付録1

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

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抽出及び重要事 故シーケンス選定について
 - 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
 - 1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応
 - 1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討
 - 1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理
 - 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における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1.5PRA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の選定の考え方及び選定結果
 - 2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止 対策の有効性
 - 2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策
- 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
 - 3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方
 - 3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

- 第1-1表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス
- 第1-2表 PRAの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の主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度
- 第1-4表 重要事故シーケンス等の選定
- 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 プラント損傷状態(PDS)の定義
- 第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定
- 第2-4表格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定
- 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

义

- 第1-1 図 事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プ ロセス
- 第1-2図内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー
- 第1-3図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー
- 第1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー
- 第1-5 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー
- 第1-6図 津波レベル 1PRA イベントツリー
- 第 1-7 図 プラント全体の CDF
- 第1-8 図 各 PRA の結果と事故シーケンスグループ毎の寄与割合
- 第2-1図 格納容器破損モード抽出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 内部事象運転時レベル 1.5PRA イベントツリー
- 第2-4 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA の定量化結果
- 第3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要 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 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時 PRA 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選定における外部事象の考慮について
- 2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて
- 3 重大事故防止に関係する設備についての諸外国の調査結果
- 4 内部事象 PRA における主要なカットセットと FV 重要度に照らした重大事故 等防止対策の対応状況
- 5 地震 PRA、津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性
- 6 「水素燃焼」及び「溶融物直接接触(シェルアタック)」を格納容器破損モード の評価対象から除外する理由
- 7 格納容器隔離の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応
- 8 炉内溶融燃料 冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理
- 9 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉 PRA ピアレビュー実施結果について
- 10「PRA の説明における参照事項(平成 25 年 9 月 原子力規制庁)」への柏崎刈 羽 6 号及び 7 号炉の PRA の対応状況

別添

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉 確率論的リスク評価(PRA)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 (PRA) を活用している。

当社は従来から定期安全レビュー (PSR) 等の機会に内部事象レベル 1PRA (出力運転時、停止時)、レベル 1.5PRA(出力運転時)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、外部事象としては、現段階で PRA 手法 を適用可能な事象として、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地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA を対象とし、これ らの外部事象 PRA から抽出される建屋・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。

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(以下、「AM 策」という。)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、プラント運転開始時より備えている 手段・設備に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。

なお、今回の PRA の実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRA の説明に おける参照事項(平成 25 年 9 月)」を参照した。

対象	許認可	モデル化採否
設計基準対象施設及びプラント運 転開始時より備えている手段・設備	対象	期待する(「設計基準事故対処設備の 機能を作動させるための手動操作」、 「給復水系」、「外部電源復旧」等に期 待する。)
AM 策(平成4年に計画・整備)	対象外	期待しない
緊急安全対策	対象外	期待しない
重大事故等対処施設	現在申請中	期待しない

<今回の PRA の対象>

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抽出及び重要事故 シーケンス選定について

炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ 抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第 1-1 図に示す。本プロ セスに従い、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等についての定性的検討から事故シーケ ンスグループの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループ との比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された 外部事象特有の事故シーケンスグループについて、頻度、影響等を確認し、 事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。
- ③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて、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ものは、格納容器破損防止 対策の有効性評価にて取り扱うこととした。
- ④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ 毎に、審査ガイドに記載の観点(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す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

解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係わる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て以下の通りに示されている。

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。

上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力 学会における PRA 実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地 震及び津波とした。したがって、内部事象レベル 1PRA、地震レベル 1PRA 及 び津波レベル 1PRA を実施し、事故シーケンスグループを評価した。実施した 各 PRA の詳細は「柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉 重大事故対策の有 効性評価に係る確率論的リスク評価(PRA)の結果について」に示す。

また、PRA の適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。

実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を以下に示す。

- 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理
 - (1) PRA に基づく整理

内部事象レベル 1PRA では、各起因事象の発生後、炉心損傷を防止する ための緩和手段等の組み合わせを評価し、第 1-2 図のイベントツリーを用 いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。

外部事象に関しては、PRA が適用可能な事象として地震レベル 1PRA 及 び津波レベル 1PRA を実施し、内部事象と同様にイベントツリー分析を行 い、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第 1-3 図に地震 PRA の階 層イベントツリーを、第 1-4 図に地震 PRA のイベントツリーを、第 1-5 図 に津波 PRA の津波高さ別イベントツリーを、第 1-6 図に津波 PRA のイベ ントツリーを示す。

地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、起 因事象が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も 同じであるため、事故シーケンスも内部事象と同様である。また、地震レベ ル1PRA及び津波レベル1PRAでは、内部事象レベル1PRAでは想定して いない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や、 建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故 シーケンスも扱っている。

各 PRA 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 1-7 図及び第 1-8 図に示す。

(2) PRA に代わる検討に基づく整理

PRA の適用が困難な地震、津波以外の外部事象(以下、「その他外部事象」 と言う。)については、その他外部事象により誘発される起因事象について 検討した。内部溢水及び内部火災では、小破断 LOCA や全給水喪失等の起 因事象の発生が想定される。また、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、人為事象等にお いて想定される事象は、いずれも内部事象レベル 1PRA で想定する起因事 象に包絡されるため、その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケン スグループは抽出されないと推定した。(別紙 1)

1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

今回実施したレベル 1PRA により抽出した各事故シーケンス(第1-1 表参照) を、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷 に至る主要因の観点で分類した結果と、解釈の1-1(a)に示されている必ず 想定する事故シーケンスグループとの関係及び解釈の1-2に示されている 要件との関係等を第 1-2 表に整理した。また、整理の内容を 1.1.2.1~1.1.2.3 に示す。

1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1表参照) について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉 心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(a)~(g)及びこれ以外 のシーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、プラントの状態の観点で、(a) ~(g)は、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するも のとして整理した。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減 圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至るシー ケンスを、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。

(b) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能を 喪失し、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「高 圧注水・減圧機能喪失」に分類する。

(c) 全交流動力電源喪失(長期TB, TBD, TBP, TBU) 外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の確保に失敗する等、全交流動力 電源喪失の発生後に、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することに よって、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「全 交流動力電源喪失」に分類する。

なお、PRAでは電源喪失のシーケンスを長期TB、TBD、TBP及びTBUに 詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケ ンスグループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ では「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。

(d) 崩壞熱除去機能喪失(TW)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉の注水等の炉心の冷却に成功 するものの、格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷前に格納容 器が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至る恐れのあるシーケン スを、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。

(e) 原子炉停止機能喪失(TC)

運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」

として分類する。

(f) LOCA時注水機能喪失(AE, S1E, S2E)

大破断LOCAの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失、又は、中 小破断LOCAの発生後の「高圧注水機能及び低圧注水機能」又は「高圧注水 機能及び原子炉減圧機能」の喪失により、炉心の著しい損傷に至るシーケン スを、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」として分類する。 なお、PRAではLOCA時の注水機能喪失シーケンスを、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)に詳細 化して抽出しているが、いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケ ンスグループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループ では「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。

(g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA)

インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、 ECCSによる原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至る シーケンスを、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイ スシステムLOCA)」に分類する。

1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討

今回実施したレベル 1PRA により抽出した各事故シーケンス(第1-1 表参照) のうち、喪失する緩和機能及び発生する事象の観点で解釈 1 – 1 (a)の必ず想 定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては、地震 に伴い発生する地震特有の事象として以下の事故シーケンスグループを抽出 した。

(1) Excessive LOCA

大規模な地震では、原子炉格納容器内の一次冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には、SRV の開放失敗による原子 炉圧力上昇または地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、原子炉冷却 材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和系に応じた事象収束の評価が困難なため、保守的に Excessive LOCA 相当の LOCA が発生するものとし、炉心損傷に直結する事象として抽出した。

なお、後述するシーケンス選定の結果、大 LOCA については国内外の先

進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケン スとして格納容器の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設 備の状況によっては格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。

(2) 計測・制御系喪失

大規模な地震の発生により、計測・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性がある。この事象が発生した際のプラント挙動が明確でないことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。 (3) 格納容器バイパス

大規模な地震では、格納容器外で配管破断等が発生し、格納容器をバイパスした冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され、バイパス破断は常時開などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで冷却材が流出する事象である。配管破断の程度や破断箇所の特定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから炉心損傷に直結する事象として抽出した。

(4) 格納容器·圧力容器損傷

大規模な地震では、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の損傷が発生す る可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系による事象収束可能性の評 価が困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。

(5) 原子炉建屋損傷

大規模な地震では、原子炉建屋または、原子炉建屋を支持している基礎地 盤が損傷することで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及 び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。この場合、損傷の規模や緩 和系に期待できる可能性を詳細に考慮することが困難なことから、炉心損 傷に直結する事象として抽出した。

上記の事故シーケンスグループについて、解釈に従い、有効性評価における 想定の要否を頻度又は影響等の観点から分析した。

①炉心損傷頻度の観点

(1)~(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度には、必ずしも炉 心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでいる。別紙2の通り、 これらの事故シーケンスグループは評価方法にかなりの保守性を有して いる。また、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困 難なことから、現状、対象とする機器等や建屋の損傷を以て炉心損傷直結 事象として整理しているが、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した 設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計 基準事故対処設備等がある場合、それを用いた対応に期待することによ り、炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以 下の様になる。

- a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微 であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避で きる場合。
- b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。
- c) 緩和機能の有無に係らず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直 結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。

a)~c)の整理の通り、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるた め、評価を詳細化することで(1)~(5)の各事故シーケンスグループの炉心 損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また、機能 を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、そのランダム故障 により炉心損傷に至る場合のシーケンスは、内部事象運転時レベル 1PRA の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるもの と考える。これらの事故シーケンスグループに対して、炉心損傷頻度の観 点では、地震 PRA の精度を上げることが望ましいと考える。

②影響(事象の厳しさ)の観点

(1)~(5)の各事故シーケンスグループが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組み合わせによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする機器等や建屋の損傷を以て炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものと考える。この様に、事象の厳しさの観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。

③

炉心損傷防止対策の観点

現状、対象とする機器等や建屋の損傷を以て炉心損傷直結として整理 している(1)~(5)の各事故シーケンスグループについて、炉心損傷直結と していることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べ た通り、(1)~(5)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故 対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは 地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処 設備等のランダム故障によるため、内部事象運転時レベル 1PRA の結果 から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられ る。また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心損傷頻度は 現在の値よりも低下するものと考えられる。

損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に 期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した 設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損 傷や格納容器破損を防止することになる。

上記の様に、(1)~(5)の各事故シーケンスグループは、実際のところプ ラントへの影響に不確かさが大きく、具体的なシーケンスを特定するこ とが困難である。このため、外部事象に特有の事故シーケンスグループに ついては、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 してシーケンスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や 組合せに応じて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・配管の全てが機能を 喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水設備等 など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するべ きものと考える。

以上の検討を踏まえ、(1)~(5)の各事故シーケンスグループは、一定の安全 系の機器の機能喪失に対する有効性を評価するシナリオとしては適当でない 事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1) ~(5)の各事故シーケンスグループを頻度及び影響の観点から総合的に判断し た結果、解釈に基づき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、新たに追加するシー ケンスには該当しないと判断した。

また、上記の検討及び別紙 2 の通り、大規模な地震を受けた場合であって も、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくいが、仮に損傷を 受けたと想定した場合の事象収束対応については、参考としての評価実施を 検討している。

1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理 内部事象レベル 1PRA、PRA が適用可能な外部事象として地震及び津波レ ベル 1PRA を実施し、地震、津波以外の外部事象については PRA に代わる方 法で概略評価を実施した結果、追加すべき新たな事故シーケンスグループは 無いことを確認した。

従って、柏崎刈羽6号炉及び7号炉の有効性評価で想定する事故シーケン スグループは、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループのみと なる。これについて、以下に示す解釈1-2の要件に基づいて整理し、各事故 シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。

- 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っては、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。
 - 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。

整理の結果は以下の通り。

○解釈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
- ·LOCA 時注水機能喪失
- ○解釈1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ
 - ·崩壞熱除去機能喪失
 - ·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)

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、炉心損傷防止対策について整 理した結果を第1-3表に示す。

解釈1-2(a)の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対して は、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同 等のものを講じることが要求されている。

一方で、事故シーケンスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心 損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスが存在する。具体的には以下の2 つの事故シーケンスが該当する。なお、国内外の先進的な対策と柏崎刈羽6号 炉及び7号炉の対策の比較を別紙3に示す。

①大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗

②全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗

①の事故シーケンスは、原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われ ていく事象であり、大 LOCA 後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心 損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に 多量の注入が可能な対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことか ら、このシーケンスを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 講じることが困難なシーケンスとして整理した。

以上より、①の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シ ーケンスから除外した(重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する)。

①の事故シーケンスについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器ス プレイなどの実施により、事象の緩和に期待できる。また、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閉じ込め機能に期待できることを確認 している(「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破 損防止対策の有効性」参照)。

②の事故シーケンスは、原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重 畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の 代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電 源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防ぐ ことができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入系に 期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、こ のシーケンスを、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じ ることが困難なシーケンスとして整理した。

②の事故シーケンスは地震レベル 1PRA から抽出された事故シーケンスであ

る。原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として、カットセットの分析結果(別 紙 5)からは、地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レ ベル 1PRA では、事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価 しているが、事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて、 実際には不確かさが大きい。炉内構造物の HCLPF は「地震加速度大」のスクラ ム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり、実際に大規模な地 震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム 信号が発信されると考えられる。また、地震レベル 1PRA では同種系統間での 完全相関を設定していることから、例えば 1 本のみの制御棒挿入に失敗する場 合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。評価 の詳細は別紙 2 に示す。

以上の通り、②の事故シーケンスの CDF は保守的な設定のもとに評価したも のであるが、現実的に想定すると、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻 度は十分に小さいと判断したことから、本事故シーケンスは、炉心の著しい損傷 を防止する対策の有効性を確認するシーケンスに該当しないと判断した。

なお、第1-3表に示すとおり、これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への 寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約96.5%以上の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ることを確認している。

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) 重要事故シーケンス選定の着眼点にもとづく整理

設置変更許可申請における炉心損傷防止対策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毎に重要事故シーケンスを選定している。重要事故シ ーケンスの選定にあたっては、「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」(以下、「審査ガイド」 と言う。)に記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの 選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、シーケンスグループ毎 に、シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから 「高」、「中」、「低」と分類して整理した。

【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】

- 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。

-																	·						 	
	-		1							0	r						1.1.1							
1	4	1	重ま	たこ	/	ケン	17	ガゴ	1	70	$\forall m$	13/2	_ <i>L</i> 1	- ` /	70	つ用手	2四位 7	シル	· 王	17	- レハ	Z		
1	u.	. 7	₽₽₽	メン		1 -	^ ^	11	ν	7 Y	リワノ	~		~	ハリ	ノ付	コメイ	1 I V	1X		. V '	` \		
i.			• •																			- 0		

a.共通原因故障、系統間の機能依存性の観点

本 PRA では、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム 信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。このため、原 子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和系の失敗によって炉心損傷 に至るシーケンスでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の1 つとして抽出さ れ得ることから、これらのシーケンスについては、炉心損傷頻度への寄与が大 きい場合、共通原因故障の影響ありと判断する。

系統間の機能依存性については、ある安全機能の機能喪失によって必然的 に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性有りと判断する。例 えば、2つのフロントライン系に共通のサポート系が機能喪失し、それが炉心 損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性有りと判断する。

b.余裕時間の観点

炉心損傷防止対策の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する。

【例1:LOCA時注水機能喪失】

破断口径が大きい方が、原子炉冷却材の系外への流出量が多くなるため、 炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。

【例 2:高圧·低圧注水機能喪失】

過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となる ため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して 事象進展が早い。手動停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至 るため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅い。 このため過渡事象を起因とするシーケンスの余裕時間が短い。

c. 設備容量の観点

炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要となる注水量等、設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。

【例:LOCA 時注水機能喪失(中小 LOCA)】

中小 LOCA 後の緩和措置としては減圧及び低圧注水があるが、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容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧 ECCS 失敗を含むシーケンスが厳しいと考える。 d.事故シーケンスグループ内の代表性の観点

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、事故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 を選定する。但し、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに 着目して整理した。

今回の内部事象レベル 1PRA、地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA の 結果のうち、シーケンスを選定するにあたって同一に整理できると考えられ るものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、 各 PRA は扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるもの であり、結果を足し合わせて用いることの可否(比較可能性)については、PRA の結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要 事故シーケンスの選定の考え方を以下の通りとしていることから、結果の不 確かさや PRA 間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わ せて用いることによる問題は生じないものと考えた。

- ○今回の抽出された事故シーケンスについては、第1・4表に示す通り、結果 的に、事故シーケンスグループ内において選定対象とした全ての事故シー ケンス対して、概ね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えてい る。このため、重要事故シーケンスの選定にあたっては、その対応の厳し さに重きを置いて選定することが適切と考え、主に着眼点 b 及び c によ って重要事故シーケンスを選定している。これは、決定論的な評価である 有効性評価においては、対応が厳しい事故シーケンスを評価することで、 選定対象とした全ての事故シーケンス対しても重大事故等対処設備の有 効性を確認できると考えたためである。
- ○着眼点 d については、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合 にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており、結果的に崩壊 熱除去機能喪失の事故シーケンスグループにおいてのみ、重要事故シーケ ンスの選定の理由としている。なお、崩壊熱除去機能喪失で選定した重要 事故シーケンスは内部事象レベル 1PRA 及び地震レベル 1PRA から抽出 されたシーケンスであったが、第1・3 表に示す通り、いずれの PRA にお いても、事故シーケンスグループ内で最も高い炉心損傷頻度となったシー ケンスである。
- (2) 同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理

事故シーケンスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組み合わせ によって決定されるものであり、起因事象や機能喪失の原因には依存しない。し かしながら、事故シーケンスへの対策の観点では、同じ事故シーケンスグループ に分類される事故シーケンスでも、喪失した機能の機能喪失の原因が異なる場 合、有効な対策が異なることがある。

具体的には、高圧・低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失がこれに該当す ると考える。これらについては、内的又は地震を原因として各機能の喪失が生じ る場合と、津波による浸水によって各機能の喪失が生じる場合がある。内的及び 地震を原因とする場合は、重大事故等対処設備により、喪失した機能を代替する ことが有効と考えられる。一方、津波を原因とする場合について、今回評価対象 としたプラント状態においては、浸水防止対策が最も有効であり、これにより機 能喪失の原因自体を取り除くことができる。

これらの対策の観点での相違も踏まえ、今回は重大事故等対処設備の有効性 を評価するにあたって適切と考えられるシーケンスを選定した。各々の事故シ ーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の1.3.2項に示す。

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

1.3.1 項の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、事故進展が早いものなど、より厳しいシーケン スを重要事故シーケンスとして以下の通りに選定している。また、「(3)全交流動 力電源喪失」では機能喪失の状況が異なるシーケンスが抽出されたため、4 つの 事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果 の詳細については第1-4表に示す。

(1) 高圧·低圧注水機能喪失

①重要事故シーケンス

「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」

② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

·低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)

③選定理由

本事故シーケンスグループには津波に伴って生じる事故シーケンス (第1-4表の本事故シーケンスグループの⑦~⑩)が含まれている。いずれ も炉心損傷頻度への寄与割合が高く、d.の着眼点では「高」又は「中」 に分類されるが、その対策は防潮堤の設置や建屋内止水等の止水対策で あり、事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さな いと判断したため、これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスとし て選定していない。

このため、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループの①~⑥)から、着眼点「高」が多く、

シーケンスグループの①)を選定した。

なお、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第1-4表 の本事故シーケンスグループの①~⑥)は有効と考えられる対策に差異が 無い。このため、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象 を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV 再 閉失敗を含まない事故シーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループ の①)は、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第1-4表 の本事故シーケンスグループの②~⑥)に対して包絡性を有しているもの と考える。

- (2) 高圧注水·減圧機能喪失
 - ①重要事故シーケンス

「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」 ②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・減圧自動化ロジック

③選定理由

着眼点「高」が多く、「高」の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。

なお、本事故シーケンスグループは、各事故シーケンスに対して有効と 考えられる対策に差異が無い。このため、起因事象発生後の事象進展が早 いと考えられる過渡事象を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳 しいと考えられる、SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス(第1-4 表の 本事故シーケンスグループの①)は、本事故シーケンスは本事故シーケン スグループの他の事故シーケンスに対して(第1-4 表の本事故シーケンス グループの②~⑥)に対して包絡性を有しているものと考える。

(3) 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異なるシーケン スが抽出されたため、4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして 選定した。4つの事故シーケンスは、PRAから抽出された電源喪失の事 故シーケンスである、長期TB、TBD、TBP及びTBUと一致することか ら、この名称で事故シーケンスグループを詳細化した。

また、第1-4 図に示す通り、各重要事故シーケンスそれぞれに対し、地 震 PRA からは、全交流動力電源最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故 シーケンスも抽出されるが、全交流動力電源喪失時には、最終ヒートシン クの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震に よる損傷の有無に係らず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の 復旧後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点 で対応に違いが表れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンク の機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。但し、設備損 傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容 器圧力逃がし装置による除熱が可能であり、交流電源の復旧によって最 終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には、これに加えて代替原子炉 補機冷却系の有効性を確認することができる。これを考慮し、重要事故シ ーケンスには、設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していな い。

- a)長期 TB
 - ① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+DG 喪失」

- ② 主な炉心損傷防止対策
 - ・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の24時間確保)
 - ·高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)
 - ・格納容器圧力逃がし装置
- ③ 選定理由

シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-4 表の本事故シーケンスグル ープの①)抽出されたことからこれを選定した。

- b) TBU
 - 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+DG 喪失+RCIC 失敗」

- ② 主な炉心損傷防止対策
 - ·高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)
 - ・格納容器圧力逃がし装置
- ③ 選定理由

シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-4 表の本事故シーケンスグル ープの①)抽出されたことからこれを選定した。

- c) TBP
 - ① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+DG 喪失+SRV 再閉失敗」

- 主な炉心損傷防止対策
 - ・原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)
 - ・高圧代替注水系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)
 - ·低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)
 - ・格納容器圧力逃がし装置
- ③ 選定理由

シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-4 表の本事故シーケンスグル ープの①)抽出されたことからこれを選定した。

- d) TBD
 - 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+直流電源喪失」

- ② 炉心損傷防止対策
 - ·高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)
 - ・格納容器圧力逃がし装置
- ③ 選定理由

本事故シーケンスグループには 2 つの事故シーケンス(第 1-4 表の 本事故シーケンスグループの①, ②)が含まれている。

しかしながら、浸水による電源設備の機能喪失を含む事故シーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループの②)は津波 PRA から抽出されたシーケンスであり、頻度の観点で支配的であるものの、その発生 原因が津波に伴う浸水によるものであり、対策としては防潮堤の設置 や建屋内止水等の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の 確認には適さないと考える。

以上より、「外部電源喪失+直流電源喪失」を重要事故シーケンスと して選定した。

- (4) 崩壞熱除去機能喪失
 - ①重要事故シーケンス

「過渡事象+崩壊熱除去失敗」(RHR 失敗については、RHR フロント系 故障またはサポート系故障を考慮)

② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

a.RHR フロント系故障の場合

・格納容器圧力逃がし装置

b.RHR サポート系故障の場合

・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)

③選定理由

本事故シーケンスグループにはLOCAに伴う事故シーケンス(第1-4表 の本事故シーケンスグループの⑦~⑨)が含まれており、いずれも格納容 器圧力の上昇が早く、圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳し いことから、b.c.の着眼点では「高」に分類されるが、これらはLOCA から派生したシーケンスである。LOCA を起因とするシーケンスについ ては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて他のシーケンスグル ープで評価することから、これらの事故シーケンスは重要事故シーケン スの選定対象から除外した。

このため、この他の事故シーケンスから、着眼点「高」が多く、「高」 の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス(第1-4表の本事故シーケ ンスグループの①)を選定した。

なお、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第1-4表 の本事故シーケンスグループの①~⑥)は有効と考えられる対策に差異が 無い。このため、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象 を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV 再 閉失敗を含まない事故シーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループ の①)は、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第1-4表 の本事故シーケンスグループの①~⑥)に対して包絡性を有しているもの と考える。

(5) 原子炉停止機能喪失

①重要事故シーケンス

「過渡事象+原子炉停止失敗」

② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

- ・ほう酸水注入系
- ③選定理由

着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第1-4表の本事故シーケンス グループの①)を選定した。

なお、本事故シーケンスグループでは、過渡事象を起因とする事故シ ーケンスと LOCA を起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事 故シーケンスグループに対しては、重大事故等対処設備として代替制御 棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、LOCA を起因とす る事故シーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループの②~④)の事象 進展は LOCA 時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。 また、LOCA を起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位 低下及び LOCA に伴う減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投 入されると考えられることから、事象発生直後の反応度投入に伴う出力 抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンスが(第1-4表の本事 故シーケンスグループの①)厳しいと考えられる。

また、本事故シーケンスグループでは、非常用炉心冷却系が確保され ているシーケンスが抽出されていることから、水位低下に対しては一定 の対応が可能と考えられるため、反応度制御の観点で厳しい事故シーケ ンスを選定することが妥当であると考える。更に、LOCA と原子炉停止 機能喪失が重畳する事故シーケンスの CDF は 1×10⁻¹³ /炉年未満であり、 他の事故シーケンスグループの事故シーケンスの CDF と比較しても極め て小さい。これらを踏まえると、反応度制御の観点で厳しい、過渡事象を 起因とする事故シーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループの①)は、 本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものと考える。

(6) LOCA 時注水機能喪失

①重要事故シーケンス

「中LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」 ②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・手動減圧

・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)

③選定理由

着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第1-4表の本事故シーケンス グループの③)を選定した。

なお、LOCA に伴って生じる事故シーケンス(第1-4 表の本事故シーケ ンスグループの①~④)は、配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失 が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。 配管破断規模の大きさの観点では、中 LOCA の方が水位の低下が早く、 厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では、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注水 設備の容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観 点で低圧注水機能喪失を含むシーケンスが厳しいと考える。これらのこ とから、配管破断規模が大きく、低圧注水機能喪失を含むシーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの③)は、本事故シーケンスグループ の他の事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考える。

また、(4)の崩壊熱除去機能喪失においても LOCA を含む事故シーケンス(第1-4 表の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑦~⑨)が抽出されている。これについて、重要事故シーケンスによる包絡性を考えると、重要事故シーケンスに低圧 ECCS 注水失敗が含まれており、低 E ECCS の機能喪失は残留熱除去系による格納容器除熱にも期待できないこととほぼ同義であることから、本重要事故シーケンスでは、格納容器除熱に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから、本重要事故シーケンスは、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の LOCA を起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものと考える。

(7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

①重要事故シーケンス

「ISLOCA」

② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

·高圧炉心注水系

③選定理由

シーケンスとしては1種類のみ(第1-4表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。

なお、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炉心損傷防止対策の整備 状況等を確認した。(別紙 4)

また、地震又は津波レベル 1PRA から抽出される事故シーケンスは、地震又 は津波によって起因事象が引き起こされるものの、起因事象の後のシーケンス は緩和系の成功・失敗(地震又は津波によって起因事象発生と同じタイミングで 機能喪失している場合を含む)の分岐によって決定されることから、整理される 事故シーケンスグループは内部事象 PRA で抽出される事故シーケンスグループ と同等となる。内部事象では喪失時の炉心損傷頻度への影響の大きな機器・系統 等の信頼性向上や系統機能を代替する設備の設置が対策となるが、外部事象で は内部事象の対策に加えて外部事象への対策(津波に対する止水対策等)も挙げ られる。外部事象自体による損傷(起因事象)の発生防止対策を実施することによ っても当該事故シーケンスの発生頻度は低下すること、及び、地震又は津波によ って起因事象が発生した場合であってもその後の対応は内部事象による事故シ ーケンスに対する有効性評価で代表できることから、地震または津波レベル 1PRA から抽出された事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定してい ない。(別紙 5)

