開発された一般的なパラメータが使われたことが示された。RHR システムの設計は女川2号炉特有のものであることから、RHR 喪失と RHR サポート喪失に関しては、起因事象の頻度/確率を計算するのにフォールトツリー法が使用されるべきである。日本の各原子力発電所はそれぞれ異なる LOSP 頻度を有していると考えられることから、同様に LOSP の起因事象に関しても、その頻度/確率は女川2号炉のサイト特有であるべきである。</p>	海外レビューアのコメントの通りシステム解析による起因事象発生頻度の算出が有効であると考えられるが、当コメントに関わるのは起因事象発生頻度のみであり、重要事故シーケンスの選定にあたっては問題ないと判断した。今後の PRA 評価において起因事象発生頻度の評価手法へのフォールトツリー法の適用可否検討を実施する。
地震 L 1	7	<p>【フラジリティ評価手法】</p> <p>システム、トレインや機器のフラジリティを代表するのに、システム、トレインや機器に関連する（もっとも弱いフラジリティを有する）一つの構成要素を使用するのは楽観的である。例えば、あるポンプの地震フラジリティが、ポンプに関連する機器の中のもっとも弱いフラジリティによって代表されるのが楽観的であるのと同じである。ポンプのフラジリティ（破損頻度）はポンプに係する全ての要素のフラジリティ（破損頻度）を結合して計算すべきである。</p>	保守的にシステム、トレインを構成する機器は全て独立として考慮すべきとのコメントであるが、実際はシステム、トレインを構成する機器間にも地震時の相関があると考えられる。現時点の知見では相関性の度合いを評価する手法が確立されておらず、今後の技術的課題と考える。このため、最も耐震性が弱い機器を代表とし、これ以外の機器の故障確率の影響は小さいとして評価している。相関性の度合いを評価する手法については、引き続き動向を注視し、適用性を検討していく。
	8	<p>【地震起因の LOCA 発生頻度評価】</p> <p>炉心損傷を引き起こすような支配的な地震事故シーケンスは、地震によるオフサイト電源の喪失と、地震起因の SRV の開失敗によって起きる大規模 LOCA である。この大規模 LOCA 事故シーケンスは炉心損傷に直接つながる Excessive LOCA (E-LOCA) に分類される。</p> <p>上記の事故シーケンスに加えて、地震事象によって発生する他の事故シーケンスが多く存在する。例えば、小規模 LOCA、中規模 LOCA 又は大規模 LOCA につながる地震によって誘発される配管の損傷がある。これらの LOCA 事象もまた、炉心損傷に直接つながる E-LOCA に分類された。地震によって生じる LOCA 事象を E-LOCA に分類することはあまりに保守的過ぎるかもしれない。この保守性が今回の解析結果より更に重要になりうるような他の事故シーケンスを隠し、覆ってしまうかもしれない。</p>	現評価では、S/R 弁の開失敗時及び格納容器内配管の同時損傷時の漏洩量の特定が困難であるため、ELOCA に包絡している。このため、技術成熟に期するところがあるが、今後の PRA 実施に向け、国内の議論や海外知見を収集しながら、当社 PRA モデルへの適用を検討することとする。なお、このモデル化においては、地震事象によって発生するさらに重要になりうるような他の事故シーケンスを隠し、覆ってしまうような事象が存在しないことを、発生頻度が十分小さいことを確認した上でこのようなモデル化を行っている。