起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波
過渡事象	高圧注水失敗+低圧注水失敗	0	0	—
	SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	0	0	_
	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	0	0	_
	SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	0	0	_
	崩壊熱除去失敗	0	0	_
	SRV 再閉失敗+崩壞熱除去失敗	0	0	_
	原子炉停止失敗	0	0	—
外部電源喪失	非常用交流電源喪失	0	0	_
	非常用交流電源喪失+SRV 再閉失敗	0	0	_
	非常用交流電源喪失+RCIC 失敗	0	0	_
	直流電源喪失	0	0	_
	非常用交流電源喪失+原子炉停止失敗	_	0	_
	高圧注水失敗+低圧注水失敗	0	_	_
	SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	0	_	_
	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	0		_
	SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	0	_	_
	崩壊埶除去失敗	0	_	_
	SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	0	-	
サポート系喪失	高圧注水失敗+低圧注水失敗	0	-	
	SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	0	-	
	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	0	-	-
	SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	0	_	_
	崩壊熱除去失敗	0	-	_
	SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	0	-	—
大破断 LOCA	HPCF 失敗+低圧 ECCS 注水失敗	0	-	—
	RHR 失敗	0	—	—
	原子炉停止失敗	0	—	—
中破断 LOCA	HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	0	—	—
	HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	0	—	—
	RHR 失敗	0	—	—
	原子炉停止失敗	0	-	-
小破断 LOCA	高圧注水失敗+低圧注水失敗	0	—	—
	高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	0	—	—
	崩壊熱除去失敗	0	—	—
	原子炉停止失敗	0	—	—
格納容器バイパス(ISLOCA)	ISLOCA	0	—	—
地震に伴う損傷	Excessive LOCA	-	0	—
	計測・制御系喪失	-	0	—
	格納容器バイパス	-	0	—
	格納容器・圧力容器損傷	-	0	—
	原子炉建屋損傷		0	—
津波に伴う損傷	最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	-	—	0
	最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	_	_	0
	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC 失敗			0
	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV 再閉失敗	—		0
	最終ヒートシンク喪失+全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失+直流電源喪失	-	-	0

第1-1表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

		はシーケンス	别 CDF(/恒	王)	全 CDF に		解釈 1-1(a)の		全 CDF に	T
事故シーケンス		地震	津波	合計	主 CDF に 対する割合 (%)	PRA における 分類結果	事故シーケンス グループ	グループ別 CDF(/炉年)	主 CDF に 対する割合 (%)	解釈 1-2 との対応
過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.1×10^{-10}	3.8×10^{-9}	—	3.9×10^{-9}	< 0.1					
過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	7.4×10 ⁻¹¹	2.6×10^{-9}	_	2.7×10 ⁻⁹	< 0.1					
通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3×10 ⁻¹⁰	_	—	4.3×10 ⁻¹⁰	< 0.1					
通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.1×10 ⁻¹⁰	_	_	3.1×10 ⁻¹⁰	< 0.1					
サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.2×10 ⁻¹¹	_	—	3.2×10^{-11}	< 0.1		高圧・低圧注水			
1 サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3×10 ⁻¹²	_	_	4.3×10^{-12}	< 0.1	TQUV	機能喪失	1.6×10^{-4}	77.3	(a)
最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	_	_	5.3×10^{-5}	5.3×10^{-5}	26.4					
最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	_	_	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10-7	0.1					
最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+RCIC 失敗	_	_	1.0×10^{-4}	1.0×10-4	50.5					
最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+SRV 再閉失敗	_	_	5.3×10 ⁻⁷	5.3×10 ⁻⁷	0.3					
過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	1.8×10 ⁻⁹	2.8×10 ⁻⁸	_	3.0×10 ⁻⁸	< 0.1					-
過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	5.4×10 ⁻¹¹	2.9×10^{-9}	_	3.0×10 ⁻⁹	< 0.1					
通堂停止+高压注水失敗+原子炬減圧失敗	2.0×10^{-9}		_	2.0×10^{-9}	< 0.1		高圧注水・減圧			
$\frac{2}{ \hat{a} ^2} = \frac{1}{ \hat{a} ^2} $	1.2×10^{-10}	_	_	1.2×10^{-10}	< 0.1	TQUX	機能喪失	3.6×10^{-8}	< 0.1	(a)
世ポート系軛失+高圧注水失敗+同子恒減圧失敗	2.1×10 ⁻¹⁰	_		2.1×10^{-10}	< 0.1		D&ILLEX/C			
サポート系軛牛+SRV 正開生敗+高圧注水生敗+ 同子 に減圧生敗	4.6×10 ⁻¹¹	_		4 6×10 ⁻¹¹	< 0.1					
$\phi_{xx} = \frac{1}{2} \left(\frac{1}{2} $	1.0··10	1 9×10-6		1.0*10	0.9	長期 TB				
主义机動力电源式入口中电源式入口 DG 云入)	1.0×10 ⁻¹⁰	1.0×10*		1.0×10*	0.5		-			
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	6.0×10 ⁻¹⁰	1.0×10°		5.4×10 ⁻⁸	< 0.1		全交流動力	9.7×10^{-5}	19.9	(a)
5 王久派剿刀电你丧大()+印电你丧大+DG 丧大/+ROIC 大敗	0.0×10 ¹⁰	$0.4 \times 10^{\circ}$		$3.4 \times 10^{\circ}$	< 0.1	IBU	電源喪失	2.7×10 °	15.5	(a)
外部电源で大工世/小电源で大 長数とっトンパノク亜生→ 今な流動力電源亜生(電源般温水)→直流電源亜生(電源設備温水)	0.1×10	1.3~10 ·	2 5×10.5	1.3×10^{-5}	12.2	TBD				
取べし「トランクで大十主父派動力电源で大(电源盈位小)+但派电源で大(电源故哺伎小)	E 0×10-6	2.9×10-6	2.5~10 °	2.5~10°	12.2					
	0.0×10°	5.2×10°		8.2×10°	4.1					
	3.8~10 '	1.4×10 °		5.9×10 ⁺	0.2					
週吊停止+朋瑗烈际去失敗 	2.7×10°	_		2.7×10°	1.3				~ 0	
	2.1×10°	_		2.1×10°	< 0.1		崩壊熱除去	1.0.107		(1)
	5.2×10 ⁺	_		5.2×10 '	0.3	TW	機能喪失	1.2×10^{-5}	5.9	(b)
サホート糸喪矢+SKV 再闭矢敗+崩環熱除去矢敗	2.7×10 ⁻⁹	_		2.7×10 ⁻⁹	< 0.1					
小 LOCA+ 朋 場然 际 去 失 敗	5.0×10 ⁻⁸	_		5.0×10 ⁻⁸	< 0.1					
中 LOCA+RHR 失敗	3.0×10 ⁻⁸	_		3.0×10 ⁻⁸	< 0.1					
大 LOCA+RHR 失敗	3.0×10 ⁻⁹	_	_	3.0×10 ⁻⁹	< 0.1					
過渡事象+原子炉停止失敗	5.6×10^{-12}	9.2×10^{-9}	—	9.2×10 ⁻⁹	< 0.1					
小LOCA+原子炉停止失敗	8.0×10 ⁻¹⁴	—	—	8.0×10 ⁻¹⁴	< 0.1		原子炉停止			
5 中 LOCA+原子炉停止失敗	5.3×10^{-14}	—	—	5.3×10^{-14}	< 0.1	TC	機能喪失	1.4×10^{-8}	< 0.1	(b)
大LOCA+原子炉停止失敗	5.3×10^{-15}	—	—	5.3×10^{-15}	< 0.1					
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗	_	4.7×10^{-9}	—	4.7×10^{-9}	< 0.1					
小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	9.8×10 ⁻¹³	—	—	9.8×10^{-13}	< 0.1	S9E				
小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	3.0×10^{-12}	—	_	3.0×10^{-12}	< 0.1	521	LOCA 時			
e 中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	3.9×10^{-9}	—	—	3.9×10^{-9}	< 0.1	C1F	注水機能輻生	1.1×10^{-6}	0.6	(a)
中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	5.7×10^{-11}	—	—	5.7×10^{-11}	< 0.1	SIE	山水城市及八	1.1~10 *	0.0	(a)
大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	5.0×10^{-10}	_	—	5.0×10^{-10}	< 0.1	AE				
Excessive LOCA ^{**1}	—	1.1×10^{-6}	—	1.1×10^{-6}	0.5	Excessive LOCA	該当なし			
7 インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	9.5×10 ⁻¹¹	_	—	9.5×10 ⁻¹¹	< 0.1	ISLOCA	格納容器バイパス (ISLOCA)	9.5×10 ⁻¹¹	< 0.1	(b)
8 計装・制御系喪失 ^{**1}	-	1.9×10 ⁻⁷	—	1.9×10 ⁻⁷	0.1	計測・制御機能喪失				
9 格納容器バイパス ^{※1}	-	9.6×10 ⁻⁷	-	9.6×10-7	0.5	格納容器バイパス破断				-
0 格納容器・圧力容器損傷 ^{※1}	_	1.2×10^{-6}	_	1.2×10^{-6}	0.6	圧力容器・格納容器損傷	該当なし	6.0×10 ⁻⁶	3.0	該当なし
11 原子炉建屋損傷 ^{※1}	-	3.6×10 ⁻⁶	_	3.6×10 ⁻⁶	1.8	原子炉建屋損傷				
	8.7×10 ⁻⁶	1.2×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻⁴	2.0×10 ⁻⁴	100	_		2.0×10 ⁻⁴	100	<u> </u>
昭和1-1(a)の以ず相会まる東おシーケンフガループに封坐しないが、 空谷機	北市上中の一	+ 筆の方法型	- た証年子フ	ためのシー	11761714	 高当でわいし判睬! ニニニ	トレンショントレート	<u>- 2.0010</u> - シノフ レルト ト	 い > し し i チ	<u> </u>

第1-2 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(KK6)

	事	「故シーケンフ	、別 CDF(/炉	年)	全 CDF に		解釈 1-1(a)の		全 CDF に	ATT 1
事故シーケンス	内部	地震	津波	合計	対する割合 (%)	PRA における 分類結果	事故シーケンス グループ	グループ別 CDF(/炉年)	対する割合 (%)	解釈 1-2 との対応
過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.1×10^{-10}	9.2×10 ⁻⁹	_	9.3×10 ⁻⁹	< 0.1					
過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	7.4×10^{-11}	4.0×10 ⁻⁹	—	4.0×10 ⁻⁹	< 0.1					
通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3×10 ⁻¹⁰	—	—	4.3×10^{-10}	< 0.1					
通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.1×10 ⁻¹⁰	-	—	3.1×10 ⁻¹⁰	< 0.1					
サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.5×10^{-11}	—	—	3.5×10^{-11}	< 0.1		高圧・低圧注水	1.0.10.4	50.0	()
1 サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3×10^{-12}	-	—	4.3×10^{-12}	< 0.1	TQUV	機能喪失	1.9×10^{-4}	79.6	(a)
最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	—	—	8.7×10^{-5}	8.7×10^{-5}	36.5					
最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	—	—	4.6×10 ⁻⁷	4.6×10 ⁻⁷	0.2	1				
最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+RCIC 失敗	—	—	1.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}	42.6	1				
最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+SRV 再閉失敗	—	—	5.3×10^{-7}	5.3×10 ⁻⁷	0.2	1				
過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	1.8×10^{-9}	2.2×10 ⁻⁸	—	2.4×10 ⁻⁸	< 0.1					
過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	5.2×10 ⁻¹¹	1.0×10 ⁻⁹		1.1×10 ⁻⁹	< 0.1	1				
通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	2.0×10 ⁻⁹	_	_	2.0×10 ⁻⁹	< 0.1	1	高圧注水・減圧			
2	1.2×10^{-10}	_	_	1.2×10^{-10}	< 0.1	TQUX	機能喪失	2.8×10^{-8}	< 0.1	(a)
サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	2.9×10^{-10}	_	_	2.9×10^{-10}	< 0.1	-				
サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	4.1×10 ⁻¹¹	_	_	4.1×10 ⁻¹¹	< 0.1	-				
	4.8×10-10	3 5×10 ⁻⁶	_	3 5×10 ⁻⁶	1.5	長期 TB				
	1.0×10	2 0×10 ⁻⁸		2 1×10 ⁻⁸	< 0.1		-			
2	6.0×10 ⁻¹⁰	3.7×10 ⁻⁷		2.1×10 3.7×10 ⁻⁷	0.2		全交流動力	2 9×10.5	12.0	(a)
3 主义优别力电源设入了DU 设入了HUTO 入叙 从如重顶南上上古法重顶南上	8 1×10 ⁻¹¹	6.0x10 ⁻⁸		6.1×10 ⁻⁸	0.2 < 0.1	TBC	電源喪失	2.3~10 *	12.0	(a)
ノトの电源 天人 - 巨加电源 天人 長数とートシンノク 車生 + 今な 添動力 雪酒 車生(雪酒般 浸水) + 古法雪酒 車生(雪酒 設備 浸水)	0.1×10	0.0×10	2.5×10-5	2.5×10^{-5}	10.3	TBD				
取べて 「シシノ 長人」主义派動力 电源 長人(电源盈良小)」 世流电源 長人(电源取補良小)	5 0×10.6	5.2×10.6	2.5×10	1.0×10^{-5}	10.5					
迴伐爭豕⊤朋來恐你云天與 冯油東角→SDV 再閉先防→出海熱除土先防	3.0×10°	$2.3 \times 10^{\circ}$		1.0×10°	4.3	-				
週後事豕+SKV 丹闭大风+朋家恐际云大风 通觉信止」出墙劾除土生版	2.7×10.6	2.3×10 °		4.0×10^{-6}	0.2	-				
进吊停止于朋级恐际去天虹 予查信止 - CDV 五明生母 - 出版教险士生母	2.7×10°			2.7×10°	1.1	-				
	2.1×10°			2.1×10°	< 0.1	-	崩壊熱除去	1.4×10^{-5}	~ 0	(1)
4 η 小一下示伐大十朋级恐际云大以 h 光 1 π μ	0.0×10 ⁺			3.3×10^{-9}	0.2		機能喪失		5.9	(0)
リ h ート λ 受大+SRV 丹闭大敗+朋褒恐际云大敗	2.9×10 ⁻⁹			2.9×10 ⁻⁹	< 0.1	-				
小 LOCA + 朋戚然际去失敗	5.0×10°			5.0×10°	< 0.1	-				
中 LOCA+RHR 矢敗	3.0×10°			3.0×10°	< 0.1	-				
大 LOCA+KHK 矢敗	3.0×10 ⁻⁹	_	_	3.0×10 ⁻⁵	< 0.1					
過渡事象+原子炉停止失敗	5.0×10 ⁻¹²	1.8×10-7		1.8×10 ⁻⁷	0.1	-				
小LOCA+原子炉停止失敗	7.9×10 ⁻¹⁴			7.9×10^{-14}	< 0.1		原子炉停止			(-)
5 中 LOCA+原子炉停止失敗	5.2×10 ⁻¹⁴			5.2×10^{-14}	< 0.1	TC	機能喪失	3.6×10^{-7}	0.1	(b)
大LOCA+原子炉停止失敗	5.2×10^{-15}	_		5.2×10^{-15}	< 0.1	-				
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗	-	1.8×10^{-7}	—	1.8×10 ⁻⁷	0.1					
小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	9.9×10^{-13}	—		9.9×10^{-13}	< 0.1	S2E				
小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	3.0×10^{-12}	—	—	3.0×10^{-12}	< 0.1	521	LOCA 時			
6 中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	3.9×10^{-9}	_	_	3.9×10^{-9}	< 0.1	S1F	注水機能喪失	8.9×10.7	0.3	(a)
中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	5.7×10^{-11}	—	—	5.7×10^{-11}	< 0.1	BIE		0.2~10	0.5	(a)
大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	5.0×10^{-10}	—	—	5.0×10^{-10}	< 0.1	AE				
Excessive LOCA ^{**1}	—	8.2×10 ⁻⁷	—	8.2×10 ⁻⁷	0.3	Excessive LOCA	該当なし			
7 インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	9.5×10 ⁻¹¹	-	_	9.5×10 ⁻¹¹	< 0.1	ISLOCA	格納容器バイパス (ISLOCA)	9.5×10 ⁻¹¹	< 0.1	(b)
8 計装・制御系喪失 ^{*1}	-	6.9×10 ⁻⁸	—	6.9×10 ⁻⁸	< 0.1	計測・制御機能喪失				
9 格納容器バイパス ^{*1}	-	1.2×10 ⁻⁷	-	1.2×10 ⁻⁷	< 0.1	格納容器バイパス破断	adapted a second			-
10 格納容器・圧力容器損傷 ^{*1}	-	8.9×10 ⁻⁷	_	8.9×10 ⁻⁷	0.4	圧力容器・格納容器損傷	該当なし	4.9×10 ⁻⁶	2.0	該当なし
11 原子炉建屋損傷※1	_	3.8×10 ⁻⁶	_	3.8×10 ⁻⁶	1.6	原子炉建屋指傷				
스	8 7×10-6	1.5×10-5	2 1×10·4	2.4×10^{-4}	100			2 1×10.4	100	
- $ = 1 $ $ = 1$	北市上山の山	1.0.10	<u>- たいいい</u> - たいか (エートッ	たみのシー	1 100	盗出でわいし判解」 ニ	■ たい迫加ナスシン ト	<u>- 4.4~10</u> - シノフ しルー チ		<u></u>

第1-2 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(KK7)

1 解釈 1 – 1 (a) の必す想定する事故シーケン クルーノに該当しないか、女全機能喪失時の対東の有効性を評価する 1当でないと判断し、新たに追加す。

第1-3表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度(KK6)

解釈の事故	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	+ <u>+</u> + \/ 17	事故シーケンス	ス別 CDF(/炉年) 速速	스司	全 CDF に サナス ちしん (v.) ※1	グループ別 CDE(//写左)	全 CDF に 対 去 て ま は へ (0/) ※1	備考
シーケンスクループ	冯濂東毎⊥ 直 □ 汁 水 生 助 ⊥ 所 □ 汁 水 生 助	 - 高田代基注水系(堂設代基直流電源設備) 	内部 1 1×10:10	2 0×10·9	律波	合計	対する割合(%)^1	CDF(炉牛)	対する割合(%)~1	
		・手動減圧	7.4×10-11	3.8×10°	_	3.9×10.9	< 0.1			
	迴波爭家干SKV 丹闭大败干同工往小大败干匹/江北大败 通觉信止↓直压注水生助↓任压注水生助	・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	4.9×10.10	2.6~10 °		2.7~10.0	< 0.1			
		 ・代替格納谷器/行却スフレイ糸 ・代参原子/「「補機冷却系(執交換ユニット+代参原子/「補 	4.3×10 ¹⁰			4.5×10 ¹⁰	< 0.1			
高圧・低圧注水		機冷却海水ポンプ)	3.1×10			3.1×10	< 0.1	1.0×10-4	77.9	
機能喪失		・格納容器圧力逃がし装置	4.3×10.12			4.3×10 ⁻¹²	< 0.1	1.6×10 *	77.3	
		・可儼型代替注水ホンノ(水源補給)	4.5~10	_	5.3×10 ⁻⁵	4.3×10	26.4			
	最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	、海ボットスヨン叶山	_	_	2.8×10 ⁻⁷	2.8×10 ⁻⁷	0.1			
	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+RCIC失敗	「伴仮による反小防止		_	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	50.5			
	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+SRV 再閉失敗		-	-	5.3×10 ⁻⁷	5.3×10 ⁻⁷	0.3			_
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	- ・減圧自動化ロジック(残留勢除去系ポンプ叶出圧確立+	5.4×10 ⁻¹¹	2.9×10 ⁻⁹		3.0×10 ⁻⁹	< 0.1			
高圧注水・減圧	通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	原子炉水位低(レベル1)+600秒経過でSRV4弁開放)	2.0×10 ⁻⁹	_	—	2.0×10 ⁻⁹	< 0.1	3 6×10-8	< 0.1	
機能喪失	通常停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)	1.2×10 ⁻¹⁰		_	1.2×10 ⁻¹⁰	< 0.1	5.0~10 *	< 0.1	
	サホート糸喪矢+高圧注水矢敗+原子炉減圧矢敗 サポート系奭失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	•残留熟际云杀(低庄汪水. 际熟)	2.1×10 ⁻¹⁰ 4.6×10 ⁻¹¹			2.1×10 ⁻¹⁰ 4.6×10 ⁻¹¹	< 0.1			
	全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	 ・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の確保) ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・代替格納容器冷却スプレイ系 ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補 機冷却海水ポンプ) ・格納容器圧力逃がし装置 ・常設代基本漆雪酒設備 	4.8×10 ⁻¹⁰	1.9×10 ⁻⁶	_	1.9×10 ⁻⁶	0.1			
全交流動力 電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗*2	 可搬型代替注水ポンプ(水源補給) ・原子炉隔離時冷却系*3 ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)*3 ・上記の点線枠内の対策*3 ・真正件转注水系(常調件株点法需項認備) 	1.2×10 ⁻¹⁰	1.0×10 ⁻⁸	_	1.0×10 ⁻⁸	< 0.1	2.7×10 ⁻⁵	13.3	众 病入提復類
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗	・上記の点線枠内の対策	6.0×10^{-10}	5.4×10^{-8}	-	5.4×10^{-8}	< 0.1			主炉心預傷頭 度の約 96.5%
	外部電源喪失+直流電源喪失	 ・常設代替直流電源設備 ・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の確保) ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・上記の点線枠内の対策 	8.1×10 ⁻¹¹	1.3×10 ⁻⁷	_	1.3×10 ⁻⁷	< 0.1			を炉心損傷防 止対策でカバ ー
	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+直流電源喪失(電源設備浸水)	・津波による浸水防止	-	-	2.5×10^{-5}	2.5×10^{-5}	12.3			_
	過渡事象+崩壞熱除去失敗 過渡事象+SPV 再開生敗+崩使熱险主生敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	5.0×10 ⁻⁶	3.2×10^{-6}		8.2×10 ⁻⁶	4.1			
	通常停止+崩壞熱除去失敗	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補	2.7×10 ⁻⁶	-	-	2.7×10 ⁻⁶	1.3			
崩壊埶除去	通常停止+SRV 再閉失敗+崩壞熱除去失敗	 一機(行却)(海水ホンフ) ・格納 容器 圧力 逃が し 装置 	2.1×10^{-8}	-	-	2.1×10^{-8}	< 0.1			
機能喪失	サポート系喪失+崩壊熱除去失敗 サポート系喪失+, SDV 再開生時,上島博教除去生時	・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	5.2×10 ⁻⁷			5.2×10^{-7}	0.3	1.2×10^{-5}	5.9	
	小LOCA+崩壞熱除去失敗	・手動減圧	5.0×10 ⁻⁸			2.7×10 ⁻⁰ 5.0×10 ⁻⁸	< 0.1			
	中 LOCA+RHR 失敗	• 低圧代替在水米(吊放)(復水桶粘水米) • 常設代替交流電源設備	3.0×10 ⁻⁸	_	_	3.0×10 ⁻⁸	< 0.1			
	大 LOCA+RHR 失敗		3.0×10 ⁻⁹	_	-	3.0×10^{-9}	< 0.1			_
	過渡事象+原子炉停止失敗	 ・代替制御棒挿入機能 ・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 	5.6×10^{-12}	9.2×10 ⁻⁹	-	9.2×10^{-9}	< 0.1			
医子后度儿	小 LOCA+原子炉停止失敗	・ほう酸水注入系	8.0×10 ⁻¹⁴	—	_	8.0×10^{-14}	< 0.1			
原于炉停止 機能喪失	中 LOCA+原子炉停止失敗	• 高圧炉心注水系	5.3×10^{-14}	-	-	5.3×10^{-14}	< 0.1	1.4×10^{-8}	< 0.1	
	大 LOCA+原子炉停止失敗	・残留熱除去系	5.3×10^{-15}	-	-	5.3×10^{-15}	< 0.1			
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+原子炉停止失敗 ^{※4}	-	-	4.7×10 ⁻⁹	-	4.7×10 ⁻⁹	< 0.1			
	小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・手動減圧	9.8×10 ⁻¹³	-	-	9.8×10 ⁻¹³	< 0.1			
	小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・・ (広庄代督注水糸(吊設)(復水桶紀水糸) ・ 代替格納容器冷却スプレイ系	3.0×10 ⁻¹²	_	_	3.0×10^{-12}	< 0.1			
LOCA 時 注水機能喪失	中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補 機冷却海水ポンプ)	3.9×10 ⁻⁹	_	_	3.9×10 ⁻⁹	< 0.1	4.5×10^{-9}	< 0.1	
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	・格納容器圧力逃がし装置 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	5.7×10^{-11}	_	_	5.7×10^{-11}	< 0.1			
	大LOCA+HPCF失敗+低圧注水失敗 ^{※5}	・上記の点線枠内の対策 ^{*3}	5.0×10^{-10}	-	-	5.0×10^{-10}	< 0.1			
格納容器バイパス (ISLOCA)	インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	 ISLOCA 発生箇所の隔離 高圧炉心注水系 手動減圧 ・低圧炉心注水系 	9.5×10 ⁻¹¹	_	-	9.5×10 ⁻¹¹	< 0.1	9.5×10 ⁻¹¹	< 0.1]
	合計		8.7×10^{-6}	5.3×10 ⁻⁶	1.8×10^{-4}	1.9×10^{-4}	96.5	1.9×10^{-4}	96.5	—

※1100%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。 ※2 原子炉圧力の変化の不確かさによって炉心損傷防止の成否が変わる事故シーケンス ※3事象進展の時間余裕の観点から、炉心損傷防止の成否には不確かさが残るが、影響緩和に期待できる設備 ※4 地震発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価している地震レベル 1PRA の設定上抽出されたものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信され、炉内構造物が損傷する加速 度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシーケンス ※5 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じることが困難なシーケンス

シーケンスグループ 過渡事象 過渡事象 通常停止 適常停止 通常停止	事政シーリンへ 象+高圧注水失敗+低圧注水失敗 象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗 止+高圧注水失敗+低圧注水失敗 止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	 ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) 	内部 1.1×10 ⁻¹⁰	地震 9.2×10 ⁻⁹	津波 -	合計 9.3×10 ⁻⁹	対する割合(%) ^{**1} < 0.1	CDF(/炉年)	対する割合(%)*1	1111-5
過渡事象 過渡事象 通常停止 通常停止 通常停止	 象+高圧注水失敗+低圧注水失敗 象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗 止+高圧注水失敗+低圧注水失敗 止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗 	 ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) 	1.1×10 ⁻¹⁰	9.2×10 ⁻⁹	-	9.3×10^{-9}	< 0.1			
過渡事象 通常停止 通常停止 通常停止 通常停止	象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗 止+高圧注水失敗+低圧注水失敗 止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	• 手動減注 • 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	= 410.11							
通常停止 通常停止 高圧・低圧注水 サポート	止+高圧注水失敗+低圧注水失敗 止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗		7.4×10 ⁻¹¹	4.0×10 ⁻⁹	-	4.0×10^{-9}	< 0.1			
通常停止 高圧・低圧注水 地子・1	止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	4.3×10^{-10}	-	-	4.3×10^{-10}	< 0.1			
高圧・低圧注水		・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補	3.1×10^{-10}	—	-	3.1×10^{-10}	< 0.1			
	卜系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	機冷却海水ポンプ) お母のの日本の人が見たる	3.5×10^{-11}	-	-	3.5×10^{-11}	< 0.1	1.9×10^{-4}	79.6	
機能喪失 サポート	·卜系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	 ・ 格納谷	4.3×10^{-12}	_	_	4.3×10^{-12}	< 0.1			
最終ヒー	ートシンク喪失+RCIC 失敗		_	_	8.7×10 ⁻⁵	8.7×10 ⁻⁵	36.5			
最終ヒー	ートシンク喪失+SRV 再閉失敗	・油油にトス温水防止	_	_	4.6×10 ⁻⁷	4.6×10 ⁻⁷	0.2			
最終ヒー	ートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+RCIC失敗	洋灰による技不均正	—	-	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	42.6			
最終ヒー	ートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+SRV 冉閉失敗		-	-	5.3×10-7	5.3×10 ⁻⁷	0.2			-
	-家+高庄汪水矢敗+原于沪阆庄天敗 - 象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+厄子恒減圧失敗	・減圧自動化ロジック(建図執险主系ポンプ吐出圧確立+	1.8×10 ⁻⁹ 5 2×10 ⁻¹¹	2.2×10 ⁻⁸	_	2.4×10 ⁻⁸	< 0.1			
高圧注水・減圧通常停止	止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	原子炉水位低(レベル 1)+ 600 秒経過で SRV4 弁開放)	2.0×10 ⁻⁹	-	_	2.0×10 ⁻⁹	< 0.1			
機能喪失 通常停止	止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)	1.2×10^{-10}	—	_	1.2×10^{-10}	< 0.1	2.8×10^{-8}	< 0.1	
サポート	卜系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・残留熱除去系(低圧注水. 除熱)	2.9×10^{-10}	_	—	2.9×10^{-10}	< 0.1			
サポート	·卜系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		4.1×10 ⁻¹¹	_	_	4.1×10 ⁻¹¹	< 0.1			-
全交流 動 全交流動力	動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	 ・ 原子炉隔離時冷却糸(所内直流電源設備の確保) ・ 高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・ 代替格納容器冷却スプレイ系 ・ 代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補 機冷却海水ポンプ) ・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 可搬型代替注水ボンブ(水源補給) 	4.8×10 ⁻¹⁰	3.5×10 ⁻⁶	_	3.5×10 ⁻⁶	1.5	9.0×10-5	12.0	
電源喪失 全交流 <mark>動</mark>	動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗 ^{※2}	 ・原子炉隔離時冷却系^{*3} ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)^{*3} ・上記の点線枠内の対策^{*3} 	1.2×10^{-10}	2.0×10 ⁻⁸	_	2.1×10 ⁻⁸	< 0.1	2.9×10 ⁻⁵	12.0	
全交流動	動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	 ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・上記の点線枠内の対策 	6.0×10^{-10}	3.7×10 ⁻⁷	_	3.7×10 ⁻⁷	0.2			全炉心損傷頻 度の約 97.6%
外部電源	源喪失+直流電源喪失	 ・常設代替直流電源設備 ・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の確保) ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・上記の点線枠内の対策 	8.1×10 ⁻¹¹	6.0×10 ⁻⁸	-	6.1×10 ⁻⁸	< 0.1			を炉心損傷防 止対策でカバ ー
最終ヒー	ートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+直流電源喪失(電源設備浸水)	・津波による浸水防止	_	-	2.5×10^{-5}	2.5×10^{-5}	10.3			_
過渡事象	象+崩壞熱除去失敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	5.0×10 ⁻⁶	5.3×10 ⁻⁶	_	1.0×10 ⁻⁵	4.3			
		・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補	3.8×10 ⁻⁷	2.3×10 ⁻⁸		4.0×10^{-7}	0.2			
通常停止	正 - 历级系际公人双	機冷却海水ポンプ)	2.1×10 ⁻⁸	_		2.1×10 ⁻⁸	< 0.1			
崩壊熱除去サポート	卜系喪失+崩壞熱除去失敗	 ・格納容器圧力逃がし装置 ・可拠刑化株注水ポンプ(水源補給) 	5.5×10^{-7}	-	_	5.5×10^{-7}	0.2	1.4×10^{-5}	5.9	
(後記長) サポート	卜系喪失+SRV 再閉失敗+崩壞熱除去失敗	・手動減圧	2.9×10^{-9}	—	-	2.9×10^{-9}	< 0.1			
小 LOCA	CA+崩壞熱除去失敗 CA + DUD たわ	·低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	5.0×10 ⁻⁸		_	5.0×10 ⁻⁸	< 0.1			
	CA+RHR 失敗	・常設代替交流電源設備	3.0×10° 3.0×10°		_	3.0×10° 3.0×10°	< 0.1			
過渡事象	第4日子 何 停止生助	 ・代替制御棒挿入機能 	5.0×10·12	1.8×10·7	_	1.8×10 ⁻⁷	0.1			1
		・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	5.0×10	1.0/10		7.0×10-14	0.1			
原子炉停止 加工	UA+原于炉停止天虹	 ・ほう酸水注入系 ・ 	7.9×10 ⁻¹⁴		_	7.9×10 ⁻¹⁴	< 0.1			
機能喪失 世 LOCA	CA+原子炉停止矢敗	• 周上炉心住水ボ • 原子炉隔離時冷却系	5.2×10^{-14}	_	_	5.2×10^{-14}	< 0.1	3.6×10^{-7}	0.1	
大LOCA	CA+原子炉停止失敗	•残留熱除去系	5.2×10^{-15}	-	-	5.2×10^{-15}	< 0.1			
全交流動	動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗 ^{※4}	—	_	1.8×10 ⁻⁷	—	1.8×10^{-7}	0.1			
小 LOCA	CA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	9.9×10 ⁻¹³	_	_	9.9×10 ⁻¹³	< 0.1			
小 LOCA 時	CA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	 ・代替格納容器冷却スプレイ系 ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補 	3.0×10^{-12}	_	-	3.0×10^{-12}	< 0.1			
注水機能喪失 中 LOCA	CA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	機冷却海水ポンプ) ・ 終納容器圧力泳が1.装置	3.9×10 ⁻⁹	_	-	3.9×10 ⁻⁹	< 0.1	4.5×10 ⁻⁹	< 0.1	
中 LOCA	CA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	- 可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	5.7×10 ⁻¹¹	-	-	5.7×10 ⁻¹¹	< 0.1			
大 LOCA	UATIFUT 天规十国庄汪亦天规**。	 ・ 上記の 品	0.0×10.10	_	_	0.0×10.10	< 0.1			4
格納容器バイパス (ISLOCA) インター	ーフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	 高圧炉心注水系 ・手動減圧 ・低圧炉心注水系 	9.5×10 ⁻¹¹	_	_	9.5×10 ⁻¹¹	< 0.1	9.5×10^{-11}	< 0.1	
			8.7×10 ⁻⁶	9.7×10 ⁻⁶	2.1×10 ^{·4}	2.3×10^{-4}	97.6	2.3×10^{-4}	97.6	<u> </u>

※1100%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。 ※2 原子炉圧力の変化の不確かさによって炉心損傷防止の成否が変わる事故シーケンス ※3事象進展の時間余裕の観点から、炉心損傷防止の成否には不確かさが残るが、影響緩和に期待できる設備 ※4 地震発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価している地震レベル 1PRA の設定上抽出されたものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信され、炉内構造物が損傷する加速 度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシーケンス ※5 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じることが困難なシーケンス

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定(1/3)

解釈の事故								着	諸眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方	
シーケンス グループ		主要な事故シーケンス*1	喪失した機能	対応する王要な炉心損傷防止対束 (下線は有効性を確認する主な対策)	a	b	с	d	備考(a:共通原因故障 ^{※2} 又は系統間機能依存性, b:余裕時間,c:設備容量,d:代表性)	選定した重要事故 シーケンスと選定理由
	0	①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗			中	高	高	低	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含 まれている事故シーケンスを「中」とした その上でサポー	a.⑤,⑥ではサポート系 1 区分の喪失を起
	_	②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗		•高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)	中	回	低	低	ト系喪失(1 系統)は、起因事象の時点で系統間の機能の依存 性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから	因としているが、他の区分は健全であ るため、対応手段が著しく制限される
	_	③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・高圧注水機能	・子動阀圧 ・ <u>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</u> ・代替格納容器冷却スプレイ系	中	低	高	低	「高」とした。また、最終ヒートシンク喪失に至るシーケン スでは、除熱を必要とする多くの機能が喪失するため「高」	ンクの喪失の発生原因は津波に伴う浸 水によるものであり、対策としては防
	_	④通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・低圧注水機能	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+ 代替原子炉補機冷却海水ポンプ)	中	低	低	低	とした。 b.過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の 起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、	潮堤の設置や建屋内止水等の止水対策 となるため、重大事故防止対策の有効
高圧・低圧	_	⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗		・格納谷器圧刀逃かし装直 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	高	低	高	低	サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事 象を起因とするシーケンスを「高」とした。手動停止、サポ	1000確認には過さない。 b, c. 両着眼点について「高」と考えたシー ケンスとして①を抽出。
在 / 機 能 喪失	_	⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗			高	低	低	低	ート未喪矢は通常水位から原ナ炉停止に至るため、また、律 波によるシーケンスでは津波襲来までに原子炉停止してい るため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事	d.頻度の観点では⑦, ⑨が支配的である が、起因となる最終ヒートシンクの喪
	_	⑦最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	・高圧注水機能		高	低	高	高	象進展が遅いことから「低」とした。 c. SRV 再閉失敗を含む場合は SRV から一定程度減圧されるた	天の完全原因は律波に伴う夜がによる ものであり、浸水防止がその対策とな るため、重大事故防止対策の有効性を
	_	⑧最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	 ・低圧注水機能 ・全交流電源 (浸水又は長線と 	- 海沖にトス温水吐止	高	低	低	中	め、減圧に必要な述かし安全开の谷重が少なく、再閉放切の 場合よりも速やかに低圧状態に移行でき、低圧系での代替注 水を開始できることから「低」とし、SRV 再閉失敗を含まな	確認するためのシーケンスには適さな い。なお、⑦~⑩を除いた場合、①が支
	_	 ③最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水) +RCIC 失敗 	 (役示文は最終と ートシンク喪失 に伴う喪失) 	住奴による夜小切正	高	低	高	高	い場合を「高」とした。 d.全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中	配的なシーケンスとなる。 以上より、①を重要事故シーケンスとし
	_	⑩最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失(電源盤浸水)+SRV再閉失敗	・除熱機能		高	低	低	中	で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。	て選定。
	0	①過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			中	高	高	高	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含 まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポー ト系喪失(1 系統)は 起因事象の時点で系統間の機能の依存	
	_	②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			中	高	低	低	性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから 「高」とした。 b.過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の	a.⑤,⑥ではサポート系 1 区分の喪失を起
高圧注水	_	③通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・高圧注水機能	 ・滅圧自動化ロジック(残留熱除去系ポンプ ・出圧確立+原子炉水位低(レベル 1)+ のの秒級過で SPV4 な開始) 	中	低	高	低	起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、 サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事 象を起因とするシーケンスを「高」とした。手動停止、サポ ート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、水位の低	因としているが、他の区分は健全であ るため、対応手段が著しく制限される 状態ではない。 b,c.両着眼点について「高」と考えたシー
機能喪失	_	④通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・原子炉減圧機能	• 高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) • 残留熱除去系(低圧注水.除熱)	中	侹	低	低	 ト後に原子炉停止に至る過渡事家よりも事家進展が遅いことから「低」とした。 c. SRV 再閉失敗を含む場合は SRV から一定程度減圧されるため、バックアップ手段による減圧を実施した場合、減圧に必 	ケンスとして①を抽出。 d.頻度の観点では①が支配的となった。 以上より ①を重要事故シーケンスとし
	_	⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			高	低	高	低	要な逃がし安全弁の容量が少なく,再閉成功の場合よりも速 やかに低圧状態に移行でき、低圧系での注水を開始できるこ とから「低」とし、SRV 再閉失敗を含まない場合を「高」と した。	て選定。
	_	⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗			高	低	低	低	d.全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中 で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。	
					-		<u> </u>	> 1/		

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。 ※2 地震 PRA では多重化された機器を完全従属としていることから、多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定(2/3)

解釈の事故	詳細化した			喪失し	た機能	対応する主要か恒心損傷防止対策		着	昏眼点	との関係と重要事故シーケンス選定の考え方	選定した重要	三事故
シーケンス グループ	事故シーケンス グループ		主要な事故シーケンス*1	電源	冷却機能	(下線は有効性を確認する主な対策)	a	b	c d	備考(a:共通原因故障 ^{**2} 又は系統間機能依存性, b:余裕時間,c:設備容量,d:代表性)	シーケンスと運	¥定理由
	長期 TB	0	①全交流動力電源喪失(外 部電源喪失+DG喪失)	全交流電源	原子炉隔離時 冷却系(RCIC) を除く注水・ 除熱機能	 RCIC(所内直流電源設備の確保) 高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) 代替格納容器冷却スプレイ系 代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+ 代替原子炉補機冷却海水ポンプ) 格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 		_		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。	①を重要事故シーケンスとして選定。	各重要事故シーケンスそれぞ れに対し、地震 PRA からは、 全交流動力電源と最終ヒート シンク喪失の重畳を伴う事故 シーケンスも抽出されるが、全
	TBU	O	 ①全交流動力電源喪失(外 部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗 	全交流電源	全ての注水・ 除熱機能	 ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・代替格納容器冷却スプレイ系 ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+ 代替原子炉補機冷却海水ポンプ) ・格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 				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。	①を重要事故シーケンスとして選定。	交流動力電源喪失時には、最終 ヒートシンクの機能を有する 設備も電源喪失によって機能 喪失に至るため、地震による損 傷の有無に係らず最終ヒート シンクの喪失が生じる。交流電 源の復旧後については、電源供 給に伴う最終ヒートシンクの 復旧可否の観点で対応に違い が表れると考えられ、設備損傷
全交流動力 電源喪失	TBP	0	 ①全交流動力電源喪失(外 部電源喪失+DG 喪失) +SRV 再閉失敗 	全交流電源	全ての注水・ 除熱機能 ^{**3}	 ・<u>RCIC(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)</u> ・高圧代替注水系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・代替格納容器冷却スプレイ系 ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) ・格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 				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。	①を重要事故シーケンスとして選定。	によって最終ヒートシンクの 機能喪失が生じている場合の 方が緩和手段が少なくなる。但 し、設備損傷によって最終ヒー トシンクの喪失が生じている 場合においても格納容器圧力 逃がし装置による除熱が可能 であり、交流電源の復旧によっ て最終ヒートシンクの機能を 復旧可能な場合には、これに加 えて代替原子炉補機冷却系の 有効性を確認することができ
	TBD	0	①外部電源喪失+直流電 源喪失	全交流電源 <mark>**4</mark> 直流電源	全ての注水・ 除熱機能	 高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) 代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+ 代替原子炉補機冷却海水ポンプ) 格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 	高 -		- 低	 a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれていること及び、電源を必要とする多くの機能が喪失することから「高」とした。 b. 事象発生後、いずれの注水手段にも期待できない点は同等であり、余裕時間に差異は無いと考えられることから「-」とした。 c. 原子炉圧力容器内が高圧状態で推移する点は同等であり、電源喪失後、少なくとも蒸気駆動の 	②は頻度の観点で支配的であるものの、その発生原因が津波に伴う浸水によるものであり、対策としては防潮堤の設置や建屋内止水等の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認には適さない。	っ。これで 与感じ、重要争取 ーケンスには、設備損傷による 最終ヒートシンクの喪失を設 定していない。
		-	 ②最終ヒートシンク喪失 + 全交流動力電源喪失 (電源盤浸水)+直流電源 喪失(電源設備浸水) 	全交流電源 直流電源	全ての注水・除熱機能	・津波による浸水防止	高.		- 高	高圧注水及び制御用直流電源を確保すれば必要 な設備容量は同等であることから「-」とした。 d.全 CDF に対して 10%以上又は詳細化した事故 シーケンスグループの中で最も CDF の高いシ ーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対し て 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。	以上より、より多くの対策の有効性を 確認出来る点で①が本事故シーケンス グループの事故シーケンスを代表して いると考え、①を重要事故シーケンス として選定。	

※3 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでは、RCICを用いることで原子炉水位を維持することができる。 ※4 全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機(DG)を起動できなくなることから、「外部電源喪失+直流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定(3/3)

シーケンフ	十西な東坊シーケンス※1	前生した挑船	対応する主要な炉心損傷防止対策				着眼点と重要事故シーケンス選定の考え方	選定した重要事故	
グループ		天大 した 城肥	(下線は有効性を確認する主な対策)	a	b	e d	備考(a:共通原因故障 ^{※2} 又は系統間機能依存性, b:余裕時間,c:設備容量,d:代表性)	シーケンスと選定理由	
	◎ ①過渡事象+崩壊熱除去失敗			中	中促	£ 直	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれ ている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系要生		
	- ②過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壞熱除去失敗			中	中但	£ 4	(1 系統)は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同 区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。	a.⑤,⑥ではサポート系1区分の喪失を起因とし ているが、他の区分は健全であるため、対応	
	- ③通常停止+崩壞熱除去失敗		・代替格納容器冷却スプレイ系	中(低低	£ 🕈	b.過渡事象(全給水喪失事象)は手動停止、サポート系喪失と比較し て事象進展が早いことから「中」とした。また、LOCA は直接 D/W	手段が著しく制限される状態ではない。 b, c.⑦~⑨の両着眼点について LOCA を「高」	
	- ④通常停止+SRV 再閉失敗+崩壞熱除去失敗		・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット +代替原子炉補機冷却海水ポンプ)	中	低低	氏伍	に蒸気が放出されるため、格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考 え「高」とした。	としたか、これらは LOCA から派生したシー ケンスであって、崩壊熱除去機能喪失に対す	
崩壊熱除去 機能喪失	- ⑤サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	・除熱機能	・ <u>格納容器圧力逃がし装置</u> ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	高	低低	5 中	手動停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が	る対東の有効性を確認するシーケンスとして は適切でないと考える。LOCAを起因とする	
	- ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗		・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	高	低低	氏低	 遅いことから「低」とした。 c. LOCA は直接 D/W に蒸気が放出されるため、S/C での蒸気凝縮 	シークンスについては崩壊系际去機能の代替 手段も含めて他のシーケンスグループで評価 する、よって、bの事象対応の全談時間の細	
	- ⑦小 LOCA+崩壞熱除去失敗		・常設代替交流電源設備	中i	高福	哥低	に十分に期待できない分格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。他の起因事象については、崩壊熱除去に関する	する。ようて、b の事家対応の宗保時间の観 点で①②が厳しい。 d 頻度の細点では①が支配的となった	
	- ⑧中 LOCA+RHR 失敗			中	高福	哥低	設備容量に差異は無いと考え「低」とした。 d.全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最	以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。	
	- ⑨大 LOCA+RHR 失敗			中	高福	哥低	も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対し て 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。		
	◎ ①過渡事象+原子炉停止失敗			中	高口	口直	 a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。 b.過渡事象(主蒸気隔離弁閉)はLOCAと比較して反応度投入に伴う 	 a.全シーケンスに共通であるため選定理由から 除外した。 b. c.本事故シーケンスグループに対しては、重 大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能 	
原子炉停止	- ②小 LOCA+原子炉停止失敗	• 百子恒信止機能	 ・代替制御棒挿入機能 ・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 ・ほう酸水注入系 	中	ф 4	□低	出力抑制の観点で厳しく、大LOCAはLOCA後の水位低下の観 点で厳しいと考えられることから「高」とし、中小LOCAについ ては「中」とした。 c.停止機能の設備容量については事故シーケンス間に有意な差が無	が整備されており、これに期待する場合、② ~④の事象進展は LOCA 時注水機能喪失の 事故シーケンスグループに包絡される。事象 発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点	
機能喪失	- ③中 LOCA+原子炉停止失敗		 ・高圧炉心注水系 ・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱除去系 	中	中幕	新 低	いと考えられるが、原子炉内が中圧~高圧で維持されるシーケン スでは注水可能な系統が高圧に限定されることから、RCICの使 用可能性も考慮し、過渡事象及び小LOCAを「中」とし、中LOCA については「高」、大LOCAについては「低」とした。	では過渡事象を起因とする①が厳しい。 d.CDF の観点では①が支配的となった。なお、 LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故 シーケンスの CDF は 1×10 ⁻¹³ /炉年未満であ	
	- ④大 LOCA+原子炉停止失敗			中	高低	氐低	d.全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最 も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対し て 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。	り,他の事故シーケンスグループの事故シー ケンスの CDF と比較しても極めて小さい。 以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。	
	- ①小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗		イモンドア	中(低高	哥低	a.主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれ ている事故シーケンスを「中」とした。 b.中 LOCA の方が事象進展が早いことから「高」とし、小 LOCA	. 人ン、たいファル译示さえたい限定理由よう	
LOCA 時	- ②小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	·高圧注水機能	 ・<u>手助阀庄</u> ・<u>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</u> ・代替格納容器冷却スプレイ系 ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット) 	中(低低	氏低	 を「低」とした。 c 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容量は低圧 ECCS より少ない。このため代 	a. 至シーケンスに共通であるため選定理由から 除外した。 b, c. 両着眼点について「高」と考えたシーケン スとして③を抽出。	
注水機能喪失	◎ ③中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	 ・低圧注水機能 	+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) ・格納容器圧力逃がし装置 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	中	高福	高高	替となる設備容量の観点で低圧 ECCS 失敗を含むシーケンスが 厳しいと考え、「高」とし、原子炉減圧失敗を含むシーケンスを 「低」とした。	d.頻度の観点では③が支配的となった。 以上より、③を重要事故シーケンスとして選定。	
	- ④中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗			中	高化	氐低	d.全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最 も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対し て 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。		
格納容器バイパ ス(ISLOCA)	◎ ①インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	_	 ・ISLOCA 発生箇所の隔離 ・高圧炉心注水系 ・手動減圧 ・低圧炉心注水系 		_ [-	-	- 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。	①を重要事故シーケンスとして選定。	



1-29



外部電源 喪失	直流電源	交流電源	圧力 バウンダリ 健全性	高圧炉心 冷却	事故シーケンス	事故 シーケンス グループ
					過渡事象へ	過渡事象へ
					全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用交流電源喪失)	(c)
			-		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用交流電源喪失)+RCIC失敗	(c)
					全交流動力電源喪失(外部電源喪失+非常用交流電源喪失)+SRV再閉失敗	(c)
					外部電源喪失+直流電源喪失	(c)

(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 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー(1/3)



(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

第1-2図 内部事象運転時レベル 1PRA 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	事故 シーケンス グループ
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						大破断LOCA+RHR失敗 中破断LOCA+RHR失敗 小破断LOCA+崩壞熱除去失敗	(d)
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						大破断LOCA+RHR失敗 中破断LOCA+RHR失敗 小破断LOCA+崩壞熱除去失敗	(d)
						大破断LOCA+HPCF失敗+低圧ECCS注水失敗 中破断LOCA+HPCF失敗+低圧ECCS注水失敗 小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	(f)
						中破断LOCA+HPCF注水失敗+原子炉減圧失敗 小破断LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	(f)
						大破断LOCA+原子炉停止失敗 中破断LOCA+原子炉停止失敗 小破断LOCA+原子炉停止失敗	(e)

インターフェイスシステムLOCA	事故シーケンス	事故 シーケンス グループ
	ISLOCA	(g)

(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)

第1-2図 内部事象運転時レベル1PRA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 (f) LOCA 時注水機能喪失

(h) 炉心損傷直結シーケンス E-LOCA : Excessive -LOCA

第1-3図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー



※1DG 全喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

(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) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失

第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー(1/2)



※1 全交流動力電源喪失が生じた時点で最終ヒートシンク喪失も発生することから、全交流動力電源喪失の事故シーケンスとして整理した。

(c) 全交流動力電源喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失

第1-4図 地震レベル 1PRA イベントツリー(2/2)

津波高さ	12m	6.5m	4.8m	4.2m	3.5m	発生する起因事象	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
以下→		起因となる事象発生なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし				
以上↓						Ū	過渡事象へ ^{※1}	過渡事象へ ^{※1}
						1+2 1+2+3	↓ 津波高さ 4.2m~6.5mへ	津波高さ 4.2m~6.5mへ
				()+2+3+4 ()+2+3+4+5	非常用交流電源喪失 +最終ヒートシンク喪失 +直流電源喪失	直流電源喪失		

※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。

① 過渡事象 ② 最終ヒートシンク喪失(LUHS) ③ 全交流動力電源喪失(SBO) ④ 直流電源喪失 ⑤ 外部電源喪失

第1-5図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー

津波高さ 4.2m~6.5m	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁 開放)※2	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁 再閉鎖)※2	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	事故シーケンス グループ
						炉心損傷なし	炉心損傷なし	
							*1	(d)
			l			炉心損傷なし	炉心損傷なし	
							*1	(d)
							最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗	(a)
							※ 1	(b)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							*1	(d)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							*1	(d)
							最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗	(a)
					※ 1	(b)		
							LOCA	(f)

※1 イベントツリー上はシーケンスを抽出できるが、津波によって注水機能を全て喪失して炉心損傷に至るため、当該シーケンスは発生しない。

※2 当該ヘディングはランダム故障を考慮して設定している。これは当該ヘディングが、逃がし安全弁の逃がし弁機能又は安全弁機能による、津波襲来後の 過渡的な状況下での原子炉圧力制御を考慮しているものであって、少なくとも安全弁機能には期待できることを考慮すると、津波による機能喪失は想定 されないためである。当該ヘディングの非信頼度への津波による影響は無いが、全ての事故シーケンスを抽出する観点から、ランダム故障による分岐確 率(内部事象 PRA での値と同じ)を設定して分析している。

(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 (f) LOCA 時注水機能喪失

第1-6図 津波レベル 1PRA イベントツリー



第 1-7 図 プラント全体の CDF



第1-8図 各 PRA の結果と事故シーケンスグループ毎の寄与割合

2 格納容器破損防止対策の有効性評価における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を第2-1図に示す。また、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1.5PRA 及び PRA 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 実施した。
- 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 1-2(b)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毎に格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態(PDS)を選定し、その中で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

解釈には、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に係る個別プラント評価による抽出に関して以下の通りに示されている。

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ー冷却材相互作用
・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

(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 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。

上記2-1(b)①に基づき、内部事象レベル 1.5PRA を実施し、格納容器破損 モードを評価した。外部事象について、地震レベル 1.5PRA は建屋、格納容器等 の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく、定量 評価結果の活用に際しては損傷箇所、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しないこととした。

また、PRA の適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により 発生する事故シーケンスの分析を行った。

実施した内部事象レベル 1.5PRA の詳細は「柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及 び 7 号炉 重大事故対策の有効性評価に係る確率論的リスク評価(PRA)の結果に ついて」に示す。

実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を以下に示す。

- 2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理
 - PRA に基づく整理

内部事象レベル 1.5PRA を実施し、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、以下の①~⑫に示す格納容器破損 モードの抽出を行った。

具体的には第2-2 図の通り炉心損傷前、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各プラント状態に分類し、それ ぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される 緩和手段等を考慮し、第2-3 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、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。内部事象レベル 1.5PRA から抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2-1 表に 示す。また、格納容器破損モード毎の格納容器破損頻度(以下、「CFF」と言 う。) への寄与割合を第2-4 図に示す。

①原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損

原子炉停止失敗時に、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事象と して分類する。

②過圧破損(炉心損傷前)

炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で格納 容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。

③インターフェイスシステム LOCA

インターフェイスシステム LOCA の発生により、格納容器をバイパス して冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。

④格納容器隔離失敗

炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗しており、格納容器の閉 じ込め機能を喪失している事象として分類する。

⑤水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)

高温の溶融物が下部プレナムの冷却水中に落下して水蒸気爆発が発生 し、その際の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルと なって格納容器に衝突し、格納容器破損に至る事象として分類する。

⑥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、溶融物が格納容器雰囲 気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等に よる急激な加熱・加圧の結果、格納容器内圧力が上昇し格納容器破損に至 る事象として分類する。

⑦水蒸気爆発(格納容器内での水蒸気爆発)

高温の溶融物が格納容器下部ドライウェルの冷却水中に落下し、水蒸 気爆発または水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。この ときに格納容器に付加される機械的エネルギーによって格納容器破損に 至る事象として分類する。

⑧格納容器直接接触

原子炉圧力容器破損後に格納容器下部ドライウェルへ落下した溶融物 が格納容器下部ドライウェルの床からその外側のドライウェルの床に広 がり、高温の溶融物がドライウェルの壁(バウンダリ)に接触してドライウ ェル壁の一部が溶融貫通し、格納容器破損に至る事象として分類する。 ⑨過圧破損(炉心損傷後)

炉心損傷後に溶融物の冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生す る水蒸気によって格納容器が過圧され、破損に至る事象、又は、デブリが 冷却されない場合に、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガ スの発生が継続し、格納容器内が過圧されて格納容器の破損に至る事象 として分類する。

⑩過温破損

原子炉圧力容器破損後、格納容器内で溶融物への注水がない場合に、溶 融物からの輻射及び対流によって格納容器雰囲気が加熱され、格納容器 貫通部等が熱的に損傷し、格納容器の破損に至る事象として分類する。

(1)コア・コンクリート反応継続

原子炉圧力容器の破損後、格納容器内に放出された溶融物が冷却でき ない場合に、下部ドライウェル側壁のコンクリートが浸食され、原子炉圧 力容器支持機能が喪失する事象又は格納容器のベースマットが溶融貫通 し、格納容器破損に至る事象として分類する。

12水素燃焼

格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウ ム-水反応等によって発生した水素と反応して激しい燃焼が生じ、原子炉 格納容器破損に至る事象として分類する。

(2) PRA に代わる検討に基づく整理

地震、津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについ て、内部事象運転時レベル 1.5PRA の知見等を活用して検討した結果、地 震、津波及びその他の外部事象等についても、炉心損傷後の格納容器内の事 象進展は内部事象と同等であると考えられることから、格納容器破損モー ドは内部事象と同等であり、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判断した。(別紙 1)

2.1.2 レベル 1.5PRA 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、2.1.1 項に示すレベル 1.5PRA から抽出された格納容器破損モードと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

確認の結果、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以下(1) ~(5)の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 追加することの要否について検討を実施した。

なお、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)は、格納容器下部ドライウェルの床面とその外側のドライウェルの床面 とが同一レベルに構成されている BWR MARK-I 型の格納容器に特有の破損モ ードであり、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉の RCCV 型格納容器では、デブリ が原子炉格納容器バウンダリに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)

また、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換 し、酸素濃度を低く管理しているため、水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が 十分小さい。このため、本破損モードはレベル 1.5PRA の定量化において想定 する格納容器破損モードからは除外した。一方、格納容器内の窒素置換が水素燃 焼の発生防止対策であることを踏まえ、窒素置換対策の有効性として炉心の著 しい損傷が起こるような重大事故時においても格納容器内雰囲気が水素の可燃 限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して 4%以下又は酸素濃度 5%以下)に維 持できることを確認する必要があると考える。よって、水素燃焼については、有 効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙 6)

(1) 原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈 の要求事項に「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。」 と記載されており、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。なお、当該破損モードの CFF(5.1×10⁻¹² /炉年)の全CFFに対する寄与割合は0.1%未満である。

従って、当該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 破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

(2) 過圧破損(炉心損傷前)

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈 の要求事項に「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。」 と記載されており、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。なお、当該破損モードの CFF(8.7×10⁻⁶/炉年)の全CFFに対する寄与割合は約99.9%である。

従って、当該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 破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

(3) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステム LOCA

これらの破損モードは、事象の発生と同時に格納容器の隔離機能を喪失 している事象であり、解釈の要求事項における「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。」に該当する事故シーケンスグループである。

このため、講じるべき対策は炉心損傷防止であり、これらの破損モードを 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評価事故シ ーケンスに追加する必要はないと判断した。

以下に、格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステム LOCA で想定 した事象及び評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した理由を 示す。

(3)-1 格納容器隔離失敗

本破損モードは炉心が損傷した時点で格納容器の隔離に失敗している事 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、炉心損傷時点で格納容器が隔離機能を喪失している事象を示し ている。隔離機能喪失の原因として、ランダム要因による貫通部の機器の破 損や人的過誤を考慮している。

現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視している他、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離 失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。(別紙7)

今回実施したレベル 1.5PRA では、国内 BWR プラントの格納容器隔離 失敗の実績が無いことから、NUREG/CR-4220 で評価された隔離失敗確率 を固定分岐確率として設定し当該破損モードの CFF(5.5×10⁻¹¹ /炉年、全 CFF に対する寄与割合 0.1%未満)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 CFF はさらに小さくなると推定される。(別紙 7)

以上、本事象は発生と同時に格納容器が隔離機能を喪失している事象で あり、格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて 抑制し、格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。通常の運転管理 において格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、本事象 の分岐に至る前の事故シーケンスによる炉心損傷を防止することが重要な 事象と考えることから、格納容器隔離失敗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評価事故シーケンスに追加する必要はな いと判断した。

また、格納容器隔離失敗については地震レベル 1PRA においても抽出さ れており、地震レベル 1PRA では、地震によって格納容器を貫通する高圧 及び低圧設計の配管が格納容器外で破断する事象を想定している。

破断箇所や破断の程度の組み合わせを特定することは困難であるため、 定量的に分析することは難しいが、破断箇所及び喪失した機能に応じて炉 心損傷防止を試みる対応が発生するものと考える。

炉心損傷の後に格納容器の破損に至る事象ではなく、地震により格納容器の隔離機能が先行して喪失する事象であるため、その対応は炉心損傷防止が重要となる。この観点から、地震レベル 1PRA で抽出された格納容器隔離失敗についても、評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

(3)-2 インターフェイスシステム LOCA

本破損モードは、発生と同時に格納容器の隔離機能は喪失しているもの の、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の 防止又は炉心損傷までに格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。 炉心損傷防止の観点では内部事象運転時レベル 1PRA の結果から重要事故 シーケンスとして抽出し、有効性評価の対象としている。

格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場 合、その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて、評価対象とした 評価事故シーケンスに包絡されるものと考える。

従って、当該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 破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。 なお、当該破損モードの CFF(9.5×10⁻¹¹ /炉年)の全 CFF に対する寄与割合 は 0.1%未満である。

(4) 水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)

本破損モードについては各種研究により得られた知見から格納容器破損 に至る可能性は極めて低いと評価されており、国内においてもリスクの観点 からは大きな影響がないものと認識されている。(別紙8)

従って、当該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 破損モードとして評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

以上から、PRA の知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価に おいて、追加すべき新たな格納容器破損モードは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

設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モード毎に評価事故シーケンスを選定している。

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に示されている、当該破損 モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷

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で 厳しいシーケンスを選定する。また、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」を包絡するものとする。

- (2) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持 され、減圧の観点で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

PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の観点で厳しいシーケンスを選定する。

(4) 水素燃焼

水素燃焼の観点で厳しいシーケンスを選定する。柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理し ているため、水素が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから、本破損モ ードはレベル 1.5PRA の定量化において想定する格納容器破損モードから 除外しているが、評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の格納容器内の 酸素濃度上昇の観点で厳し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

PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の観点から厳しいシーケンスを選定する。

上記に基づき、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では、先ず格納容器破損モード毎に格納容器破損 の際の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、その後、 選定した PDS を含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケ ンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスによ り、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものと考える。 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 1.5PRA では、レベル 1PRA 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 事故シーケンスを定量化している。その際、格納容器内の事故進展の特徴を把握 するために「格納容器破損時期」、「原子炉圧力容器圧力」、「炉心損傷時期」及び 「電源確保」の4つの属性に着目してレベル 1PRA から抽出された事故シーケ ンスグループを分類し、PDS として定義している。PDS の分類結果を第 2-2 表 に示す。

ここで、AE、S1E、S2EはLOCAとして1つのプラント損傷状態とした。これは事故進展解析の結果、冷却材の流出口の大きさが炉心損傷後の事象の進展 速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。

この PDS の定義に従い、格納容器破損モード毎に格納容器破損頻度、当該破 損モードに至る可能性のある全ての PDS 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 を検討し、評 価対象とする PDS を選定した。選定結果を第2-3 表に示す。

なお、第 2-2 表において、格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されている TW、TC、ISLOCA については、格納容器先行破損の事故シーケンスであるこ とから、解釈の要求事項を踏まえ、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)」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。したがって、 これらの PDS は、第 2-3 表に示す評価対象とする PDS の選定では考慮してい ない。

2.2.2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果

2.2.1 項で格納容器破損モード毎に選定した 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を検討し、評価事故シーケンスを選定した。選定結果を第 2-4 表に示す。

なお、重大事故対処設備により、「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のシー ケンスを除いた評価事故シーケンスに至るシナリオは全て防止できるため、有 効性評価においては重大事故対処設備に期待せず、「雰囲気圧力・温度による静 的負荷」のシーケンスを除いた評価事故シーケンス炉心損傷に至る状況を仮定 している。

また、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整理を実施し、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 を確認した。(別紙4)

2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対す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 事故シーケンスグループのうち、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。

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 事故シーケンス及び該当する PDS は以下の通り。以下の事故シーケンスは、「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」事故シーケンスであ る。(1.2 項参照)

・大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗

2.2.1 項の PDS 選定では、上記の PDS を含めて格納容器破損モード毎に厳し い PDS を選定している。従って、炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等につ いても、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。

2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策

1.1.2.2 項において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シ ーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンス グループについては、炉心損傷後の格納容器の閉じ込め機能に期待することが 困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事 故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により格納容器破損の防止が可 能な場合も考えられる。

格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、可搬型設備(消防車、電源車等)による対応や放射性物質の拡散を防止する対策(放水 設備、シルトフェンス等)により敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事 故の影響緩和を図る。

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

PRA から抽出された 格納容器破損モード	CFF (/炉年)	全 CFF に占 める割合(%)	解釈 2-1(a)で 想定する破損モード	備考
原子炉未臨界確保失敗時 の過圧破損	5.1×10^{-12}	< 0.1	- 宇田与正力・泪 由 に ト	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「原子炉未臨界確保失敗」
過圧破損(炉心損傷前)	8.7×10^{-6}	99.9	る静的負荷(格納容器	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(炉心損傷後)	3.9×10^{-10}	< 0.1	道圧・道温破損)	_
過温破損	8.4×10^{-9}	0.1		_
格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10^{-12}	< 0.1	高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱	_
水蒸気爆発(原子炉圧力 容器内での水蒸気爆発)		_	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器破 損に至る可能性は極めて低いと評価。(別紙8)
水蒸気爆発(格納容器内 での水蒸気爆発)	3.8×10^{-13}	< 0.1	原子炉圧力容器外で の溶融燃料 – 冷却材 相互作用	_
コア・コンクリート反応 継続	1.2×10^{-11}	< 0.1	溶融炉心・コンクリー ト相互作用	_
インターフェイスシステ ム LOCA	9.5×10 ⁻¹¹	< 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(インターフェイスシステム LOCA)」
格納容器隔離失敗	5.5×10^{-11}	< 0.1	なし	通常の運転管理において格納容器の状態を確認する運用としていること、本破損モードの CFF 及び全 CFF に対する寄与割合が極めて小さいこと、格納容器隔離失敗を考慮すべき PDS の多くについて炉心損傷防止対策の有効性を確認しており、格納容器外への放射性物 質の大規模な放出防止が可能と考えられることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評 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。
水素燃焼	_	_	水素燃焼	柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換しており、 酸素濃度を低く管理しているため、水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分小さいと 評価し、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価において は窒素置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。
格納容器直接接触(シェ ルアタック)	_	_	格納容器直接接触(シ ェルアタック)	RCCV型の格納容器である柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉では構造的に発生する 可能性は無い格納容器破損モードであることから、有効性評価における評価対象から除外 した。
合計	8.7×10^{-6}	100		

注:灰色の箇所は、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。

PDS	PCV 破損時期	RPV 圧力	炉心損傷時期	プラント 損傷時点での 電源有無	
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	AC/DC 電源有	
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	AC/DC 電源有	
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	DC 電源有 AC 電源無	
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源有 AC 電源無	
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	DC 電源有 AC 電源無	
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源無	
LOCA • AE(大 LOCA) • S1E(中 LOCA) • S2E(小 LOCA)	炉心損傷後	低圧*	早期	AC/DC 電源有	
TW	炉心損傷前	_	後期	_	
тс	炉心損傷前	_	早期	_	
格納容器バイパ ス(ISLOCA)	炉心損傷前	-	早期	-	

第 2-2 表 プラント損傷状態(PDS)の定義

※ S1E や S2E では、高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが、LOCA は速やかな 冷却材流出の影響を確認する PDS として、大 LOCA をその代表として扱うこととし、 高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。

注:網掛けは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、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」する。このため、 格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定

棺	解釈で想定する 各納容器破損モード	破損モード別 CFF(/炉年)	該当する PDS	PDS 別 CFF(/炉年)	破損モードの CFF に占める 割合(%)	最も厳しい PDS の考え方				
			TQUV	2.5×10^{-13}	0.1					
			TQUX	1.8×10^{-10}	46.3					
	雰囲気圧力・温度に		LOCA	3.0×10^{-18}	< 0.1	【事象進展(過圧・過温)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】				
	よる静的負荷(格納	3.9×10^{-10}	長期 TB	1.1×10 ⁻¹⁰	29.0	・TQUX、TQUV、TBの各シナリオと比較し、LOCAは一次冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展が				
	容器過圧破損)		TBU	8.0×10 ⁻¹¹	20.5	・過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから、全交流動力電源喪失の寄与が高い。				
			TBP	1.6×10^{-11}	4.2	・ 過圧破損については対策として格納谷器の除熱が必要となる。 ・ 過渡破損については LOCA の実長が良い				
1			TBD		—	・過温破損については対策として格納容器(損傷炉心)への注水が必要となる。				
-			TQUV	9.5×10 ⁻¹⁰	11.4	・LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事				
	承回付けも 沢南 に		TQUX	2.2×10-9	26.7	るための対応時間が厳しいシナリオとなる。これにより、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				
	芬囲気圧力・温度に トス 数的 存 帯(按 她	0.4.410-0		4.5×10^{-9}	53.5	ても必要な監視機能は維持可能である。				
	よる前的貝何(恰納	8.4×10 ⁻⁹		2.7×10^{-10}	3.2	」 以上より、LOCA に SBO を加え、過圧及び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。				
	谷岙道温陂頂		TBU	2.9×10 ⁻¹⁰	3.5					
				0.7×10 ¹¹	0.7					
			TOIN	8.0×10 11	1.0					
				3 5×10·14	29					
	高圧溶融物放出/格		LOCA	5.5×10		【事象進展緩和(減圧)の余裕時間の厳しさ】 ・ 長期 TP は東兔知期において PCIC による冷却が方効か PDS であり、減圧までの時間令欲の知らでけ TOUX TPD				
2	納容器雰囲気直接	1.2×10^{-12}	長期 TB	1 1×10 ⁻¹²	96.4	・高圧状態で炉心損傷に至る点ではTQUX、TBD、TBUにPDS 選定上の有意な違いは無い。				
-	加熱(DCH)	1.2.10	TBU	4.7×10^{-15}	0.4					
			TBP		_	以上より、最も厳しい PDS から、TQUX を代表として選定した。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は				
			TBD	3.3×10^{-15}	0.3					
			TQUV	1.1×10^{-16}	< 0.1	【事象(FCIにおける発生エネルギーの大きさ)の厳しさ】				
			TQUX	1.3×10 ⁻¹³	35.2	 ・溶融炉心落下時の発生エネルギーは、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 状態が維持される TQUX 及び TBU、長期 TB は選定対象から除外した。 				
3	原子炉圧力容器外		LOCA	2.1×10^{-13}	56.3	・LOCA は、炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シーケンス(TQUV、T 小さくなると考えられる。また、LOCA では破断口から高温の冷却材が流出し、格納容器下部ドライウェルに滞留する				
	の溶融燃料-冷却材 相互作用(炉外 FCI)	3.8×10^{-13}	長期 TB	9.7×10^{-15}	2.5	象であることから、LOCAを選定対象から除外した。 ・TBP について、事象初期の RCIC による一時的な注水を考慮すると、TQUV に比べて水位低下が遅く、事象進展が遅				
			TBU	1.9×10^{-14}	4.9	 ・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。 				
			TBP	4.0×10 ⁻¹⁵	1.1	以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。				
			TBD		_	※LOCA 事象は一次冷却材の流出を伴い、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				
			TQUV	1.6×10^{-14}	0.1					
			TQUX	8.1×10 ⁻¹²	69.9	 【事象(MCCLに寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ)の厳しさ】				
			LOCA	2 2×10 ⁻²⁰	< 0.1	・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				
4	溶融炉心・コンクリ ート相互作用	1.2×10 ⁻¹¹	長期 TB	1.5×10^{-12}	12.7	る TQUX 及び TBU、長期 TB を選定対象から除外した。 ・LOCA は格納容器下部ドライウェルへの冷却材の流入の可能性があり、MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられ				
	(MCCI)		TBU	1.7×10 ⁻¹²	14.4	 ・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。 				
			TBP	3.2×10 ⁻¹³	2.8	以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。				
			TBD							
			TDD							
5	水素燃焼	_				 【有効性評価に関する審査刀イトの選定基準等との整合】 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に力発電所(KK)6 号炉及び 7 号炉で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において評価することが適切と考えられる炉心損傷シーケンスを PDS として選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 KK6 号炉及び 7 号炉では、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。また、炉心損傷に伴い、水燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【KK6 号炉及び 7 号炉において評価する事故シーケンス】 KK6 号炉及び 7 号炉において評価する事故シーケンス】 KK6 号炉及び 7 号炉において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるがえられる事故シーケンスとしては、大 LOCA と ECCS 注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスが抽出されている。 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・)しさの観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として 				

	選定した PDS
展が早い。 る事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じ 可能なシナリオとなる。なお、いずれの PDS を選定し	LOCA +SBO
BD、TBU の方が厳しい。 能は維持可能である。	TQUX
レギーが大きいほど大きくなる。この観点から、高圧の 7、TBP)より小さくなり [※] 、デブリの内部エネルギーが する。FCI は低温の水に落下する場合の方が厳しい事 が遅い。	TQUV
-ケンスが厳しい。この観点で、高圧の状態が維持され えられるため、選定対象から除外した。	TQUV
ンスを選定する。」と記載されているが、柏崎刈羽原子 ンスは抽出されない。このため、KK6 号炉及び 7 号炉 、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素 のるが、格納容器においてその事象進展を緩和できる考 る。このため、PDS としては LOCA(大 LOCA+ECCS E・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳 として選定する。	LOCA +SBO

格納容器破損 モード	評価対象とし た PDS		該当する事故シーケンス*1	格納容器破損 防止対策	評価事故シーケンス選定の考え方				
		\odot	①大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		【事象進展(過圧)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】				
雰囲気圧力・温		_	②中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗	・低圧代替注水系(常設)に	・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は原子炉水位の低下が 左記の通り、 適圧・ 適温				
度による静的	LOCA+SBO	_	③中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗	よる原子炉注水	早いため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。				
負荷(格納谷器 過回破場)		_	④小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗	・代替格納容器冷却スプレ	・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は水位回復に必要な流 量が多いため、必要な設備容量の細点で厳しい				
迴/二和又1頁/		_	⑤小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗	1 示による俗酌谷品の圧 力制御	単いってにい、シタな取価行重の転示で取して。 以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。 る。また、各評価事故:				
		\odot	①大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗	・格納容器圧力逃がし装置	【事象進展(過温)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】 ~の注水(増復短む冷却)				
雰囲気圧力・温		_	②中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗	による除熱	・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は原子炉水位の低下がの点で同じとなることか				
度による静的	LOCA+SBO	_	③中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗	 代替循環冷却(低圧代替注 水系及び化粧原子に補料) 	早いため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 ら、有効性評価では過圧・				
負何(格納谷奋 過温破損)		_	④小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗	小宗及び代音原丁炉福機 冷却系を用いた除熱)	・中小 LOCA と比較し、人 LOCA は小位回復に必要な加 量が多いため、必要な設備容量の観点で厳しい。				
通证取頂/		_	⑤小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。 スで評価している。				
		\odot	① <mark>過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後</mark> の原子炉減圧失敗+DCH 発生		【余裕時間の厳しさ】 ・過渡東免(今給水雨生東免)け回乙烷水位低(I 9)が東色港屋のおちしわてため、				
高圧溶融物放 出/格納容器雰		—	②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		 ・ 適吸事象(全結水喪失事象)は原于炉水位低出3か事象連展の起息となるため、通常 水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。 				
	ΤΟΠΧ	—	③通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生	 原子炉圧力容器破損まで に手動操作により原子炉 	このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 【事象(DCH 発生時の炉圧)の厳しさ】				
围気直接加熱	iqui	—	④通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生	を減圧	 ・原子炉圧力容器破損時には原子炉圧力が高圧で維持されている場合の方が、DG 発生の可能性及び発生時の影響の観点で厳しいと考えられるこのため、SRV 再 失敗を含まないシーケンスの方が厳しい。 				
(DCH)		—	⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生						
		—	⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。				
		\bigcirc	①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生	 なし。(原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互) 	【余裕時間の厳しさ】 ・過渡事象(全給水喪失事象)は原子炬水位低(L3)が事象進展の起点とたろため 通常				
原子炉圧力容 器外の溶融燃		—	②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生	作用が発生しても格納容	水位から原子炉停止に至る手動停止、ポポート系喪失と比較して事象進展が早い。				
	TOIN	—	③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生	器圧力バウンタリの機能 喪失には至らない。なお、	このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 【事象(FCI発生時)の厳しさ】				
料-冷却材相互 作田(FCI)	TQUV	_	④通常停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生	本事象では、発生時の厳しさの細占から格納容器	・いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧の状態で原子炉容器破損に至ることから、 定性的にも各シーケンスで FCI が発生した際の事象の厳しさを比較することけ困				
		_	⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生	下部ドライウェルへの水	難である。				
		—	⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生	振りを考慮して有効性許 価を実施している。)	価事故シーケンスとして選定。				
		\odot	①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		【人物性問の笑)を】				
		_	②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗		【余裕時間の厳しさ】 ・過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通				
			+損傷炉心冷却矢敗+(下部 D/W 汪水成功)+アフリ冷却矢敗	・溶融炉心落下までに格納	水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。				
溶融炉心・コン	TOIN	—	③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗	容器下部ドライウェルへの水準り及び蒸下後の崩	このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。 【事象(MCCI発生時)の厳しさ】				
作用(MCCI)	TQUV	_		壊熱除去に必要な流量で	・いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧の状態で原子炉容器破損に至ることから、				
				の注水	定性的にも各シーケンスで MCCI か発生した院の事家の厳しさを比較することは 困難である。				
		_	⑤ 步 尔 一 下 茶 喪 矢 + 尚 庄 汪 水 矢 敗 + 低 庄 汪 水 矢 敗 + 損傷 炉 心 帘 却 矢 敗 + (下 部 D/W 汪 水 成 切) + テ ノ リ 帘 却 矢 敗		以上より、発生頻度の観点で大きいと考えられる SRV 再閉失敗を含まない、①を評				
		_	⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		価事政シーケンスとして選定。				
水素燃焼	LOCA+SBO			 ・窒素置換による格納容器 雰囲気の不活性化 	 【事象(酸素濃度上昇)の厳しさ】 ジルコニウム・水反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から、炉心損傷後に 交流電源を復旧して原子炉注水を実施し、その後の事象進展に対応するシナリオ を評価するものとする。 格納容器ベントを実施する場合、格納容器内の水素及び酸素が大気中に放出され、 格納容器内の水素及び酸素濃度が大きく低下することから、格納容器ベントを実 施しないシナリオを評価するものとする。 重大事故等対処設備によって炉心損傷を防止できる PDS についても、事象発生後 の格納容器内の気体の流れ等、酸素濃度の上昇の観点で LOCA+SBO と大きく異 				

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また、各シーケンスの赤字で示した部分が炉心損傷まで、青字で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す。

なる PDS については、有効性評価において適宜その感度を確認するものとする。



第2-1図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス

2 - 16



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

	the sub-the		原子炉圧力容 破損前	器	原子炉周破損	E力容器 直後			
フフント 損傷状態	格納谷 器隔離	原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水	原子炉 圧力容器 破損	FCI	DCH	格納容器破損モード		
				無			後続事象(原子炉圧力容器健全)へ		
		r 5) T41	成功	去	無		後続事象(原子炉圧力容器破損)へ		
	成功	成-5月	-	月	有		(c)		
	112,00		失敗		無		後続事象(原子炉圧力容器破損)へ		
					有		(c)		
					無	無	後続事象(原子炉圧力容器破損)へ		
		失敗				有	(b)		
					有		(c) 格納容器隔離失敗		
	失敗								
			事故後	期					
後 (原子炉日	続事象 王力容器	健全)	格納容	器注水	長期	冷却	格納容器破損モード		
					成功		原子炉圧力容器内で事故収束		
)	成切		失敗		(a)		
			d al.		成功		原子炉圧力容器内で事故収束		
		2	天 敗		失敗		(a)		

(a) 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) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過加熱(DCH)

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)

第2-3図 内部事象運転時レベル 1.5PRA イベントツリー(1/2)*

※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを 踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。



(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料 – 冷却材相互作用(FCI)

(f) 溶融炉心・コンクリート相互作用

第2-3図 内部事象運転時レベル 1.5PRA イベントツリー(2/2)*

※ 本イベントツリーでは炉心損傷後の物理現象の不確かさを 踏まえて分岐及び格納容器破損モードを表示している。



第2-4図 内部事象運転時レベル 1.5PRA の定量化結果

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破損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、以下の通り記載されている。

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。

上記4-1(b)を踏まえて、柏崎刈羽6号炉及び7号炉を対象とした内部事 象停止時レベル 1PRA 評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行っ た。

なお、事故シーケンスグループの選定は、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と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた 設備のみ期待できる条件*で評価した停止時PRAの結果を用いた。

*従来から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条件

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 定期検査期間中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベ ル 1PRA においては、定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水 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、成功基準に関する類似性によって、評価 対象期間を幾つかのプラント状態(以下 POS という)に分類し評価を行う。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 PRA 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 ダイヤグラム、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み合わせ等を第 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。

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず 想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故 シーケンスグループであるかを確認すると共に、炉心損傷状態を分類した。事 故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第 3-1 表に示す。事故シーケンス グループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第 3-4 図に示す。

<選定した起因事象>

- a. 崩壊熱除去機能喪失(RHR 機能喪失[フロントライン]、代替除熱機能喪失[フ ロントライン]、補機冷却系機能喪失) 運転中の除熱・代替除熱設備が弁やポンプの故障により機能喪失する事象。
- b. 外部電源喪失
 送電系統のトラブル等により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注水又は崩壊熱除去機能
- c. 一次冷却材バウンダリ機能喪失(RIP・CRD・LPRM 点検時及び CUW ブロー時における作業・操作誤りによる冷却材流出) 配管破断や運転員の弁の誤操作、点検時の人的過誤など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ため、弁の誤操作などによる原子炉冷却材流出を対象とする。
- 3.2 重要事故シーケンスの選定について

が喪失する可能性がある。

設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料破損防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、3.1で抽出した3つの運転停止中事故 シーケンスグループに、必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループで ある「反応度の誤投入」*を追加した4つのグループについて重要事故シーケンスの選定を実施した。

*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、複数の人的過誤 や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はない。また万一、反応度 事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損 又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから停止時PRAの起因事象 から除外した(報告書 添付資料 3.1.2.b-1)。

3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方

重要事故シーケンスの選定にあたっては、以下に示す審査ガイドに記載の 着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す(第 3-2 表)。

【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

プラントの状態や起因事象等によって炉心損傷までの余裕時間(第 3-2,3-3 表)は異なるものの、いずれも緩和措置の実施までに掛かる時間に比べて 十分時間がある。

反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失 しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。

b. 設備容量

プラントの状態や起因事象等によって必要となる注水量は異なるものの、 いずれも緩和措置の設備容量に比べて十分ある(第 3-2,3-3 表)。

反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。

c. 代表シーケンス

第 3-1 表の主要シーケンス毎の燃料損傷頻度を比較し、事故シーケンス グループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、支配的ではないが 1%以 上のものを「中」、1%に満たないものを「低」と3つに分類した。

3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

(1) 崩壊熱除去機能喪失

重要事故シーケンス:崩壊熱除去機能喪失(RHR 機能喪失[フロントライン]) +崩壊熱除去・注水系失敗

選定理由:代表性の観点から、RHR 機能喪失[フロントライン]を起因事象

とする事故シーケンスを選定した。

有効性評価では外部電源喪失との重畳を考慮しており、外部電源 喪失時に原子炉補機冷却系(海水ポンプを含む)が故障した場合に ついては事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため、「補 機冷却系機能喪失」及び「外部電源喪失」を起因事象とする事故 シーケンスの対策の有効性については全交流動力電源喪失の事 故シーケンスにて確認する。

- 燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)
 - ・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]
- (2)全交流動力電源喪失
 - 重要事故シーケンス:外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系 失敗
 - 選定理由:代表性の観点から外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機 が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスを選定 する。

「外部電源喪失+直流電源喪失」は炉心損傷頻度が低く、常設代 替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備、常設代替直流電源設 備による電源供給、隣接プラントからの電源供給、可搬型代替注 水ポンプ(消防車)による注水等により炉心損傷が防止できるこ とから選定しない。

燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ·常設代替交流電源設備
- ·低圧代替注水系(常設)
- ·代替原子炉補機冷却系
- (3)原子炉冷却材の流出:原子炉冷却材流出(RHR 切り替え時のミニフロー弁 操作誤り)+崩壊熱除去・注水系失敗
 - 選定理由:「RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は、発生しても燃料の露出に至らないために PRA で起因事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し、改めて重大事故シーケンスの選定対象として追加した。

「RIP 点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象 は、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 漏洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、また 「RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は流出流量が 87m³/h と他の漏洩事象より大きいことから、事故シーケンスを 重大事故シーケンスとして選定した。

燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]

(4)反応度の誤投入

重要事故シーケンス:反応度の誤投入

選定理由: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、臨界近接を認知出来ずに臨界に至る 事象を想定する。

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)

主要シーケンス		対応する主要な燃 (下線部は有効性評価で用いる	全 () 全 () 全 () 定 期検査) に	全炉心損傷頻度	事物シーケンフガループ	事故シーケンスグ	燃料損傷頻度	全炉心損傷頻	供表	
		炉心損傷防止に必要な機能	炉心損傷防止に必要な機能 対策設備		合(%)	争取シークシスクルーク	寄与割合(%)	(/定期検査)	春与割合(%)	1111-75
		崩壞熟除去機能*2 —*2								
1	崩壊熟除去機能喪失(RHR機能喪失[フロントライ ン]) + 崩壊熟除去・注水系失敗	原子炉への注水機能	<u>: 待樓中のECCS</u> (<u>残留熟除去系[低圧注水モード]</u>)** •低圧代替注水系(常設) •MUWP、SPCU、FP、消防車*4	1.1E-10	1%		1%			
	崩壊熱除去機能喪失(代替除熱機能喪失「フロントラ	崩壞熱除去機能*2	*2	1 05 10	(0.4%)		(0.14)		0.8%	
	イン])+崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策	1.6E-12	<0.1%	崩壞熱除去機能喪失	<0.1%	1.0E-08		
	崩壞熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失)+崩壞	崩壞熱除去機能*2	·代替原子炉補機冷却系	1.05.00	070		0.0%		000	
	熱除去·注水系失敗	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策	1.0E=08	97%		90%			
		原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	 常設代替交流電源設備 							
	外部電源喪失+崩壞熱除去·注水系失敗	崩壞熱除去機能*2 ·代替原子炉補機冷却系		6.5E-11	1%		1%			
		原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策							全炉心損傷頻 度の100%を燃 料損傷防止対 策にてカバー
		原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	 ・隣接ブラントからの低圧< 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備 	1.8E-11	<0.5%	全交流動力電源喪失		1.4E-10	1%	
	外部電源喪失+直流電源喪失	原子炉への注水設備に必要な 直流電源の復旧(D/G起動等の為)	 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 				13%			
		崩壞熱除去機能*2	 代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) 							
2		原子炉への注水機能	 ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・FP、消防車^{*4} 							
		原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	 常設代替交流電源設備 							
	外部雲順東牛+	崩壞熱除去機能*2	 代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) 	1 2E-10	1%		87%			
		原子炉への注水機能	 ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車^{*4} 	122 10	1.70		0170			0.5%
	原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) +崩壊熱除去・注水系失敗			4.6E-15	<0.1%		<0.1%			
0	原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り) +崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能	 ・待機中のECCS (残留熱除去系[低圧注水モード]) 	2.9E-14	<0.1%	医乙烷及甘油	<0.1%	4.7E-11	(0.5×	
3	原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り)+崩壊熱 除去・注水系失敗	(事象の認知を含めたもの)	 ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP、SPCU、FP、消防車^{*4} 	8.8E-12	<0.1%	原ナ炉管却材の喪失	19%		<0.5%	
	原子炉冷却材流出(CUWブロー時の操作誤り)+崩 壊熱除去・注水系失敗			3.8E-11	<0.5%		81%			
	合計	-	_	1.1E-08	100%	_	-	1.1E-08	100%	-

第3-1表 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度(K6)*1

 41 寄与割合は小数点以下を凹格正入

 42 停止時において崩壊熱除去接触が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる
 (原子炉建屋(原子炉環放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)

 43 PRAL,残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象違風や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加

 44 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

	主要シーケンス	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		示す) 燃料損傷頻度(/定期検査) に次	全炉心損傷頻度 に対する寄与割	馬頻度 予与割 事故シーケンスグループ	事故シーケンスグ ループに対する	が 燃料損傷頻度 (/定期検索)	全炉心損傷頻 度に対する	備考
		炉心損傷防止に必要な機能	対策設備		合(%)		寄与割合(%)	(/ 定期模查)	寄与割合(%)	
		崩壞熱除去機能*2	*2							
	崩壊熱除去機能喪失(RHR機能喪失[フロントライ ン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能	· 结礎中のECCS (残留教除去系[低圧注水モード])*3 • 低圧代替注水系(常設) • MUWP, SPCU, FP、消防車*4	1.1E-10	1%		1%			
	崩壊熱除去機能喪失(代替除熱機能喪失[フロントラ	崩壞熱除去機能*2	*2	1 07 10	(0.1%		(0.10)		98%	
1	イン])+崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策	1.6E-12	<0.1%	崩壞熱除去機能喪失	<0.1%	1.1E-08		
	崩壞熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失)+崩壞	崩壞熱除去機能*2	·代替原子炉補機冷却系	1.15.00	07%		0.0%			
	熱除去·注水系失敗	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策	1.12-08	9176		90%			
		原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	 常設代替交流電源設備 							
	外部電源喪失+崩壞熱除去·注水系失敗	崩壞熱除去機能*2	·代替原子炉補機冷却系	6.7E-11	1%		1%			全炉心損傷頻 度の100%を燃 料損傷防止対 策にてカバー
		原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策							
		原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	 隣接ブラントからの低圧< 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備 	1.8E-11	<0.5%	全交流動力電源喪失			1%	
	4部電源喪失+直流電源喪失	原子炉への注水設備に必要な 直流電源の復旧(D/G起動等の為)	 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 				13%			
		崩壞熱除去機能*2	 代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) 							
2		原子炉への注水機能	 ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・FP、消防車^{*4} 					1.4E-10		
		原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	· 常設代替交流電源設備							
	从如今酒前上上去法学酒前上	崩壞熱除去機能*2	 ·代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) 	1.25-10	19/		97%			
	7下pp电源安天主义机电源安天	原子炉への注水機能	 ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車^{*4} 	1.21-10	1.0		01/0			5%
	原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) +崩壊熱除去・注水系失敗			4.3E-15	<0.1%		<0.1%			
	原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り) +崩壊熱除去・注水系失敗	原子炬への注水機能	 ・待機中のECCS (残留熟除去系[低圧注水モード]) ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP, SPCU, FP, 消防車*4 	2.7E-14	<0.1%	── 原子炉冷却材の喪失	<0.1%	4.6E-11	<0.5%	
3	原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り)+崩壊熱 除去・注水系失敗	(事象の認知を含めたもの)		8.3E-12	<0.1%		18%			
	原子炉冷却材流出(CUWブロー時の操作誤り)+崩 壊熱除去・注水系失敗			3.8E-11	<0.5%		82%			
	合計		_	1.1E-08	100%	-	-	1.1E-08	100%	-

第3-1表 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度(K7)

*1 寄与割合は小数点以下を四捨五入

*2 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる

(原子炉建屋(原子炉開放時) や格納容器(原子炉未開放時) へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保の為に残留熟除去系等を復旧する)

*3 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加

*4 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

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(1/2)

事故 シーケンス	×ス 主要事故シーケンス ^{*1}			対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a. 余裕時間、b. 設備容量、 c. 代表シーケンス)			
				炉心損傷防止に必要な機能	対策設備	a.	b.	с.	
崩壞熱除去機能喪失	© *2	崩壊熟除去機能喪失+ 崩壊熟除去・注水系失敗	①崩壞熱除去機能喪失(RHR機能喪失[フロントライ ン]) + 崩壞熱除去・注水系失敗	崩壞熱除去機能*3	*3	低	低	中	а
				原子炉への注水機能	 <u>待機中のECCS</u> (残留熱除去系[低圧注水系])^{*4} ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP、SPCU、FP、消防車^{*5} 				異常の認知や待機中のECCS・低 間(最大2時間)に比べて十分
			 ②崩壊熱除去機能喪失(代替除熱機能喪失[フロント ライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗 	崩壞熱除去機能*3	*3	低	低	低	 b 待機中のECCS・低圧代替注水系 954m3/h、MUWC(原子炉側注水) においても51m3/h) 「低」と
				原子炉への注水機能	 上記の破線内の注水対策 				
			③崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失)+ 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壞熱除去機能 ^{*3}	 ・代替原子炉補機冷却系 	· 低	低	高	c 事故シーケンスグループに対す とし、寄与割合が1%である①
				原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策				
	_ *2	外部電源喪失+ 崩壞熱除去・注水系失敗	④外部電源喪失+ 崩壞熱除去・注水系失敗	原子炉への注水に必要な 交流電源の復旧	 常設代替交流電源設備 	低	低	÷	 ②の代替除熱機能喪失[フロントラ 想定しているRIRよりも崩壊熱が減 容量」が①の想定より厳しくなく
				崩壞熱除去機能 ^{*3}	 代替原子炉補機冷却系 				 有効性評価では外部電源喪失の重 喪失の重畳を考慮すると「全交流 と同様の事象進展及び対策となる 却系機能喪失も考慮しているため
				原子炉への注水機能	 上記の破線内の注水対策 				 ④の事故シーケンスはD/Gに期 で考慮している⑥の事故シーケン
									 ・以上から、①のRHR機能喪失「フロ
全交流動力 電源喪失	_	外部電源喪失+ 直流電源喪失+ 崩壊熱除去・注水系失敗	①外部電源喪失+ 直流電源喪失+ 崩壞熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	 ・隣接プラントからの低圧 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備 	低	低	÷	a GTGの起動、低圧代替注水系に に比べて十分時間(最も短いF
				原子炉への注水に必要な 直流電源の復旧 (D/G起動等の為)	 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 				b 待機中のECCS・低圧代替注水系 954m3/h、MUWC(原子炉側注水) においても51m3/h) 「低」とし
				崩壞熟除去機能*3	 ·代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) 				
				原子炉への注水機能	 ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・FP、消防車*5 				c 事故シーケンスグループに対す とした
	0	外部電源喪失+ 交流電源喪失+ 崩壞熟除去・注水系失敗	②外部電源喪失+ 交流電源喪失+ 崩壞熟除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	 常設代替交流電源設備 	低	低	高	 ①の「外部電源喪失+直流電源喪券 常設代替交流電源設備や可搬型代料 注水により炉心損傷が防止できる。 ・以上を踏まえた上で、ガイドの主導機冷却系の機能が喪失して<u>全交流調 ンス)を重要事故シーケンスとし</u>
				崩壞熱除去機能* ³	 ·代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) 				
				原子炉への注水機能	 ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車*5 				

*1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

*2 ⑥の全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスにて、対策の有効性を確認

*3 停止時において崩壊熟除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる

(原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)

*4 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加

*5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

*6 発生頻度が低く、主要な起事象である蓄電池の共通原因故障については、PRA上は区分IVのバッテリーの直流電源融通やAM策として増強した蓄電池(区分Iの増強(A,A-2)等)を考慮していないため、さらに発生の可能性は低くなると考えられる *7 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したもの

着眼点と選定理由 氐圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時 ▶時間がある(最も短いPOS-Sで約3.9時間)ため「低」とした 系といった緩和措置の設備容量 (HPCF 727m3/h、LPFL 90m3/h)に比べて十分小さいため(最も崩壊熱の大きなPOS-S た する寄与割合が98%と支配的である③の事故シーケンスを「高」 と④の事故シーケンスを「中」とした ライン]はCUW等であり、これらの使用期間は①で 減少した場合であるため、「a.余裕時間」、「b.設備 ②の事故シーケンスは選定しない 登録を考慮しており、③の事故シーケンスに外部電源 電動力電源喪失」で考慮している⑥の事故シーケンス ため(全交流動力電源喪失の有効性評価では補機冷 、③の事故シーケンスは選定しない 待できるシナリオであり、「全交流動力電源喪失」 スと比べて事象進展や対策が厳しくなく選定しない ントライン]を起因事象とする事故シーケンスを選定 こよる注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間(約70分) POS-Sで約3.9時間)があるため「低」とした 系といった緩和措置の設備容量(HPCF 727m3/h、LPFL 90m3/h)に比べて十分小さいため(最も崩壊熱の大きなPOS-S *、*た する寄与割合が78%と支配的である②の事故シーケンスを「高」 <u>失」を含む事故シーケンスは</u>炉心損傷頻度が低く、 替直流電源設備等による電源供給や消防車による ことから<u>選定しない^{*6}</u> 要解析条件も参照し、外部電源喪失時に原子炉補 動力電源喪失に至るシーケンス(②の事故シーケ て選定
	-			•						
事故 シーケンス		Ē	E要事故シーケンス ^{*1}	対応する主要な燃料 (下線部は有効性評価で用いる重	斗損傷防止対策 大事故等対処設備等を示す)	着眼点 (a.余裕時間、b.設備容量、 c.代表シーケンス)			着眼点と選定理由	
				炉心損傷防止に必要な機能	対策設備	а.	b.	с.		
	_		①原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗)) 原子炉への注水機能 (事象の認知を含めたもの)	<u>・ 待機中のECCS</u> (残留熱除去系[低圧注水系]) ・低圧代替注水系(常設) ・ MUWP、SPCU、FP、消防車*5	低	低	低	a 異常の認知、漏えい箇所の隔離や待機中のECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の 実施までに掛かる時間(最大2時間)に比べて十分時間がある(2時間以上)ため「低」とし た	
原子炉冷却 材の流出	_	原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)))+ 崩壊熱除去・注水系失敗 ③原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業計 崩壊熱除去・注水系失敗 ④原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業計 崩壊熱除去・注水系失敗 ④原子炉冷却材流出(CUWブロー時の操作 崩壊熱除去・注水系失敗	 ②原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り)+ 崩壊熱除去・注水系失敗 			低	低	低	b 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量(HPCF 727m3/h、LPFL 954m3/h、MUWC(原子炉側注水)90m3/h)に比べて十分小さいため(最も冷却材流出量の大き なRHR切り替え時のミニフロー弁操作誤りにおいても87m3/h)「低」とした	
	_		③原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り)+ 崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	高	c 事故シーケンスグループに対する寄与割合が89%と支配的である③の事故シーケンスを「高」 とし、寄与割合が11%である④の事故シーケンスを「中」とした	
			④原子炉冷却材流出(CUWブロー時の操作誤り)+ 崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	中	・⑤の「RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は、燃料の露出に至らないために PRAで起因事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価 の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し、改 めて重大事故シーケンスの選定対象として追加した	
	0		⑤原子炉冷却材流出(RHR切り替え時のミニフローチ 操作誤り)+ 崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	_	・「RIP点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象(①、②、③の事故 シーケンス)は、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏 洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、また「RHR切り替え時のミ ニフロー弁操作誤り」は流出流量が87m ³ /hと他の漏洩事象(① <u>~④の事故シーケ</u> ンス)より大きいことから、⑤の事故シーケンスを重大事故シーケンスとして選 定した	
反応度誤投 入事象	O	反応度の誤投入	①反応度の誤投入 ^{*7}	安全保護機能及び原子炉停止機能	 ・安全保護系 ・原子炉停止機能 	-	-	_	 a、b 事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和設備実施までの余裕時間の考慮は不要 PRA評価において選定していない起因事象*5による事故シーケンスであるため、「-」とした 代表性の観点から停止中に実施される試験等により、最大反応度価値を有する制御棒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、臨界近傍を認知できずに臨界に至る事象を想定 	

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(2/2)

*1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

*2 ⑥の全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスにて、対策の有効性を確認

*3 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる

(原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)

*4 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加

*5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

*6 発生頻度が低く、主要な起事象である蓄電池の共通原因故障については、PRA上は区分IVのバッテリーの直流電源融通やAM策として増強した蓄電池(区分Iの増強(A, A-2)等)を考慮していないため、さらに発生の可能性は低くなると考えられる *7 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したもの

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因事象

(b) 一次冷却材バウンダリ機能喪失を起因事象とする場合

とする場合

POS	炉心損傷までの余裕時間(h)
S	3.9
А	5.6
B-1	130
B-2	202
В-3	142
В-4	278
C - 1	27
C-2	28
D	31

冷却材流出事象	CRD点検	LPRM点検	RIP点検	RHR切替時 ^{*1}	CUWブロー	RHR切替時 ^{*1}	
POS		B2		B^{*1}	C1	A,C,D*1	
炉心損傷に至る流 出量(m ³)		26	99		173	173	
冷却材流出量 (m ³ /h)				87		84	
炉心損傷までの余 裕時間(h)						—(2時間以上)*4	
*1 RHR切り替え時の 上、起因事象から除	ミニフロー弁操作 外しているが、原	乍誤りについてに 子炉停止直後を	は冷却材流出はI -除き人的過誤自	RHR吸い込み配 体は発生の可能	と管高さで停止す を性があるため、」	るためPRA評価 POS A~Dとする	
*4 当該事象による冷却材流出はRHR吸い込み配管高さで停止するため「一」とした。その後に蒸発による水位低下を考 慮しても2時間以上の余裕時間がある							



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

発電機出力											
原子炉圧力	約7MPa	(大気)	王)					約7MP	a		/約7MPa
冷却材温度	約287°C			約50°C						_/	約287℃
主復水器真空度	約−95kPa g										約−95kPa g
原子炉内 インベントリー	通常水位			原子炉ウェル満水	١			水			通常水位
主要操作	発 制 破 電 御棒 酸壊 修 解 全 列 挿 入	主 R 復 P 水器 開 放 空				R P V 閉 鎖	試 除 ♥ ↓ 漏 洩	起動準備	上昇水器真空度	制御棒引抜開始	発 電 機 併 列
プラント状態	出力運転時	S A		В			С		D		出力運転時

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	交流電源 *1	崩壊熱除去• 炉心冷却 ^{*2,3}	事故シーケンス グループ
				炉心損傷なし
				(a)
				炉心損傷なし
				(b)
				炉心損傷なし
				(b)
崩壊熱除去	機能喪失 *4	崩壞熱除去·	,炉心冷却 *2	事故シーケンス グループ
				炉心損傷なし
				(a)

原子炉冷却材の流出 *5	崩壊熱除去・炉心冷却 *6	事故シーケンス グループ
		炉心損傷なし
		(c)

(a) 崩壊熱除去機能喪失(b) 全交流動力電源喪失(c) 原子炉冷却材の流出

- *1 D/G 全台が機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング
- *2 除熱機能(RHR、CUW)及び注水機能(HPCF、LPFL、MUWC、FP)の確保に失敗するかどうかを示す ヘディング
- *3 直流電源喪失時または全交流動力電源喪失時において、HPCF、LPFL、MUWの注水機能は期待でき ないが、原子炉開放中(POS B)における消火系(FP)のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉ウェ ル・燃料プールへの注水についてのみ、エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため、その 機能を期待する
- *4 RHR・代替除熱設備(CUW)機能喪失 (フロントライン系故障)及び RHR 機能喪失 (サポート系故障)
- *5 RIP・CRD・LPRM 点検時、CUW ブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出
- *6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR、CUW)には期待しない) 漏洩箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる

第3-3図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスの グループ化(停止時PRA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(K6)



第 3-4 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合(K7)

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

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 PRA 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 基準を参考に実施した。

これらの PRA について、PRA の実施プロセスの確認及び更なる品質向上を 目的とし、一般社団法人 日本原子力学会の実施基準への対応状況及び PRA の 手法の妥当性について、海外のレビュアーを含む専門家によるピアレビューを 実施した。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)を参考にした。ピアレビューの結果、実施した PRA 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 技術的な問題点が無いことを確認した。(別紙 9)

また、各 PRA について、「PRA の説明における参照事項」(平成 25 年 9 月 原子力規制庁)への対応状況を確認した。(別紙 10)

有効性評価の事故シーケンスグループ選定における 外部事象の考慮について

重大事故の有効性評価に係る個別プラントの事故シーケンスグループ選定に 際しては、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を 定める規則の解釈(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すること。」と記載されている。

今回の申請書作成にあたって、外部事象に関しては PRA 手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象に出力運転時レベル 1PRA を実施した。

内部溢水、内部火災及びその他の外部事象については、PRA 手法の確立に向 けた検討が進められている段階であったり、現実的な定量評価の実施に向けて 必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能な もの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これらの外部事 象に誘発される起因事象について検討することで、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以下の通り、整 理した。

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

1.1 内部溢水、内部火災の影響

今回は PRA の適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル 1PRA の手法確立・個別プラントへの展開に係わる検討作業がある程度進んで いる。このことを踏まえ、PRA を念頭にして、内部溢水、内部火災の発生に よって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。 抽出結果を表1に示す。

表1に示す起因事象が発生した場合、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があるが、これらを起因とする事故シー ケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象レベル 1PRA に用いた起因事象に含まれている。

また、設計基準対象施設によって、溢水、火災の影響拡大防止対策が図ら れることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪 失発生を防止できると考える。

従って、溢水・火災を起因とした炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が 残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、 内部事象レベル 1PRA の検討から得られる事故シーケンスの一部として分類 出来るため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可 能性は低いと考える。

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
外部電源喪失	 ・内部溢水/火災による常用母線などの機能喪失 等
非隔離事象	 ・内部溢水/火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水/火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等
隔離事象	・内部溢水/火災による主蒸気隔離弁の誤閉止 等
全給水喪失	・ 内部溢水/火災による給水ポンプの機能喪失 等
大LOCA	・火災による ADS 作動回路の誤動作 等
RPS 誤動作	・ 内部溢水/火災による原子炉保護系の故障 等
原子炉補機冷却系故障	・ 内部溢水/火災による原子炉補機冷却系ポンプの機能喪失 等
手動停止	 内部溢水/火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う 計画外停止

表1 内部溢水/火災により誘発される起因事象の例

1.2 その他の外部事象の影響

その他の外部事象としては、設置許可基準の解釈第六条第2項に具体的な自 然現象として以下が記載されている。

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、生物学的事象又は森林火災等から適用されるもの

また、設置許可基準の解釈第六条第8項に具体的な人為事象として以下が記載されている。

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。

これらの地震、津波を除く各種自然現象及び人為事象がプラントに与え得る 影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳も含めて定性的 に分析した結果を別紙1(補足1)に示す。

地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、事故シーケンスの発生可 能性を検討した結果、内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて抽出した事故 シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは ないものと判断した。

2. 格納容器破損モード選定に係る検討

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ことから、以下のとおり定性的な検 討を実施した。

2.1 地震の影響

地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象と して追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を別紙 1(補 足 2)に示す。

また、地震時レベル 1PRA の結果からは、地震特有の炉心損傷モードとして 原子炉建屋損傷や格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これ らの事象では格納容器も破損に至るが、この場合の格納容器破損は事象進展に よって格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接 的な格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについて格納容器破損防止の 観点での対策は、緩和系による収束ではなく耐震補強等による発生防止によっ て達成されるものであり、有効性評価における評価事故シーケンスとしては適 切でないと考える。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

2.2 津波の影響

津波がプラントに与え得る特有の影響について、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、格納容器が津波による物理的負荷(波力・漂流物 の衝撃力)によって直接損傷することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容 器内の物理化学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 と考えられる。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

2.3 溢水・火災の影響

1.1 に示したレベル 1PRA の観点での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 1PRA で用いた事象以外に追 加すべきものは発生しないものと推定しており、格納容器が直接破損すること も想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学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る。 従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

2.4 その他外部事象の影響

1.2 に示したプラントに与える影響の検討からは、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 の結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学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る。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

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 を適用可能 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 の研究及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。

以上

有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震・津波以外の外部事象の 考慮について

「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(原規技発第1306193 号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))第37 条第1-1項では,運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性 を損なうことがないよう設計することを求められる構築物,系統及び機器がその安全 機能を喪失した場合であって,炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故 シーケンスグループを抽出するため,個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評 価を実施することが求められている。

外部事象の内,日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実 績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シーケンスグループの 抽出を実施している。(ただし、地震随伴火災や津波随伴火災など、随伴事象の評価 はまだ未成熟であり、今回、評価はできていない。)

また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難である ため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に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。

更に人為事象についても定性的に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. 前提条件
 - (1) 評価対象事象

設計基準を設定する自然現象の選定は,一般的な事象に加え,国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し,そもそも柏崎刈羽原子力発電所において 発生する可能性があるか,非常に苛酷な状況を想定した場合,プラントの安全性 が損なわれる可能性があるか,影響度の大きさから代表事象による評価が可能か といった観点でスクリーニングを実施している。

従って,設計基準の設定を行っていないものについては,そもそもプラントの 安全性が損なわれる可能性が無いか(もしくは有意な頻度では発生しないか), 影響度の大きさが他の自然現象に包絡されるものであるため,事故シーケンスの 有無の確認は,設計基準を設定している以下の7事象を対象に実施するものとする。 <設計基準設定事象>

- 風(台風)
- 低温(凍結)
- 降水

- 積雪
- 落雷
- 火山

なお、設計基準設定事象以外については、上述の通り、基本的には事故シーケンスに至ることはない(もしくは、有意な頻度では発生しない)と判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響(損傷・機能喪失モード)を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記7事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。(添付資料1-1)

また,各人為事象により想定される発電所への影響(損傷・機能喪失モード) を踏まえ,考え得る起因事象についても整理しており,その結果から新たな起因 事象が無いこと,事象の影響として設計基準設定自然現象に包絡されることを確 認している。(添付資料1-2)

(2) 想定範囲

上記自然現象については、それぞれ考慮すべき最も苛酷と考えられる条件を設計基準として設定している。具体的には、既往最大や年超過確率10⁻⁴/年~10⁻⁵/年を目安としていることから、それよりも低頻度(10⁻⁷/年)で発生する規模を仮定する。

- 2. 評価方法
- 2.1 起因事象の特定
 - (1)構築物,系統及び機器(以下,設備等)の損傷・機能喪失モードの抽出 1.にて示した風,積雪等の自然現象が既往最大や年超過確率10⁻⁴/年~10⁻⁵/年といった設計基準よりも低頻度(10⁻⁷/年)となる規模で発生した場合に,発電所に与える影響は地震,津波ほど十分な知見がない。そこで,ここでは国外の評価事例,国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し,対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか(設備等への損傷・機能喪失モード)の抽出を行う。
 - (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し,影響を受ける可能性がある設備 等の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価 対象設備として選定する。

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して,(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上,発生可能性のあるシナリオを選定する。

シナリオの選定にあたっては、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮す べき起因事象となりうるシナリオを選定する。

別1補1-2

なお、起因事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態 を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準:2008(レベル1PSA編)」(以 下、学会標準)等に示される考え方などを参考に行う。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて発生可能性を評価し,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う。

なお、過去の観測実績や統計的な評価結果等をもとに発生可能性を評価可能な ものについては、有意な頻度(10⁻⁷/年)又は影響のある事故シーケンスの要因と なる可能性について考察を行う。

2.2 事故シーケンスの特定

2.1(4)項にて特定した起因事象について,内部事象レベル1PRAや地震,津波レベル1PRAにて考慮しておらず,重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シーケンスにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。

また,新たな事故シーケンスにつながる可能性のある起因事象が確認された場合, 事故シーケンスに至る可能性について評価の上,有意な影響のある事故シーケンス となりうるかについて確認を行う。

事故シーケンスに至る可能性の評価については,旧原子力安全・保安院指示に基 づき実施したストレステストでの評価方法などを参考に実施するものとする。

3. 個別事象評価のまとめ

1. 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(添付資料参照),内部事象や地震,津波レベル1PRA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。

- 4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について
 - 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価においては,損傷・機能喪失モードの相違に応じて,以下 に示す影響を考慮する必要がある。また,事象の想定範囲は,自然現象の重ね合 わせが設計基準より低頻度(10⁻⁷/年)で発生する規模を仮定する。

- I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース。(例:積雪と火山灰による堆積荷重の重ね合わせ)
- Ⅱ. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース。(例:地震により止水機能が喪失して浸水量が増加)
- Ⅲ-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース。
 (例:降水による火山灰密度の増加(降水時は、火山灰自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定))

別1補1-3

- Ⅲ-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。(例:斜面 に火山灰が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで火山 灰を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。)
- (2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定
 - 基本的には設計基準を設定する自然現象の選定において収集した自然現象について、(1)項Ⅰ~Ⅲ-2に示した重畳影響の確認を実施した。
 - ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられ るものについては重畳影響考慮不要と判断し確認対象から除外した。
 - ○柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺では発生しない(もしくは,発生が極 めて稀)と判断した事象。
 - No.8:結氷板,海氷,氷壁,No.11:砂嵐,No.22:外部洪水,No.23:池・ 河川の水位低下,No.24:河川の迂回,No.25:干ばつ,No.39:隕石,衛星 の落下
 - ○単独事象での評価において設備等への影響が無い(もしくは,非常に小さい)と判断した事象で,他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無い判断した事象。
 - No.7:霜,霜柱,No.12:霧,靄,No.16:低温水(海水温低)

確認した結果としては、重畳影響 I ~Ⅲ-1については、以下に示す理由から、 単独事象での評価において抽出されたシナリオが生じることはなく、重畳影響Ⅲ -2についても、他事象にて抽出したシナリオであり、新たなものは確認されなか った。個別自然現象の重畳影響確認結果を添付資料3に示す。また、外部人為事象 の重畳影響については、添付資料4に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡される と判断した。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し,重ね合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、元もと、単独事象で設計 基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、 新たなシナリオは生じない。

Ⅱ. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において,設計基準を越える事 象を評価対象としているということは,つまり設備耐力や防護対策に期待 していないということであり,単独事象の評価において抽出された以外の 新たなシナリオは生じない。

 Ⅲ-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース 一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現 象の影響度が大きくなったとしても、I.と同様、単独事象で設計基準を超 える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じ ない。

- Ⅲ-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース
- 単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し,事象が重畳するこ とにより影響が及ぶようになるものは,火山灰と降水の組み合わせのみで あったが,屋外設備(変圧器,軽油タンク等)の損傷を想定しても,起因事 象としては外部電源喪失,全交流動力電源喪失であり,新しいシナリオが生 じるものではない。
- (3) 重畳事象評価のまとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象が重 畳することにより、単独事象の評価で選定されたシナリオに対し新たなものが 生じることはなく、自然現象重畳により追加すべき新たな事故シーケンスはな いと判断した。

5. 全体まとめ

地震,津波以外の自然現象,人為事象について,事故シーケンスに至る可能性を 検討した結果,内部事象や地震,津波レベル1PRA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ないと判断した。

また, 地震, 津波を含む, 各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果, 単独事象での評価と同様に, 内部事象や地震, 津波レベル1PRA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な いと判断した。

(添付資料)

添付資料1-1	各自然現象について考え得る起因事象の抽出
添付資料1-2	各人為事象について考え得る起因事象の抽出
添付資料2-1	設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2-2	設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2-3	設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2-4	設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2-5	設計基準を超える風(台風)事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2-6	設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2-7	設計基準を超える降水に対する事故シーケンス抽出(<mark>追而</mark>)
添付資料3	自然現象重畳影響確認結果
添付資料4	外部人為事象に関わる重畳の影響について

以上

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
		 ①浸水 建屋内浸水による機器浸水 	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベル1PRA に示すとおり。
1	降水	 ②荷重(堆積荷重) 建屋屋上での雨水排水不可(排水能力超 過)による滞留 	建屋屋上への荷重については,排水設計がなされており,設計想定を超え る降水に対しても十分な強度を有していると考えられるため,本事象から 事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判 断。
2	2 積雪 ※別途,詳細評価	 ①荷重(堆積荷重) 建屋及び屋外機器への堆積 	 原子炉建屋が天井崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、 最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 タービン建屋が天井崩落した場合にタービン建屋や発電機に影響が及 びタービントリップに至るシナリオ。 コントロール建屋が天井崩落した場合に、建屋最上階に設置している 中央制御室が物理的又は積雪(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シナリオ。さらには中央制御室の下階に位置し ている直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。 軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能 喪失に至り、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下におい ては、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により、全 交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		②相間短絡送電・変電設備の屋外設備への着氷	 ・ 送電線や碍子へ雪が着氷(着氷雪)することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。
		 ③閉塞(空調) 給排気口の閉塞(堆積又は付着による給気 口閉塞) 	 D/G 室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
3	雪崩	 ①荷重(衝突) 雪崩による建屋及び屋外機器への荷重 	建屋周辺に急峻な斜面が無いことから、プラントの安全性に影響を与える ような雪崩は発生せず、本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮 すべき起因事象の発生は無いと判断。

<各自然現象について考え得る起因事象の抽出>

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
4	ひょう,あられ	 ①荷重(衝突) 建屋及び屋外機器へのひょう(又はあられ)の衝突 	竜巻の影響に包絡される。(No.10 参照)
5	氷嵐/雨氷/みぞれ	①荷重(堆積)建屋及び屋外機器への雨氷等の着氷	火山及び積雪の影響に包絡される。(火山は No. 26, 積雪は No. 2 参照)
0		②閉塞(空調)建屋や屋外機器への雨氷等の着氷	積雪の影響に包絡される。(No.2参照)
6	水晶	①荷重(堆積) 建屋及び屋外機器への付着	火山及び積雪の影響に包絡される。(火山は No. 26,積雪は No. 2 参照)
0	/1/00	②閉塞(空調)建屋及び屋外機器への付着	積雪の影響に包絡される。(No.2参照)
7	霜, 霜柱	 ①- 建屋および屋外機器への霜の付着,敷地での霜柱生成 	建物や屋外設備への霜付着による影響はなく,霜柱についても発生範囲は 土露出範囲であるため,プラントの安全性が損なわれるような影響は発生 せず,本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の 発生は無いと判断。
8	結氷板,流氷,氷 壁	①閉塞(取水)流氷などによる取水口閉塞	柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず,本事象から事故 シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
9	風(台風含む) ※別途,詳細評価	①荷重(風圧,衝突) 風圧(又は飛来物衝突)による建屋,設備の 損傷	 ・風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン、発電機に影響が及んで タービントリップに至るシナリオ。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至るシナリオ。 ・風荷重にて軽油タンク等が損傷し、かつ同時に外部電源喪失が発生し、 全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ※飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。
		②閉塞(取水) 台風による漂流物による取水口閉塞	台風による漂流物により取水口が閉塞した場合,原子炉補機冷却海水ポン プによる取水ができなくなり,最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
10	竜巻 ※別途,詳細評価	①荷重(風圧,気圧差,及び衝突) 風圧,気圧差または飛来物損傷による建 屋設備損傷	 ・風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷または、飛来物が建屋外 壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップ に至るシナリオ。 ・送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンク等が損傷、かつ外部電源喪失している状況下において、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に至るシ ナリオ。 ・循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下する ことに伴い出力低下または手動停止に至るシナリオ。
		②閉塞(取水) 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機 材等による取水口閉塞	 ・竜巻により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉 塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、 最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
11	砂嵐	 ①閉塞(空調) 空調フィルタの閉塞 	砂嵐や黄砂は柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生していないこと,及び発生を仮定してもその影響はNo.26火山の火山灰による「③ 閉塞(空調)」事象に包絡されることから,本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
12	零 電 務, 謁	 ①- 発電所敷地内での霧, 靄(もや)の発生による設備等への影響無し 	安全施設の機能が損なわれることはなく、本事象から事故シーケンスの抽 出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
13	高温	 ①外気温度高 外気温度高による機器等の冷却能力低下 	空調設計条件を超過する可能性はあるものの,1日の中でも気温の変動が あり高温状態が長時間にわたり継続しないこと,空調設備が余裕をもって 設計されていること,また,外気温度高により即安全性が損なわれること はないことから,安全施設の機能が損なわれることはない。よって,本事 象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無い と判断。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
14	低温 ※別途,詳細評価	 ①外気温度低(凍結) 屋外配管・タンクの内部流体凍結 	軽油タンク等内の軽油の凍結と着氷による相間短絡によって外部電源喪失 が同時発生し、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇とな り全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
15	高温水 (海水温高)	 ①海水温度高(冷却機能低下:海水系) 取水温度高に伴う冷却性能への影響 	海水温度高に伴う復水器真空度低下により,タービントリップに至るシナ リオ。
16	低温水 (海水温低)	 ①- 取水温度低に伴う海水系機器への影響無し 	取水温度低について冷却性能の劣化につながらず,影響無いため,本事象 から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと 判断。
17	極限的な圧力 (気圧高/低)	 ①荷重(気圧差) 気圧差による空調設備等への影響 	竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照)
18	落雷 ※別途,詳細評価	① 雷サージ及び誘導電流 過電圧による設備損傷	 ・落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ。 ・屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。 ・屋外設置のタンク類(軽油タンク、液化窒素貯槽)の内、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失が外部電源喪失と同時に発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失となり、その他過渡事象に至るシナリオ。なお、その他過渡事象については、内部事象レベル1PRA 等にて考慮されている。
19	高潮	 ①浸水 高潮による建屋や機器への浸水影響 	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベル1PRA に示すとおり。
20	波浪	 ①浸水 波浪による建屋や機器への浸水影響 	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベル1PRA に 示すとおり。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
21	風津波	 ①浸水 風津波による建屋や機器への浸水影響 	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは,津波のレベル1PRAに 示すとおり。	
22	外部洪水	 ①浸水 発電所敷地の浸水による建屋や機器への影響(津波を除く) 	津波以外の外部洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫など考えられるが、 柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。従って、 本事象によるプラントへの影響は無いことから、本事象から事故シーケン スの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
23	池・河川の 水位低下	 ①- 河川等の水位低下による設備等への影響無 し 	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから,河川等からの 取水不可によるプラントへの影響は無く,本事象から事故シーケンスの抽 出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
24	河川の迂回	①- 河川の迂回による設備等への影響無し	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから,河川等からの 取水不可によるプラントへの影響は無く,本事象から事故シーケンスの抽 出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
25	干ばつ	 ①- 干ばつに伴う河川等からの取水不可による 設備等への影響無し 	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから,河川等からの 取水不可によるプラントへの影響は無く,本事象から事故シーケンスの抽 出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
	火山 ※別途,詳細評価	 ①荷重(堆積) 建築物やタンク等上部への降下火山灰の堆 積による天井崩落 	 ・原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、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シナリオ。 ・タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置しているタービン、発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 ・コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、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シナリオ。 ・軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 	
26		②閉塞(取水) 降下火山灰の取水口及び海水系への取込み による閉塞	海水中の火山灰が高濃度な場合に,熱交換器の伝熱管,海水ポンプ軸受の 閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる 閉塞により,海水系設備の機能喪失,最終ヒートシンク喪失に至るシナリ オ。	
		 ③閉塞(空調) 降下火山灰の換気空調系への取込みによる 閉塞 	D/G 室空調給気口閉塞により,非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において,以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では,全交流動力電源喪失に至るシナリオ。	
		 ④腐食 火山灰に付着している腐食成分による化学 的影響 	腐食の進行は時間スケールの長い事象であり,発電所の運転に支障をきた す程度の短時間で事象が進展することはなく,適切な運転管理や保守管理 により対処可能と判断。よって,本事象から事故シーケンスの抽出にあた って考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
		⑤相間短絡 火山灰の送電網又は変圧器への付着による 相間短絡	火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し,霧や降雨の水分を吸収すること によって,相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。	

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
27	地滑り	 ①荷重(衝突) 地滑りに伴う土砂等の建屋・屋外設備への 衝突 	 ・送電設備については、斜面に設置されているものもあり、地滑りにより 送電設備が倒壊することで、外部電源喪失に至るシナリオ。 ・一方、周辺斜面と原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は十分な離隔距 離を有しており、プラントの安全性に影響が及ぶことはないと判断。 	
28	海水中の地滑り	①閉塞(取水)海水中の地滑りに伴う取水口閉塞	 ・港湾内については、海底に地滑りの発生しうる起伏がないため、発生可能性がない。 ・港湾外の地滑りに伴い発生可能性のある津波については、津波事象として考慮。津波の事故シーケンスは、津波のレベル1PRAに示すとおり。 	
29	地面隆起/低潮位	 ①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建屋や屋外設備の傾斜等 による損壊 	地面隆起は、地震の随伴事象である。原子炉建屋等の基幹となる原子炉施 設は岩着や杭基礎で施工されており、地震時は一体となって震動すること から、プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず、 本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は 無いと判断。	
30	土地の浸食, カルスト	 ①地盤安定性 土壌の流出による荒廃,地盤沈下に伴う建 屋や屋外設備の周辺地面の浸食による設備等の損壊 	土地の浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をき たす程度の短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管 理により対処可能と判断。よって、本事象から事故シーケンスの抽出にあ たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
31	土の伸縮	 ①地盤安定性 建屋・屋外設備の周辺地面の変状による設備等の損壊 	原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は,岩着や杭基礎等の工法にて施工 されており,土の伸縮による影響を受けにくい。また,土の伸縮は,時間 スケールの長い事象であり,発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で 事象が進展することはなく,適切な運転管理や保守管理により対処可能。 よって,本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象 の発生は無いと判断。	

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
32	海岸浸食	 ①冷却機能低下:海水系 海岸線の後退,海底勾配の変化による取水 設備性能への影響 	海岸浸食は,時間スケールの長い事象であり,発電所の運転に支障をきた す程度の短時間で事象が進展することはなく,適切な運転管理や保守管理 により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき 起因事象の発生は無いと判断。	
33	地下水 (多量/枯渇)	 ①浸水 地下水の建屋地下階への流入による設備等の浸水 	多量の地下水流入については,時間スケールの長い事象であり,発電所の 運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく,適切な運 転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出にあ たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
		②-地下水の枯渇	地下水は活用しておらず,安全施設の機能が損なわれることはないと判断。 従って,本事象によるプラントへの影響は無く,本事象から事故シーケン スの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
34	地下水による浸食	①地盤安定性 建屋・屋外構築物の地下部(地下階,基礎 部)土壌浸食	安全上重要な建屋や屋外設備は,岩着や杭基礎等の工法にて施工されており,発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく,適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
		②浸水 建屋地下部の浸食による建屋内への地下水 の流入	基本的に設備等の機能に影響を及ぼすほどの地下水が建屋内へ流入する可 能性は稀である。また,仮に浸食があっても,時間スケールの長い事象で あり,発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することは なく,適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シーケ ンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
35	森林火災	 ①熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響 	森林火災が送電設備に延焼し,外部電源喪失に至るシナリオ。 発電所周辺監視区域の境界に沿って森林を伐採しており,構外から延焼す る状況に対して一定の効果があると考えられること,敷地境界から出火し た場合であっても,防火帯を設定しておりプラントまでの離隔距離が十分 あること,防火帯内側への延焼を仮定した場合でも街路樹等が燃えるだけ で火災の規模は限定的なため,消火が可能であると考えられること,プラ ント近傍は非植生であり,仮に危険物(軽油タンク)に延焼した場合であ っても原子炉建屋外壁面が 200℃未満であることを評価で確認しているこ とから,原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設への影響は無く,本事象か ら事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判 断。
		②外気取入機器及び人への影響 ばい煙などによる閉塞(空調)影響および人 への影響	ばい煙の換気空調系への取込みは、火山の影響に包絡される。(No. 26 参照) ばい煙を取り込むことによる人への影響については、発電所敷地内の林縁 とプラント間に十分な離隔距離があることから、影響はないと判断。ばい 煙が中央制御室空調外気取入口まで達する仮定した場合でも、再循環運転 を行うことで影響を抑えられるため、本事象から事故シーケンスの抽出に あたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
	生物学的事象	 ①閉塞(取水) 海生生物(くらげ等)の襲来による取水口閉 塞 	大量発生したくらげ等の海生生物により,取水口が閉塞した場合に,原子 炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり,最終ヒートシンク喪失 に至るシナリオ。
36		②個別設備の機能喪失 齧歯類(ネズミ等)によるケーブル類の損 傷,電気機器接触による地絡など	ネズミ等齧歯類によるケーブル類の損傷,電気機器接触による地絡などは, 個別機器の不具合というランダム事象に整理される。このようなランダム 事象は,内部事象レベル1PRA 等にて,その他過渡事象として考慮されて いる。
37	静振	 ①浸水 港湾内での潮位振動による取水への影響 ②冷却機能低下:海水系 港湾内での潮位振動による取水への影響 	津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは、津波のレベル1PRAに 示すとおり。(浸水影響の最も大きい津波の評価においては、数値シミュ レーションを実施しており、その中で静振の影響も考慮されている。)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
38	塩害,塩雲	①塩害による屋外構築物・設備の腐食	腐食は、発電所の運転に支障をきたす時間スケールで事象進展しないこと から、安全施設の機能が損なわれる恐れはなく、本事象から事故シーケン スの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
		 ①荷重(衝突) 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷 	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生	
39	隕石/衛星の落下	②荷重(衝突)発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波	頻度とはならない。 従って、本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象	
		③浸水隕石の発電所近海への落下に伴う津波	の発生は無いと判断。	
40	太陽フレア 磁気嵐	 誘導電流 太陽フレアの地磁気誘導電流による変圧器 の損傷 	磁気嵐により誘導電流が発生し、変圧器等の送電・変電設備の損傷により、 外部電源喪失に至るシナリオ。 ただし、磁気嵐の影響を受けるのは、こう長の長い送電線であり、D/G及 び非常用電源母線への影響はなく、プラントの安全性への影響はないと判 断。	
41	土石流	 ①荷重(衝突) 土石流による建屋及び屋外機器への荷重 	敷地内に渓流がなく、土石流危険区域に指定されていないことから土 が敷地内に到達することはない。従って、本事象から事故シーケンス 出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	
42	泥湧出	 ①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建屋や屋外設備の傾斜 等による損壊 	 ・地震による液状化で損傷が想定される機器は、地震動による損傷も想定しており、地震の影響に包絡される。地震の事故シーケンスは、地震時レベル 1PRA に示すとおり。 	

<各人為事象について考え得る起因事象の抽出>

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
1	航空機落下(偶発)	①荷重 (衝突) 航空機が建屋等へ衝突	偶発的な事故による原子炉施設への落下については,設計上の考慮の要 否を「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準につ いて」(総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安 全小委員会、平成14年7月22日、平成21年6月30日一部改正)に 従い落下確率を求めて判断している。 その結果,落下確率は約3.4×10 ⁻⁸ (回/炉・年)となり,設計上の考 慮が必要な1.0×10 ⁻⁷ (回/炉・年)を下回っていることから,原子炉 施設への落下の可能性は十分低く,本事象から事故シーケンスの抽出に あたって考慮すべき起因事象は無いと判断。
		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	原子炉施設から一定の距離離れた場所(落下確率が1.0×10 ⁻⁷ (回/炉・ 年)となる位置)に大型航空機が落下した場合であっても,原子炉建屋外 壁や屋外設備の温度上昇が許容値以下であることを確認済みである。仮に 想定を超える大型の航空機が落下した場合であっても,現状有する余裕に て包絡可能と考えられるため,本事象から事故シーケンスの抽出にあたっ て考慮すべき起因事象は無いと判断。
2	①浸水 ダムの崩壊 ダムの崩壊に伴う洪水による建屋 の浸水影響		発電所周辺にダムの崩壊により洪水となる河川は無いため,本事象から事 故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。
3	火災・爆発	 ①熱影響,爆風圧 発電所内に保管されている危険物の火災や 爆発による影響 	非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても 原子炉建屋の温度が許容値以上に上昇しないことを確認。 非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は、ディタン クの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが、外部電源 と同時に機能喪失することは無いため、本事象から事故シーケンスの抽出 にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
4	有毒ガス	①中央制御室居住性の低下 有毒ガスが中央制御室内に取り込まれるこ とによる運転操作への影響	発電所周辺には有毒ガスの発生源となる危険物を貯蔵している石油コン ナートは無い。発電所構内で貯蔵している物質(塩素,窒素)が漏えい た場合であっても、中央制御室の空調系を再循環モード運転へ移行する とにより、有毒ガスの影響を遮断できるため、本事象から事故シーケン。 の抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。	
5	船舶の衝突	①冷却機能低下:海水系 漂流船舶が取水設備を損傷させることによ る冷却機能への影響	漂流船舶が発電所港湾内に侵入した場合であっても,カーテンウォールに より直接取水設備を損傷させることは無いが,仮に更に内部へ侵入し,取 水設備を損傷させた場合は,最終ヒートシンクが喪失に至るシナリオとな る。	
6	電磁的障害	①電磁波によるノイズ 電磁波を放出する機器による計測制御系へ のノイズ発生で安全機能の誤動作,誤不動作	中央制御室や現場にある操作盤については、電波障害試験により耐性を確認しているが、想定を上回る影響が生じた場合は、計測制御系への外乱が 想定される。事象影響としては落雷の影響に包絡される。	
7	パイプライン事故	①熱影響,爆風圧 パイプラインの損傷・破裂による火災,爆 風	パイプラインは道路下に埋設されており,埋設深度も法令で定められている。また,緊急時にはガスの遮断が行われるため,爆発が発生したとして も外部に対する影響は限定的である。仮に飛来物が発電所へ届く場合があ ったとしても,事象影響としては竜巻の影響に包絡される。	
8	第三者の不法な 接近	 ①- 原子炉施設内に悪意を持った第三者が侵入 	原子炉施設内への侵入だけでは起因事象の発生は無い。(原子炉施設への影響は No. 10 妨害破壊行為に包絡。)	
9	航空機衝突(意図)	①荷重(衝突) 航空機が建屋等へ衝突		
		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響		

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
10	妨害破壊行為	 ①衝撃力 爆発物等による衝撃力 	安全機能を有する複数機器の破壊、無力化、悪意操作による外乱の発生が	
10		②中央制御室の占拠等 悪意操作、サボタージュ	想定される。事象影響としては、内部事象レベル1PRAに包絡される。	
11	サイバーテロ	 ①制御システムのハッキング 制御システムのハッキングによる悪意操作 	外部回線と制御システムは接続されていないため、制御機能がハッキング されることは無い。仮に発電所内部への侵入等により、直接制御システム がハッキングされた場合は悪意操作等による影響が考えられるが、事象影 響としては、内部事象レベル1PRA に包絡される。	
12	産業施設の事故	 ①熱影響,爆風圧 発電所外の産業施設の事故による火災,爆 発 	発電所敷地周辺に石油コンビナート施設は無いため、本事象から事故シー ケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。	
13	輸送事故	①熱影響,爆風圧 危険物輸送車両や船舶の発電所敷地周辺に おける事故による火災,爆風	 危険物輸送車両や船舶にて火災,爆発が発生した場合でも危険限界距離 上離れている。爆風により飛来物を想定した場合であっても竜巻の影響 包絡される。 	
14	14 軍事活動によるミ サイルの飛来	①荷重(衝突) ミサイルが建屋等へ衝突		
14		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響		

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等	
15	サイト内外での 掘削	 ①物理的損傷 発電所内外において地面の掘削工事を行い、設備の一部を損傷 	地面の掘削工事を行う場合は、埋設物の管理図面により事前調査を行い、 予め埋設物の位置を確認する。仮に埋設物を損傷させた場合の影響として、 埋設ケーブル切断による外部電源喪失に至るシナリオとなる。 また、発電所内外の送電鉄塔を掘削工事により倒壊させた場合も外部電源 喪失に至るシナリオとなる。 いずれも事象影響としては、内部事象レベル 1PRA に包絡される。	
16	内部溢水	 ②浸水 原子炉施設内の配管等の破損による保有水 の漏えいの影響 	別紙1表1のとおり。 (外部電源喪失,非隔離事象,隔離事象,全給水喪失,RPS 誤動作,原子 炉補機冷却系故障,手動停止)	
17	タービンミサイル	①荷重(衝突) タービンの一部が飛来物となって衝突	「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」第十二条(安全施設)5の要求に従い,飛散物としてターレンミサイルの評価を行っている。「タービンミサイル評価について」(国 和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会)に基づき評価 した結果,6号炉は8.49×10 ⁻⁸ /年,7号炉は8.52×10 ⁻⁸ /年であり 基準である10 ⁻⁷ /年を下回っているため,発生の可能性は十分低く,本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無い、 判断。	

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
10	重量物輸送	 ①荷重(落下) 輸送中の燃料集合体の落下による破損 	燃料取替機は燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策(フェイル・セイ フ設計など)がとられているため,燃料集合体の落下事故の発生確率は非 常に小さく,さらにその発生を仮定した場合でも破損した燃料からの放射 性物質の放出量は僅かであり,外部への影響は小さいことが評価されてい る。従って,本事象から事故シーケンスの抽出にあたって考慮すべき起因 事象は無いと判断。
18		②荷重(衝突) 重量物輸送車両やクレーン等の重機の転倒 による屋外設備の損壊	作業に重機を使用する場合は、転倒防止対策を行うため発生することは考 えにくいが、仮に重機が転倒した場合は変圧器や軽油タンクの損壊が想定 される。これにより、外部電源喪失とディタンク枯渇による非常用ディー ゼル発電設備の機能喪失により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考え られるが、重機転倒による損傷範囲は重機の大きさに限定されるため、起 因事象として考慮する必要は無いと判断。(考慮した場合であっても追加の 起因事象ではない。)
19	化学物質の放出に よる水質悪化	①冷却機能低下:海水系 発電所内で保管されている化学物質が港湾 内へ放出され,または船舶事故により化学物 質が流出し,海水系の冷却機能へ影響	発電所内で保管している化学物質については,堰の設置や建屋内保管によ り漏えい拡大防止対策をしており,港湾内への流出は考えにくい。船舶事 故にて流出する可能性は否定できないが,海水系に取水される段階では十 分希釈されていると想定できる。従って,本事象による影響を考慮する必 要は無いと考えるが,仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至 るシナリオとなる。
20	油流出	 ①冷却機能低下:海水系 船舶等から流出した油が海水系の冷却機能 へ影響 	海水の取水については,カーテンウォールを設置して深層取水を行っており,油が直接海水系に流入することは考えにくいが,仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。

設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出

- 1. 起因事象の特定
- (1)構築物,系統及び機器(以下,設備等)の損傷・機能喪失モードの抽出 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,国外の評価事例や 国内で発生したトラブル事例も参照し,以下のとおり,損傷・機能喪失モードを抽 出した。
 - 建屋天井や屋外設備に対する荷重
 - ② 送電変電設備の屋外設備への着氷
 - ③ 空調給気口の閉塞
 - ④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化
- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し,影響を受ける可能性のある設備等の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には,以下に示す建屋及び屋外設置(屋外に面した設備含む)の設備等を 評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋
- <屋外設備>
 - ·送変電設備
 - ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系(以下,軽油タンク等)
 - 中央制御室換気空調設備
 - ・ディーゼル発電機非常用給気設備(6号機),非常用電気品区域空調設備(7 号機)(以下,D/G室空調)
- (3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に,(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上,発生可能性のあるシナリオを選定した。

建屋天井や屋外設備に対する荷重
 建屋及び屋外設備に対する積雪荷重により発生可能性のあるシナリオは以下

のとおり。

<建屋>

○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に,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することで, 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シナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に,タービンや発電機 に影響が及び,タービントリップに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に,建屋最上階に 設置している中央制御室が物理的又は積雪(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シナリオ。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溢水が伝播し機能喪失に至るシナリオ。

- <屋外設備>
- ○軽油タンク等

軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には,軽油タンク機能喪 失に至る可能性があり,以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下 においては,非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により, 全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

② 送変電設備の屋外設備への着氷

送電線や碍子へ雪が着氷(着氷雪)することによって,相間短絡を起こし外部 電源が喪失するシナリオ。

空調給気口の閉塞

中央制御室換気空調およびD/G室空調給気口閉塞による各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。) 仮にD/G室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に 至るような場合において、上記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全 交流動力電源喪失に至る。

④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性 があるものの,設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋 外での現場対応はなく,仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であ っても構内の道路又はアクセスルートについては,除雪を行うことから問題はな $\langle v_{\circ} \rangle$

そのため上記①~③の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での 作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて,想定を越える積雪事象に対しての裕度評価(起因事象発生可能性評価)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 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シ ナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリ ップについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること、計測制 御系機能喪失については、地震や津波のレベル 1PRA でも考慮していることから 追加のシナリオではない。軽油タンクについても、天井の許容荷重を上回る積 雪荷重によって破損に至る可能性はあるものの、外部電源喪失との重畳による 全交流動力電源喪失は、運転時の内部事象や地震、津波のレベル 1PRA でも考慮 しているものであり、追加のシナリオではない。

なお、各建屋や軽油タンクの天井が崩落するような積雪事象は、年超過確率 評価上、10⁻⁷/年より小さい事象であること(表4.1参照)、積雪事象の進展速度 の遅さを踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀で あり、有意な頻度又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した。

			. = 12 •
建屋・タンク	積雪荷重	年超過頻度	結果
原子炉建屋	6 号炉 357cm	266cm:10 ⁻⁷ /年未満	積雪荷重を超
	7 号炉 361cm	〔10 ⁻⁴ /年:135.9cm〕	えるまでに大
タービン建屋	6 号炉 266cm	$10^{-7}/\oplus 213.3$ cm	きな裕度があ
	7 号炉 266cm		る
コントロール建屋	371cm		
軽油タンク	6 号炉 321cm		
	7 号炉 321cm		

表4.1 各建屋・タンクの積雪荷重と年超過頻度の比較

② 送変電設備の屋外設備への着氷

着氷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う外部電源喪失につい ては考慮すべき起因事象として選定する。 ③ 空調給気口の閉塞

仮に D/G 室空調給気口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 に至ることとなるが、全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象や地 震、津波レベル 1PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、基本的には除雪管理が可能であるが、D/G室空調給気口が閉塞に至る積 雪深さは、年超過確率評価上、10⁻⁷/年より小さくなること、積雪の給気口への 付着・堆積についても除雪管理が可能であることから、積雪事象による給気口 閉塞事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又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した。(表4.2にD/G室空調及び中央制御室換気空調給気 口を示す。)

空調給排気口	設置高さ	年超過頻度	結果
D/G 室空調(A)	6 号炉:11.7 m	7.8m:10 ⁻⁷ /年未満	設置高さを
給気口	7号炉:11.5 m		超えるまで
D/G 室空調(A)	78 m	$\left[10^{-4}/$ 年:135.9cm \right]	に大きな裕
排気口	7.0 m	$10^{-7}/$ 年,212.2 cm	ー がもろ
D/G 室空調(B)	6 号炉:11.7 m		皮がめる
給気口	7 号炉:11.5 m		
D/G 室空調(B)	7 0		
排気口	1.8 m		
D/G 室空調(C)	6 号炉:11.7 m		
給気口	7 号炉:11.5 m		
D/G 室空調(C)	7.0		
排気口	7.0 m		
中央制御室換気	4 9 m		
空調設備給気口	4.2 III		
中央制御室換気	4.9 m		
空調設備排気口	4.2 M		

表 4.2 各空調給排気口の高さと年超過頻度の比較

- 2. 事故シーケンスの特定
 - 1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。
 - ○原子炉建屋の天井が崩落した場合に,原子炉補機冷却系が機能喪失し,最終ヒ ートシンク喪失に至るシナリオ。
 - ○タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービ ントリップに至るシナリオ。

- ○コントロール建屋の天井が崩落した場合に,建屋最上階に設置している中央制 御室が物理的又は積雪(雪融け水含む)により機能喪失し,計測制御系機能喪 失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が 溢水により機能喪失に至るシナリオ。
- ○軽油タンクの天井が崩落した場合で、かつ外部電源喪失が発生している状況下 において、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により、全交 流動力電源喪失に至るシナリオ。
- ○送電線や碍子へ雪が着氷することによって,相間短絡を起こし外部電源が喪失 するシナリオ。
- ○D/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失,かつ外部 電源喪失の同時発生により全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRA にて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

また、1.(4)項での起因事象の特定結果のとおり、上記シナリオの内、建屋又 は軽油タンクの天井崩落やD/G室空調給気口閉塞については、事象の発生頻度が 表4.1及び表4.2に示したように非常に小さいこと、除雪管理により発生を防止可 能なことから、発生自体が非常に稀な事象であり、事故シーケンス抽出にあたっ て考慮すべき起因事象として選定不要であると判断した。

よって、事故シーケンス抽出にあたって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失 のみとなるが、各建屋及び軽油タンク等の健全性が確保される限り、非常用交流 電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、事故シーケンスに至る ことはない。

従って,積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シー ケンスは生じないと判断した。

以上
設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出

- 1. 起因事象の特定
- (1)構築物,系統及び機器(以下,設備等)の損傷・機能喪失モードの抽出 柏崎刈羽原子力発電所の立地環境,国外の評価事例や国内で発生したト ラブル事例等から低温に対する発電所への影響を調査し,その結果,以下 の通り機能喪失モードを抽出した。
 - 屋外タンク及び配管内流体の凍結
 - ② ヒートシンク(海水)の凍結
 - ③ 着氷による送電線の相間短絡
- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し,影響を受ける可能性のある設備等の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある 設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には,以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

(屋外設備)

- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系(以下,軽油タン ク等)
- · 取水設備(海水)
- ·送変電設備
- (3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して,(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上,発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温によって軽油タンク等内の軽油が凍結するとともに,以下③に示す 外部電源喪失が発生している状況下においては,非常用ディーゼル発電設 備(ディタンク)の燃料枯渇により,全交流動力電源喪失に至る。

②ヒートシンク(海水)の凍結

低温によって柏崎刈羽原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こ

りえないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③着氷による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ雪が着氷(着氷雪)することによって,相間短絡を起こ し外部電源が喪失するシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて,想定を越える低温事象に対しての 裕度評価(起因事象発生可能性評価)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屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温に対して設計上の配慮はなされているものの,設計基準を超える低 温事象に対しては発生を否定できないため,軽油タンク等内の軽油の凍結 を想定した場合,外部電源喪失の同時発生時においては,非常用ディーゼ ル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシ ナリオは考えられる。

ただし、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る温度-20℃は、年超過確率 評価上、約10⁻⁷/年(10⁻⁷/年の年超過頻度に対する温度は-16.0℃)未満と なることから、起因事象としての発生頻度は十分に小さい。

②ヒートシンク(海水)の凍結

上述のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定する シナリオはない。

③送変電設備の屋外設備への着氷

着氷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う外部 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. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として 全交流動力電源喪失と外部電源喪失を選定したが、いずれも運転時の内部事 象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事 故シーケンスではない。

また、上述のとおり、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る低温事象は、年 超過確率評価上、約10⁻⁷/年と非常に稀な事象であることから、低温事象を要 因とする全交流動力電源喪失についての詳細評価は不要と考えられる。

よって、事故シーケンス抽出にあたって考慮すべき起因事象は、外部電源

喪失のみとなるが,軽油タンク等内の軽油が凍結する可能性の小ささを踏ま えると,有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

以上

設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出

- 1. 起因事象の特定
- (1)構築物,系統及び機器(以下,設備等)の損傷・機能喪失モードの抽出 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,国外の評価 事例,国内で発生したトラブル事例も参照し,以下のとおり,損傷・機能喪 失モードを抽出した。
 - ① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ
 - ② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ
 - ③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位
- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し,影響を受ける可能性のある 設備の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を 評価対象設備として選定する。

ただし, 落雷については, 建屋内外を含め全ての設備等に影響が及ぶ可能性 が考えられるため, 具体的な設備の特定は実施せず, 次項の起因事象になりう るシナリオの選定にあたっては, 影響範囲が同様である地震 PRA の評価を参照 し行うこととする。

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し,(2)項で選定した評価対象 設備への影響を検討の上,発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては、「原子力発電所の地震を起因とした確率論的 安全評価に関する実施基準:2007」((社)日本原子力学会)および柏崎刈羽 原子力発電所7号炉に対する地震 PRA の起因事象選定の考え方から、落雷で の発生可能性のある起因事象となりうるシナリオについて検討した。

ただし、落雷の影響として構造損傷は発生しないことから、地震 PRA にて 考慮している起因事象の内、原子炉格納容器及び圧力容器の損傷、LOCA 事象 といった建屋・構造物の損傷については除外した。

また,設計基準を上回る落雷では,ノイズにより計測制御設備が誤動作し スクラムする可能性がある。また,雷サージや誘導電位によりプラントが影 響を受けた場合,その異常(タービントリップ等)を検知しスクラムするこ とから、プラントスクラム後を想定した。

落雷については単発雷を想定すると,複数の系統に期待出来る設備につい ては区分分離が実施されているので,機能喪失することはない。従って,想 定を超える落雷の複数発生により生じるシナリオを想定した。

① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ

計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至るシナリオ。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外設備(送電線や送電鉄塔,変圧器,屋外設置タンク)への落雷により,当該設備の機能喪失に至るシナリオ。また,外部とのケーブルを融通している建屋内の制御盤・電源盤が機能喪失に至るシナリオ。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

屋外及び屋内設備に発生する誘導電位により,建屋内設備が機能喪失す るシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて,想定を上回る落雷(雷撃電流値)に 対する裕度評価(起因事象発生可能性評価)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 落雷により計測制御設備に発生するノイズ

当該事象の発生時には、計測制御設備誤動作によりプラントスクラム に至る可能性はあるが、ノイズの影響は計測制御設備に限定され、仮に 誤動作に至る場合でもプラントはスクラムし、以降の事象進展について は内部事象 PRA における過渡事象に含まれるため、起因事象としてはそ の他過渡事象として整理する。スクラム以外の誤動作(ポンプの誤起動 等)については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易 であることから、起因事象としては抽出しない。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外変圧器に過度な電流が発生した場合,機器には雷サージの影響を 緩和するため保安器が設置されているが,設計を超える落雷が発生した 場合,外部電源喪失に至る可能性がある。さらに,屋外設置のタンク類 (軽油タンク,液化窒素貯槽)の内,軽油タンクと屋内非常用ディーゼル 発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディー ゼル発電設備機能喪失に至る場合,全交流動力電源喪失となることから 起因事象として抽出した。また,シナリオとして抽出されない各個別機 器の機能喪失についてはその他過渡事象として考慮した。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

落雷による屋外及び屋内設備へ発生する誘導電位については、その影響が広範囲に渡るため、地震 PRA にて選定される起因事象の内、建屋・ 構造物の損傷を除外した起因事象として下記を抽出した。ただし、スク ラム後の状態を想定していることから、ATWS については対象外とし、下 記に含まれない事象についてはその他過渡事象とした。柏崎刈羽原子力 発電所7号炉に対する地震 PRA での起因事象選定のフローを参考に落雷 により発生しうる起因事象選定を実施した。(図1参照)

- ·外部電源喪失
- · 全交流動力電源喪失
- ·原子炉補機冷却系喪失
- · 直流電源喪失
- 計測・制御系喪失に伴う制御不能
- ・その他過渡事象

上記起因事象の内,安全上重要な設備の損傷を要因とするものについて,設計基準雷撃電流値200kAを超える雷撃電流値に対する裕度(起因事象発生可能性)を評価した。

評価は、過去に実施した雷インパルス試験結果をもとに、雷撃電流に より発生する誘導電位が各設備の絶縁耐力値を上回る雷撃電流値を評 価し、その雷撃電流値の発生可能性について評価を実施した。具体的に は、印加電流とそれにより発生する誘導電位は比例関係にあることが知 られていることから、過去の電インパルス試験結果から印加電流(雷撃 電流)に応じて発生する誘導電位を推定し、各設備の絶縁耐力値(設計 値が低い計測制御設備:雷インパルス試験絶縁耐力値 1000V) との比較 により機能喪失判断を実施した。6 号炉の場合、印加電流に対し発生し うる最大の誘導電圧は 200kA 換算で 709.3V であるが(表 1 参照), こ の関係から絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 282kA(発生頻度は 8.7×10⁻⁶件/年)で設備損傷と判断する。7号炉の場合表2より絶縁耐 力値 1000V に達する雷撃電流値は 620kA(発生頻度 1.4×10⁻⁷件/年)と なる。従って,安全上重要な設備が損傷に至る雷撃が発生する可能性は 非常に小さく、かつ起因事象の発生には複数区分の設備が損傷すること が必要となるため、落雷を要因とする上記起因事象の発生は極低頻度事 象であるため考慮不要とした。

		誘導電圧	測定値(V)	誘導電圧					
発点- 着点	ケーブル 種類	(()内は	印加電流(A))	200kA 換算値(V)					
		発点側	着点側	発点側	着点側				
R/B (FMCRD) — C/B	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7				
R/B(4F 東側) — T/B	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7				
R/B(4F 東側 以外)- T/B	制御	0.84(900)	0.042(900)	186. 7	9. 3				
R/B2F — B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6				

表1. 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(6 号炉)

表 2. 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(7 号炉)

発点- 着点	ケーブル 種類	誘導電圧液 (()内はF	則定値(V) 印加電流(A))	誘導電圧 200kA 換算値(V)					
		発点側	着点側	発点側	着点側				
R/B(FMCRD) - C/B	計装	1.1(868)	0.34(872)	253.5	78.0				
R/B(4F 東側)- T/B	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 *	73.7				
R/B(4F 東側 以外)- T/B	制御	1.04(904)	1.4(868)	230. 1	322.6				
R/B2F — B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4				

※柏崎刈羽原子力発電所7号炉の場合, R/B(4F 東側) - T/B間で最大約1150V/200kAの誘導電位が発生するが,当該区間を融通しているのは「R/A 外気差圧発信器」のみであり,差圧発信器にはアレスタ(電インパルス試験耐電圧値:15kV)が内蔵されており,機器に影響を及ぼすことは無い。



図1 原子炉の燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(落雷)

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のあるシナリオ及び起因事象として以下の通り抽出した。

- ○落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により,プラントスク ラムに至るシナリオ
- ○屋外設備への雷サージの影響により,外部電源喪失,全交流動力電源喪 失及びその他過渡事象に至るシナリオ
- ○建屋内外への雷による誘導電流の影響により,各種設備が機能喪失に至 るシナリオ

上記のシナリオにおける起因事象については、内部事象や地震、津波レベル 1PRAにて考慮しており、落雷により追加するべき事故シーケンスは無いと判断 した。

また,上記シナリオの発生頻度は,1.(4)に示した通り極低頻度であること, または発生した場合であっても緩和設備に期待出来ることから,有意な頻度ま たは影響をもたらす事故シーケンスには至らないものと判断した。

以上

設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出

- 1. 起因事象の特定
 - (1)構築物,系統及び機器(以下,設備等)の損傷・機能喪失モードの抽出 火山事象の内,火砕流や火山弾といった原子力発電所の火山影響評価ガイド (制定 平成25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定) (以下,影響評価ガイド)において設計対応不可とされている事象については, 影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼ す可能性が無いと判断されている。よって,個々の火山事象への設計対応及び運 転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物のうち火山灰(以下, 降下火山灰)を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火山灰により設備等に発生する可能性のある影響について、影響評価ガイ ドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重
- ② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- ③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞
- ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
- ⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化
- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し,影響を受ける可能性のある 設備の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評 価対象設備として選定する。

① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

(建屋)

原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋

(屋外設備)

軽油タンク,非常用ディーゼル発電設備燃料移送系(以下,軽油タンク 等)

降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

取水口及び海水系(原子炉補機冷却海水系)

- ③ 降下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
 - ・ディーゼル発電機室非常用給気設備(6 号炉),非常用電気品区域換気 空調(7 号炉)(以下,D/G 室空調)
- ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
 軽油タンク等
- ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡 送変電設備
- ⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化– (アクセスルート)
- (3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して,(2)項で選定した評価対象 設備への影響を検討の上,発生可能性のあるシナリオを選定した。

降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

<建屋>

○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に,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。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に,建屋最上 階に設置しているタービン,発電機に影響が及び,タービントリップに 至る。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に,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。

<屋外設備>

○軽油タンク

軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落,破損に至り,以下⑤に 示す外部電源喪失が発生している状況下においては,非常用ディーゼル 発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により,全交流動力電源喪失に至る。

添 2-4-2

建屋及び屋外設備に対する降下火山灰堆積荷重により発生可能性のある シナリオは以下のとおり。

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中への降下火山灰による取水口や海水系への影響については,定量 的な裕度評価は困難ではあるが,降下火山灰に対する取水量や取水設備構 造などを考慮すると,取水口閉塞の発生は考えにくく,考慮すべきシナリ オとしては抽出不要と考えられる。

海水系については,海水中の火山灰が高濃度な場合には,熱交換器の伝 熱管,海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄 能力を上回ることによる閉塞により,海水系設備の機能喪失,最終ヒート シンク喪失に至る。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞

降下火山灰によって中央制御室換気空調および D/G 室空調給気口閉塞に より各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。)

D/G 室空調給気口閉塞により,非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において,以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では,全交流動力電源喪失に至る。

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については,屋外設備表面 には耐食性の塗装(エポキシ等)が施されており腐食の抑制効果が考えら れること,腐食の進展速度の遅さを考慮し,適切な保全管理が可能と判断, 考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

- ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡 火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至る。
- ⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

降下火山灰により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及 ぼす可能性があるものの,設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオで あれば基本的に屋外での現場対応はなく,仮にアクセス性や屋外の作業性 へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては, 除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①~⑤の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋 外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討する

添 2-4-3

ものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火山灰に対しての裕 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。(火山事象については、積雪や落雷のように年超過確率の評価が 困難であるため、それに基づく起因事象発生可能性の考慮は実施しない。)

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

設計として想定している降下火山灰堆積量30cmは,表4.1に示す各建屋天 井及び軽油タンクの許容荷重より小さく,裕度を有しているものの,各建 屋及び軽油タンクの許容荷重以上に堆積した場合には,(3)項で選定した各 シナリオに至る可能性がある。

ただし,最終ヒートシンク喪失,タービントリップ,計測制御系機能喪 失,全交流動力電源喪失については,内部事象や地震,津波のレベル1PRA でも考慮している事象であることから,追加のシナリオではない。

建屋・タンク	許容荷重
原子炉建屋	6 号炉:71cm
	7 号炉:72cm
タービン建屋	6 号炉:53cm
	7 号炉:53cm
コントロール建屋	74cm
軽油タンク	6 号炉:64cm
	7 号炉:64cm

表4.1 各建屋・タンクの火山灰堆積における許容荷重

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中の降下火山灰による海水系への影響については、火山灰の性質で ある硬度を考慮すると、海水中の降下火山灰によって熱交換器の伝熱管や 海水ポンプ軸受の異常磨耗は進展しにくく、また、海水ストレーナの自動 洗浄機能によって、機能喪失することは考えにくい、しかし、何らかの理 由で、海水中の火山灰が大量に流入した場合には、海水系が機能喪失し、 最終ヒートシンク喪失に至る可能性はある。ただし、最終ヒートシンク喪 失は内部事象や地震、津波のレベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオ ではない。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞

D/G 室空調フィルタへの降下火山灰の影響については,設計基準を超える 降下火山灰に対しても、フィルタ交換が可能な構造であることを考慮する と、換気空調系フィルタの閉塞発生可能性が十分に低減されると考えられ るが、定量的な裕度評価が困難であり、何らかの理由で大量の火山灰が流 入した場合は、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る。ただし、非常 用ディーゼル発電機の機能喪失は内部事象や地震、津波のレベル 1PRA でも 考慮しており追加のシナリオではない。

- ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
 - 火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については,屋外設備表面 に耐食性の塗装(エポキシなど)が施されており腐食の抑制効果があるこ と,及び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り発生 防止が可能であるため,腐食を要因とする起因事象は考慮不要である。
- ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

降下火山灰の影響を受ける可能性がある送変電設備は,発電所内外の広 範囲に渡るため,全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不 具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できない。ただし,外部電源 喪失は内部事象や地震,津波でも考慮しており追加のシナリオではない。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定したが、いずれの シナリオについても、内部事象または地震、津波レベル1PRAにて考慮しているも のであり、追加すべき新たなものはない。

- ・原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失
- ・タービン建屋天井崩落によるタービントリップ
- ・コントロール建屋天井崩落による計測制御系機能喪失
- ・軽油タンク等の損傷及び外部電源喪失の重畳による全交流動力電源喪失
- ・海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失
- ・D/G室空調給気口閉塞及び外部電源喪失による全交流動力電源喪失
- ・送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失

また、上記シナリオの内、各建屋及び軽油タンクの天井の崩落については、除灰 により発生防止を図ることが可能であること、 D/G室空調給気口閉塞についてもフ ィルタ交換により発生防止を図ることが可能であることから、それぞれ発生自体が 影響のある事故シーケンスとはならないものと判断した。

以上

添 2-4-5

設計基準を超える風(台風)事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

- (1)構築物,系統及び機器(以下,設備等)の損傷・機能喪失モードの抽出 風(台風)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,国外の評価 事例,国内で発生したトラブル事例も参照し,以下のとおり,損傷・機能喪失モー ドを抽出した。
 - 風荷重による建屋や設備等の損傷
 - ② 強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
 - ③ 強風によるアクセス性や作業性の悪化
- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し,影響を受ける可能性のある設備等の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には,以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

- <建屋>
 - ・原子炉建屋, コントロール建屋, タービン建屋
- <屋外設備>
 - 送変電設備
 - ・軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系(以下、軽油タンク等)
 - ・取水口
- (3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に,(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上,発生可能性のあるシナリオを選定した。

風荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋外設備に対する風荷重により発生可能性のあるシナリオは以下の とおり。

<建屋>

○原子炉建屋

風速については、年超過確率評価上、10⁻⁷/年となる風速は55.7m/s(地上

高 10m, 10 分間平均風速)となるが,原子炉建屋については十分な厚さを 有した鉄筋コンクリート造のため,この程度の極めて発生することが稀な風 荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○コントロール建屋

風速については、年超過確率評価上、10⁻⁷/年となる風速は55.7m/s(地上 高 10m、10 分間平均風速)となるが、コントロール建屋は十分な厚さを有 した鉄筋コンクリート造であり、極端な風荷重を想定しても建屋の頑健性は 維持されると考えられる。

○タービン建屋

タービン建屋については,建屋上層部が鉄骨造である。万が一,風荷重に より破損に至るような場合は,鉄骨造である建屋上層部が考えられる。その 場合の影響範囲としては,タービンや発電機が想定され,シナリオとしては タービントリップが考えられる。

- <屋外設備>
 - ○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

○軽油タンク等

風速については、年超過確率評価上、10⁻⁷/年となる風速は55.7m/s(地上 高 10m、10 分間平均風速)となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タ ンク等が損傷に至ることは無いものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油 タンク等が損傷し、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っている とすると、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により全交 流動力電源喪失に至る。

②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

強風により資機材,車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞さ せた場合,原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク 喪失に至るシナリオが考えられるが,取水口を閉塞させる程の資機材や車両等 の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

③"アクセス性や作業性の悪化"

強風により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぶ可能性が あるものの,設計基準対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋 外現場対応はなく,仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても 問題はない。

そのため上記①の影響評価の結果として,電源車の接続といった屋外での作 業が必要となるケースが確認された場合に,別途,詳細検討するものとする。 (4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて,想定を超える風荷重に対しての裕度評価 (起因事象発生可能性評価)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 建屋や屋外設備に対する"荷重"により発生可能性のあるシナリオ

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり風荷重に対して設計上の配慮はなされ ているものの,設計基準を大幅に超える風荷重が建屋に作用した場合,建屋が 損傷してタービン,発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため,タービ ン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選 定する。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造で あり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、年超過 確率10⁻⁷/年の風速55.7m/s(地上高10m,10分間平均風速)を超える風荷重が 作用した場合であっても大規模損傷に至らないと考えられることから風荷重 による建屋損傷シナリオは考慮不要とした。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの,設計基準を超える風 荷重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う外部電源喪 失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全 交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上、10⁻⁷/年と なる風速55.7m/s(地上高10m、10分間平均風速)の風荷重が作用した場合 であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分小さ く詳細評価は不要と考えられる。

- 2. 事故シーケンスの特定
 - 1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。
 - ○タービン建屋損傷に伴いタービントリップに至るシナリオ
 - ○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
 - ○軽油タンク等が損傷、かつ外部電源が喪失している状況下において、非常用デ ィーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至 るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮

しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオの内、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷 可能性(年超過確率評価上、<10⁻⁷/年)を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象 であり、起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく、 原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性を踏まえると、これ ら起因事象から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

以上

設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

- 1. 起因事象の特定
- (1)構築物,系統及び機器(以下,設備等)の損傷・機能喪失モードの抽出 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,国外の評価 事例,国内で発生したトラブル事例も参照し,以下のとおり,損傷・機能喪 失モードを抽出した。
 - 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
 - ① 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
 - ③ 風荷重,気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建 屋や設備等の損傷
 - ④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
 - ⑤ 竜巻襲来後のガレキ散乱によるアクセス性や作業性の悪化
- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し,影響を受ける可能性のある 設備等の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備 等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として 選定した。ただし、屋内設備については、飛来物の建屋外壁貫通を考慮する と屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるが、個別機器としては特定せず、 地上1階以上かつ PCV 外の機器については損傷を前提とする。

<建屋>

- ・原子炉建屋, コントロール建屋, タービン建屋
- <屋外設備>
 - ・送変電設備、軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系
- (3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し,(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上,発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては,「原子力発電所の地震を起因とした確率論的 安全評価に関する実施基準:2007」((社)日本原子力学会)および柏崎刈羽原 子力発電所7号機に対する地震 PRA の結果から,地震により発生する起因事 象を参照し、竜巻での発生可能性のある起因事象となりうるシナリオについて検討した。

竜巻の影響としては, 飛来物の建屋外壁貫通が考えられるものの, 原子炉 建屋等の大規模破損に至ることは考えられないこと, 更には原子炉格納容器 及び原子炉格納容器内の設備まで影響を及ぼすことは考えられないことから, 地震 PRA にて考慮している起因事象の内, 原子炉格納容器の損傷, 原子炉圧 力容器の損傷, LOCA 事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に,(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上,発生可能性のあるシナリオを選定した。

風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性 のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、10⁻⁷/年となる風速 は 90m/s 程度となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄 筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計 されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に 対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加 えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組 み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建 屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし、ブローアウトパネル は、建屋内外の差圧により開放する。

○コントロール建屋

原子炉建屋同様,コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コン クリート造であり,風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されて いることから,この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対して も建屋の頑健性は維持されると考えられる。また,風荷重に加えて気 圧差荷重が作用した場合であっても,風荷重と気圧差荷重を組み合わ せた荷重は,コントロール建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建 屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

タービン建屋については、建屋上層部が鉄骨造であるため、年超過 確率10⁻⁷/年以下である風速92m/sを超える竜巻の風荷重及び気圧差荷 重により破損に至る可能性が高いと考えられる。その場合の影響範囲 としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービン トリップが考えられる。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合,外部電源が喪失する。 ○軽油タンク,非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、10⁻⁷/年となる風速 は 90m/s 程度となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が 損傷に至ることは無いものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タ ンク等が損傷した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失 に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の 燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。

<屋内設備>

- タービン建屋上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至った 場合、タービンや発電機への影響が想定され、シナリオとしてはタ ービントリップが考えられる。
- 非常用電気品区域換気空調設備は、原子炉建屋内に設置されており 風荷重の影響を直接受けないが、気圧差荷重によりダクト、ファン、 ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により、非常用 ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、非常用ディーゼル 発電機室温度の上昇に伴い、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、 交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。また、その状況下 において、送変電設備の損傷により外部電源喪失にも至っていると すると、全交流動力電源喪失となる。
- 中央制御室換気空調設備は、コントロール建屋に設置されており、 気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等への影響が考えられる。
 それら設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中 央制御室内の温度が上昇するが、即、中央制御室内の機器へ影響が 及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり竜巻襲来後の対応 は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナ リオは考慮不要とする。
- ② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性の あるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋, コントロール建屋, タービン建屋

飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を 及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、 <屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備

▲荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。
 ○軽油タンク,非常用ディーゼル発電設備燃料移送系
 ▲荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

<屋内設備>

- 原子炉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 に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合,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 るが,原子炉補機冷却系のサージタンクは,多重化されていること に加えて分散配置されているため原子炉補機冷却系のサージタン クに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失する確率 は極低頻度であること,更には,竜巻の襲来確率が極低頻度である ことを考慮すると,補機冷却系が喪失するのは10⁻⁷/年より小さくな ることから,最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考慮不要とす る。
- 原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備ディタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備(ディタンク)の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが、原子炉建屋3階の非常用ディーゼル発電設備ディタンク室のコンクリート外壁の厚さは70cmであり、飛来物の衝突に対して貫通を避けるための十分な厚さであるため、貫通することはないと考えられる。したがって、飛来物による非常用ディーゼル発電設備ディタンクの損傷は考慮不要とする。
- ・原子炉建屋1階に設置している非常用ディーゼル発電設備に建屋扉 を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合や3階に設置し ている非常用ディーゼル発電設備室空調給気口に飛来物が衝突し て閉塞し、全数機能喪失した場合で、かつ送変電設備の損傷により 外部電源喪失に至っているとすると、全交流動力電源喪失に至るシ ナリオが考えられるが、非常用ディーゼル発電設備及び空調給気口 は多重化されていることに加えて分散配置されているため、非常用

ディーゼル発電設備が全数機能喪失する確率は極低頻度であること、更には、竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると、 非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失するのは 10⁻⁷/年より小さくなることから、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

- コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御 設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して安全系設備の制御に 係る設備が全数機能喪失した場合,計測制御系機能喪失に至るシナ リオが考えられるが,飛来物の衝突により安全系設備の制御に係る 設備が全数機能喪失するのは,極低頻度であると考えられることか ら飛来物による計測制御系機能喪失シナリオは考慮不要とする。
- タービン建屋2階に設置しているタービンや発電機に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合のシナリオとしては、タービントリップが考えられる。
- タービン建屋1階に設置している循環水ポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合、復水器の真空度が低下し、出力低下または手動停止に至る。

ただし、上記シナリオの内、タービントリップ以外は、飛来物発生の 要因である大規模竜巻の発生頻度が極低頻度であり、更に飛来物が発生 し建屋へ衝突、壁を貫通する可能性、壁を貫通したとしてもそれにより 屋内設備が機能喪失に至る可能性を考慮すると、発生可能性は極めて小 さい。加えて、安全系に関わる設備(原子炉補機冷却系、非常用ディー ゼル発電設備ディタンクなど)は多重化されており、複数区分の設備が 同時に損傷に至らない限り上述の起因事象には至らないことから、極め て稀な事象であり詳細評価不要と判断した。

③ 風荷重,気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋 や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組み合わせ荷重により発生可能性のあるシ ナリオについては、①、②に包絡される。

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材,車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉 塞させた場合,原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒー トシンク喪失に至るシナリオが考えられるが,取水口を閉塞させる程の資 機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。 ⑤"アクセス性や作業性の悪化"

竜巻襲来後のガレキ散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作 業性に影響を及ぶ可能性があるものの,設計基準対処設備のみで対応可能 なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく,仮にアクセス性や屋外 作業へ影響がおよんだ場合であっても問題はない。

そのため上記①~④の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋 外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討する ものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて,想定を超える風荷重,気圧差荷重及 び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価(起因事象発生可能性評価)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。

 建屋や建屋内外設備に対する"風荷重及び気圧差荷重"により発生可能 性のあるシナリオ

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり年超過確率 10⁻⁷/年以下である風速 92m/s を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が建屋に作用した場合, 建 屋が損傷してタービン,発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないた め,タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシ ナリオとして選定するが,運転時の内部事象および地震,津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリー ト造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており、年 超過確率10⁻⁷/年以下である風速92m/sを超える竜巻の風荷重及び気圧差 荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないことから風荷重及 び気圧差荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要としている。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重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 える風荷重及び気圧差荷重に対して発生を否定できないため,送変電 設備の損傷に伴う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。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

添 2-6-6

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定す ると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率10⁻⁷/ 年以下である風速92m/sを超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用 した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生 頻度は十分小さく詳細評価は不要と判断した。

<屋内設備>

○タービン建屋の損傷によりタービンや発電機に影響及ぼすことによ るタービントリップ

先述のとおり、タービン建屋損傷によりタービンや発電機に影響 を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うター ビントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運 転時の内部事象および地震、津波レベル 1PRA でも考慮しているも のであり追加のシナリオではない。

○非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う全交流動力電源喪失 非常用電気品区域換気空調設備の内,気圧差の影響を受けやすい ダクトについては,設計を超える荷重が作用した場合変形する可能 性はあるものの,一定の風量は確保可能であると考えられるため, 非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う非常用ディーゼル発電設 備の機能喪失(外部電源喪失状況下においては全交流動力電源喪失) がシナリオとしては考えられる。しかし,内部事象レベル 1PRA で も考慮しており追加のシナリオではない。

② 建屋や建屋内外設備に対する"飛来物の衝撃荷重"により発生する可能 性のあるシナリオ

<建屋>

原子炉建屋,コントロール建屋及びタービン建屋は,飛来物が建屋外 壁を貫通することにより,屋内設備に波及的影響を及ぼすが,発生可能 性のあるシナリオは,<屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

飛来物の衝撃荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の 損傷に伴う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 るが、運転時の内部事象および地震、津波レベル 1PRA でも考慮して いるものであり追加のシナリオではない。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定す ると全交流動力電源喪失に至るが、全交流動力電源喪失は運転時の内

添 2-6-7

部事象および地震,津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

<屋内設備>

- ○飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップ タービン建屋上層部は鉄骨造であり、外壁については、原子炉建 屋やコントロール建屋に比べて強度が低い材質であるため飛来物の 貫通リスクが高く、タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発 電機に飛来物が衝突する可能性は否定できないため、飛来物がター ビンや発電機に衝突することに伴うタービントリップについては考 慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象および地震、 津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオでは ない。
- ○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し,復水器の真空度が低下す ることに伴い出力低下または手動停止に至るシナリオ

タービン建屋1階の循環水ポンプエリアの外壁には,開口部(ルー バ)があるため飛来物の侵入リスクが高く,循環水ポンプに飛来物 が衝突し,循環水ポンプが損傷する可能性がある。その場合の影響 としては,復水器真空度低下に伴う出力低下または手動停止などの 措置が考えられるが,運転時の内部事象および地震,津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

- 2. 炉心損傷事故シーケンスの特定
 - 1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。
 - ○風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷または、飛来物が建屋外 壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップ に至るシナリオ
 - ○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
 - ○軽油タンク等が損傷,かつ外部電源喪失している状況下において,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に至るシ ナリオ
 - ○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し,復水器の真空度が低下する ことに伴い出力低下または手動停止に至るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象及び地震、津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオの内、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性(年超過確率10⁻⁷/年未満)を考慮すると、発生自体が非常に稀

な事象であることから起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失の みを考慮すればよく,原子炉建屋及びコントロール建屋,軽油タンク等の損 傷可能性及び飛来物の建屋貫通による屋内設備の損傷可能性を踏まえると, これら起因事象から有意な影響のある炉心損傷事故シーケンスは生じないと 判断した。

以 上

【凡例】

a. 組み合わせた場合も影響が増長しないもの(逆に影響が小さくなるものを含む)

b. 同時に発生する可能性が極めて低いもの

c. 増長する影響について、単一の事象の検討で包絡されている、もしくは単一の事象の設計余裕に包絡されているもの d. c以外で影響が増長するもの

I:各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し,重ね合わさって増長するケース

Ⅱ:ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

Ⅲ-1:他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース Ⅲ-2:他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

					1		-							1	_	1		1		2		1	r	
				No.			1				2				3		4			5		6		7
1	事象① 事象			1					地震系					1					風水害系					
		事象①	事象		4	u đ		津波				RÅ	次- レ	国 (ム	国会さい		*	:光		***	地下セルトン注合			
						ł	也辰							Pie .	牟小	風(吉	風呂むり		甩	17		洛雷	地下水的	こよっ反反
		事象(2)		損傷·機能喪	0 + 4 (1) =		③地面隆起			2)荷重(衝		(4)閉墨(取			0 # A (11)	0#4(17	() 開(() () ()	0#4(17	0##(FF	0 # A 1/5				
		1.346		失モード	①荷重(地震	€ (2)地盤次ト	(相対的な水	④泥涌出	①浸水	空) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2) (2	③浮力	水)	⑤冷却機能	①浸水	(2) 荷重(堆	① 何重 (風	(2)閉墨(取	① 何重 (風	2) 何重(気圧	③何重(衝	④閉墨(取	①雷サージ	①地盤不安	(2)浸水
				· · ·	荷重)	(変位)	位低下)	O PEOL	0.2.1	襲来物・波力	5	襲来物·海底	低下:海水系	012.1.	積)	圧)	水)	圧)	差)	突)	水)	&誘導電流	定	0.2.1.
No		重象	指作・ 機能 鹿牛 チード								-	砂移動												
110.		尹 承	① 恭香(地雷恭香)			<u> </u>	<u> </u>	<u> </u>						-	-	Ŀ		L	L	J(II)	L	1(п)	-	(п)
			①何里(地展何里)		\sim	\sim	\sim	\sim	-	-		-	-	a	a	D	a	D	D	a(11)	D	a(II)	a	u(II)
1		地震	(2) 地盤沉下(変位)			\sim	\sim		-	-	-	-	-	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			③地面隆起(相対的な水位低	下)					-	-	-	-	-	a	a	a	a	a	а	a	a	a	а	a
			④泥湧出						-	-	-	-	-	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			①浸水		-	-	-	-						а	а	a	a	a	а	а	а	a	а	а
	地震杀		2荷重(衝突)			_	_	_								h		ь		h		$d(\mathbf{\Pi})$		
			襲来物·波力											a	d	D	d	0	a	U	a	u(II)	a	a
2		津波	③浮力		-	-	-	-						а	а	a	a	a	а	а	а	d(II)	а	а
			④閉塞(取水)			_	_	_									h				h			
			襲来物·海底砂移動											a	d	a	0	a	a	a	U	a	a	a
			⑤冷却機能低下:海水系		-	-	-	-						а	а	a	b	а	а	a	b	а	a	а
2		降水	①浸水		a	a	a	a	a	а	a	a	a		\downarrow	a	a	a	a	a	a	a	a	d(Ⅲ-1)
	l	14-11	②荷重(堆積)		а	а	a	a	a	a	a	a	а			а	a	a	a	a	a	a	a	a
4		国(山国会+-)	①荷重(風圧)		b	а	а	a	a	b	a	а	a	а	a			c(I)	c(I)	c(I)	a	d(II)	a	а
4		周日間日の	②閉塞(取水)		a	а	a	a	a	а	a	b	a	а	a			а	a	a	b	a	a	a
	1		①荷重(風圧)		b	а	а	а	а	b	a	а	a	a	а	c(I)	а	\sim		<u> </u>		d(II)	а	a
	風水害系	when NP4	②荷重(気圧差)		b	а	а	а	a	b	а	а	а	а	а	c(1)	а	\sim	\sim	\sim	\sim	a	а	а
5		竜巻	③荷重(衝空)		h		a.			h		- u				c(I)		\sim	\sim	\sim	\sim	d(П)	- u	-
			④ 閉塞()		2	a .	a 2	a .	a 2	2	a .	h	a .	a 0	a .	0(1)	h	\sim	\sim	\sim	\sim	u(11)	a .	a
G		苏雷	①雷井		a	d	d	d	d	d	d	D	d	d	d	d	D					a	a	d
0	-	谷亩	①由リーンの防守电加		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a		a	a
7		地下水による浸食	①地盛个女正		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a		\sim
			(2) 浸水		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a		\leftarrow
			① 何重 (堆積)		d(Ⅲ-1)	а	a	a	a	а	а	a	a	a	d(I)	d(Ⅲ-1)	a	b	а	a	a	a	a	a
8		積雪	②相間短絡		а	а	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
	低温系		③閉塞(空調)		а	а	а	а	a	а	a	а	a	a	а	а	a	а	a	a	a	a	a	а
9	PEN ILLE / N	霜,霜柱	① -		а	а	a	а	a	a	а	а	а	а	а	a	a	a	а	а	а	a	а	а
10		低温	①外気温度低(凍結)		а	а	а	а	a	а	а	a	а	а	а	а	a	a	а	а	а	a	а	a
11		低温水(海水温低)	<u>_</u>		а	а	а	а	a	а	a	а	а	a	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а
12	古田市	高温	①外気温度高(冷却機能低下:	:空調)	а	а	a	а	a	a	а	a	а	а	а	a	a	a	а	а	а	a	а	a
13	尚温术	高温水(海水温高)	①海水温度高(冷却機能低下:	:海水系)	а	а	a	а	a	a	а	b	b	а	а	a	d(I)	a	a	а	b	a	а	a
14	霧,靄	•	(1)-		а	a	a	a	a	a	a	a	a	а	a	a	а	a	a	а	a	a	a	a
			①荷重(堆積)		d(Ⅲ-1)	а	а	а	а	h	а	а	а	а	d(I)	d(Ⅲ-1)	а	h	а	а	а	а	а	а
			②閉塞(取水)		a (111 1)	a	a	a	a	a	a	h	a	a	a(1)	a (111-1)	h	a	a	a	h	a	a	a
			③閉塞(空調)		9	9	9	9	9	2	9	3	9	9	9	9	2	2	9	9	9	2	9	2
15	de du		④阳奎(土调)		a .	a .	a .	a .	a 2	a 2	a .	2	a .	a.	a .	a 2	a 2	2	a .	a .	a .	a	a .	a
10	Λщ		同相間伝統		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			◎ 市 肉 坐 加 ⑥ 水 姪 汪 氿		a	a –	a	a	a -	a	a _	a	a	a	a	a	a	a	a -	a _	a	a	a -	a
			①小貝竹朱		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
10	114년14년 10		 ①人乳(方栄 ①共手(新売) 		a .	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
16	地消り	14.3月10	①何里(個矢)①明安(氏小)		b	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
17	御水中の 地	也消り	①闭墨(取水)		a	a	a	a	a	a	a	d(I)	a	а	a	a	b	a	a	a	b	a	a	a
18	土地の浸食	ま, カルスト	① 地盤不安定		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
19	土の伸縮		① 地盤不安定		a	a	a	a	a	а	a	а	a	а	a	a	а	а	a	a	a	а	a	а
20	海岸浸食		①冷却機能低下:海水系		a	а	a	a	a	а	a	b	a	а	a	a	b	a	a	a	b	a	a	а
91	赤林ルヅ		 ①熱影響 		a	а	a	a	a	а	a	a	а	а	a	a	a	a	a	a	a	a	a	а
21	林尔八火		②外気取入機器及び人への影	響	a	а	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
0.0	1- 11- 24-5-	14	①閉塞(取水)		а	а	a	a	a	а	а	d(I)	a	а	a	а	d(I)	а	а	а	d(I)	a	a	а
22	生物子的制	尹 承	①個別機器の損傷		а	а	a	а	a	а	a	a	a	а	a	a	а	a	а	а	a	a	а	а
23	塩害, 塩雲		①腐食		а	a	а	a	a	a	a	а	a	а	a	а	а	a	a	a	a	a	a	a
24	太陽フレア	,磁気嵐	①誘導電流		а	а	а	а	а	я	а	а	а	я	а	a	а	а	я	а	а	я	я	а
			 ①熱影響 				a.					- u				a.		- u	- u			a.	- u	-
25	火災・爆発		②外気取入機器及び人への影	缨	a 	a 	a 	a 	a	a 	a 	a 	a 	a 	a 	a 	a 	a 2	a 	a 	a 	a	a 	a
96	右害ガマ			н	a	a _	d	a	a -	a -	a –	a -	a -	a -	a –	a -	a -	a -	a -	a _	a	a -	a -	a
20	日母ルへ	ja j	 ①八 ジル 音 ①問塞(取水) 		а	a	a	a	ä	a	a	1 1	a	a	a	a	d. 1	a	a	а	a 1	a	a	a
27	耐産品店	<u>ح</u>	①母磁(駅小)		a	a	a	a	a	a	a	b	a	a	a	a	b	a	a	a	b	a	a	a
28	电燃印炉草言	3	し 电際 印 影響		а	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
29	サイト内外	での掘削	(リパーノル・配官損傷 (の)(エロ)(病		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
	L. der M. I		②料面倒壊		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
30	内部溢水		①彼水・没水		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
31	重量物輸設	乏	①燃料集合体落下,重機転倒		a	a	a	a	a	a	a	а	а	a	a	а	a	a	a	a	a	a	a	a
20	化学版质の	り放出にトス水低亜ル	①冷却効率低下		а	а	a	a	a	а	a	a	a	а	a	a	a	a	а	а	a	a	a	а
54	15-17/1月(////山による小り見芯旧	2腐食		а	а	a	а	a	а	a	а	a	a	a	а	а	a	а	a	a	а	a	а

【凡例】

a. 組み合わせた場合も影響が増長しないもの(逆に影響が小さくなるものを含む)

b. 同時に発生する可能性が極めて低いもの

c. 増長する影響について、単一の事象の検討で包絡されている、もしくは単一の事象の設計余裕に包絡されているもの d. c以外で影響が増長するもの

I: 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し, 重ね合わさって増長するケース

Ⅱ:ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

Ⅲ-1:他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース Ⅲ-2:他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

			8 ·										34 · 11 / 141 · 4											
				No.		8		9	10	11	12	13	14				15				16	17	18	19
							任	泪系		1	直测	王王												
			事象①	事象			(CA)		1	(作泪水 ()流水	[H] II	戸田 キ (治 キ	震震				жц				批漫り	海水中の地	土地の浸食,	十の伸縮
			,	7 - 25		積雪		霜,霜柱	低温	泡血小((西小	高温	同価小(何小) (旧合)	494 3 1210				Хн				2018 2	滑り	カルスト	*> 01000
						1	1			温 (広)		(L)			1	1	1	r	1	1		-		
												①海水泪度												
		事象②		損傷·機能喪	① 恭香 (##		⑦明宙(売)		①从层泪座		①外気温度	□/1毋/\/1Ⅲ/反 吉 ()△却搬船		① 恭香 (#	②明金(版	②明宙(売					① 恭香 (術	①明宙(雨	①地船て空	①地廠不安
				失モード	①何里(堆	②相間短絡	③闭壶(空	<u>_</u>	(1))/N 风温度 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	<u>(</u>)-	高(冷却機能	尚(行却機能	①-	①何里(堆	②闭壶(取	③闭莁(空	④腐食	⑤相関短絡	⑥水質汚染	⑦大気汚染	①何里(側	(1))利奉(取	①地盤不安	①地盛小女
					槓)		司同)	-	低(凍結)	-	低下:空調)	低下:) 御水	-	<i>禎)</i>	水)	司同)					突)	水)	疋	定
No		重免	指復 , 继 能 鹿 生 王 一 ド		-							糸)												
INU.		尹 弥			1/111 1)				1(11)					1/1111)			1	1		1	,			1
			①何里(地震何里)		d(Ш-1)	a	a	a	d(11)	a	a	a	a	d(III-1)	a	a	a	a	a	a	b	a	a	a
1		生産	②地盤沈下(変位)		a	а	а	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a	a	а	a	а	a	a	a
1		地辰	③地面隆起(相対的な水位低)	F)	a	a	а	a	a	a	а	a	а	a	а	a	a	a	а	a	a	a	a	а
			④泥涌出			9	9		9	9	9	9	9	9	2	9	9	9	2	9	9	9	9	9
					-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	a	-	- u
	抽雪玄				a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
	地展水		②何里(餌矢)		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			襲来物・波力																					
2		律波	③浮力		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			④閉塞(取水)												h							$d(\mathbf{I})$	0	
			襲来物·海底砂移動		d	d	d	d	d	d	d	d	d	d	D	d	d	d	d	d	d	u(1)	d	a
			⑤冷却機能低下:海水系		a	а	а	a	а	а	a	а	а	а	a	a	a	a	a	а	a	a	a	a
		ntr i	①浸水		а	а	я	а	а	а	а	а	а	я	а	а	я	а	я	я	d(Ⅲ-1)	а	а	а
3		降水	②荷重(堆積)		d(I m_1)	$d(\Pi_{-1})$								d(I m-2)							~(<u></u> 1)			
			 (一里(一回) ① 本香(国正) 		<u>и(1, ш-1)</u>	u(m -1)	a	a		a	ä	d	d	u(1, <u>m</u> -2)	ä	a	ä	a	ä	ä	a	a	d	a
4		風(台風含む)			d(III-1)	a	a	a	d(III-1)	a	a	a	a	d(Ш-1)	a	a	a	a	a	a	b	a	a	a
			②閉墨(取水)		a	a	a	a	a	a	a	a	a	а	b	a	a	а	а	а	a	b	a	a
1]			①荷重(風圧)		a	a	b	a	a	a	a	а	а	а	а	a	a	a	a	a	b	a	a	a
	風水害系	te Ma	②荷重(気圧差)		а	а	a	а	a	a	a	а	а	a	a	a	a	a	a	a	b	a	a	a
5		竜巻	③荷重(衝空)		-	-	-	-	-	-		-	2	-	-	-	-	-	- -	-	-	-	2	
			◎同重(国大) ④問葉(西水)		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a 1	a	a	a	a	a	a	1	a	a
			④闭塞(取水)		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	b	a	a	a	a	a	a	b	a	a
6		落雷	①雷サージ&誘導電流		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a	a	a	a
7		地下水にトス三条	①地盤不安定		a	а	a	a	a	a	a	а	a	а	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a
'		地下小による反良	2浸水		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			①荷重(堆積)		\sim	\sim	\sim		9	9	9	2	9	d(I Ⅲ-1)	2	9	9	9	9	9	d(Ⅲ-1)	9	9	9
0		待雷	① 相関伝統		\sim	\sim	\sim	a	a	-	-	a.	a .	u(1, m 1)	-	a	-	а 1 (Т)		-	u(m 1)	a	- -	
0		作用 白				\sim	\sim	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a(1)	a	a	a	a	a	a
	低温系		③闭奉(空調)				\rightarrow	a	a	a	a	a	a	a	a	d(1)	a	a	a	a	a	a	a	a
9	P.D. Comp. C	霜,霜柱	(1)-		a	a	a		а	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
10		低温	①外気温度低(凍結)		a	а	a	a		а	a	а	a	а	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a
11		低温水(海水温低)	(1)-		а	а	а	a	а	/	а	а	а	а	а	a	а	а	а	а	а	a	а	a
12		高温	①外気温度高(冷却機能低下・	空調)	-	2	9	9	2			2	9	2	2	2	2	-	2	2	9	9	2	9
10	高温系	1月1日 1月1日 (2月11日日)	①海水泪度言(冷却燃始低下,	上,両/	a	a	d	a	a	a		a	a	a	d	a	d	a	a	a	a	a	a	a
13	-	商価小(御水価局)	① 伊尔温及同(印44%) 化因十.	(两小示)	a	a	a	a	a	a	a		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
14	務,謁		(_)=		a	a	a	a	a	a	a	a		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			①荷重(堆積)		d(I)	a	a	a	a	a	a	a	a								b	a	a	a
			②閉塞(取水)		a	а	а	a	а	a	а	а	a								а	b	a	а
			③閉塞(空調)		а	а	d(I)	a	а	a	а	а	а	/	/	/	/	/	/	/	а	a	а	a
15	жц		④ 庭食		-	-	9	-	-	9	9	2	9		\sim	\sim	\sim	\sim	\sim	\sim	9	-	9	-
10			⑥相関伝紋		-	а ц (т)	u -	a	a	-	-	a	a	\sim	\sim	\sim		\sim	\sim		a	a	-	a
			③伯夷应相		a	d(1)	a	a	a	a	a	a	a								a	a	a	a
			⑥水質汚染		a	a	a	a	a	a	a	a	a								a	a	a	a
			①大気汚染		a	а	а	a	a	a	а	a	a								а	a	a	а
16	地滑り		①荷重(衝突)		a	a	а	a	a	a	а	а	a	a	а	a	a	a	a	a		а	a	а
17	海水中の地	も滑り	①閉塞(取水)		а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	b	а	а	а	а	а	а	/	а	а
18	十批の浸食	た カルスト	① 地盤不安定		-	-	-	-	-	-		2	2		-	-				_	-		<u> </u>	
10	土の仲竣		①地般不安定		a	a	a	a	a	-	-	a	a	a	u -	a	a	a	a	a	a	a		a
19	上の旧相		し地溢个女化		a	a	a	a	a	a	a	ä	ä	a	a	a	a	a	a	a	a	a	à	\vdash
20	海岸浸食		① 行却機能低下: 海水糸		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
91	杰林ル災		 ①熱影響 		a	a	а	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a	a	а	a	a	a	a	а
21	林小八火火		②外気取入機器及び人への影響	響	a	а	а	a	а	а	a	а	а	a	a	a	a	a	a	а	a	а	a	a
			①閉塞(取水)		а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	d(I)	а	а	а	а	а	а	d(I)	а	а
22	生物学的事	事象	①個別機器の損傷			a .			a			<u>a</u>	a 0			a .						u(1)	0	
0.0		•	①府金		a	a	d	a	a	a	a	a	a	a	a	a	d	a	a	a	a	a	a	a
23	<u> 出</u> 一 日 一 に	帝后世	山内良		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
24	太陽フレア	,悩気風	①誘導電流		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
25	ル巛,爆撃		①熱影響		a	a	а	a	a	a	a	а	a	a	а	a	а	a	a	а	a	a	a	a
20	ハ火・漆光		②外気取入機器及び人への影	響	a	a	а	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a	a	а	a	a	a	a	a
26	有毒ガス		 (1)人への影響 		а	а	я	а	а	а	а	а	а	а	а	а	я	а	я	я	я	я	а	а
97	記館の編究	2	①閉塞(阪水)		-	-	-	-	-	-		- u		-	L	-	-	-		-	-	L	- u	
41	周辺のロシノ関大	~	(1) (小小)		a	a	a	a	a	a	a	ä	ä	a	D	a	a	a	a	a	a	D	a	a
28	电做的障害	ŝ	① 电做的影響		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
20	サイト内ター	での掘削	①ケーブル・配管損傷		a	a	a	a	a	a	a	a	a	а	а	a	a	а	а	а	a	a	a	a
23	2.11.F32F	C - \ MUU1	②斜面倒壞		a	a	a	a	a	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	а
30	内部溢水		①被水·没水		а	a	a	а	a	a	a	а	а	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
31	臿 量物 輪 注	¢	① 燃料集合体茨下 臿機転倒		-	-	-	-		-		2	2		-	-	-	-		-	-	-	2	
01		-	① 冷却 杨家祇下		-	-	-	-	-	-	-	u c	u c	- a	-	-	-	- a	-	- a	-	-	a	-
32	化学物質の	の放出による水質悪化			a	a	a	a	a	a	a	ä	ä	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
1			(2)[話官		I a	I a	a	l a	I a	a (a	a	a	l a	l a	l a	a	I a	l a	l a	a	а	а	a

【凡例】	
------	--

a. 組み合わせた場合も影響が増長しないもの(逆に影響が小さくなるものを含む)

b. 同時に発生する可能性が極めて低いもの

c. 増長する影響について、単一の事象の検討で包絡されている、もしくは単一の事象の設計余裕に包絡されているもの d. c以外で影響が増長するもの

I: 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し, 重ね合わさって増長するケース

I: おる自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース Ⅲ-1:他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース Ⅲ-2:他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

			/	1	-	r		-		ш <i>2</i> .		Key 11-711/2 &		5-6 710-6-0	,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,	r	-		r		-	
				No.	20	2	21	2	22	23	24	2	5	26	27	28	2	9	30	31	3	2
			事象①	事象	海岸浸食	森林	、火災	生物学	的事象	塩害, 塩雲	太陽フレア, 磁気嵐	火災	・爆発	有毒ガス	船舶の衝突	電磁的障害	サイト内外	トでの掘削	内部溢水	重量物輸送	化学物質の加 悪	女出による水質 化
											1997 / 14/244										,2	
		事象②		損傷・機能喪 失モード	①冷却機能 低下:海水系	 ①熱影響 	②外気取入機器及び人への影響	①閉塞(取 水)	①個別機器 の損傷	①腐食	①誘導電流	 1. 熱影響 	(2)外気取入機器及び人への影響	①人への影 響	①閉塞(取 水)	①電磁的影 響	 ①ケーブル・ 配管損傷 	②斜面倒壊	①被水·没水	①燃料集合 体落下,重機 転倒	①冷却効率 低下	②腐食
No.		事象	損傷・機能喪失モード																			
			①荷重(地震荷重)		а	а	а	а	а	а	a	a	a	a	a	а	a	a	c(Ⅲ-1)	a	a	a
		u z	②地盤沈下(変位)		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
1		地震	③地面隆起(相対的な水位低)	下)	а	а	а	а	а	а	a	а	а	а	а	а	а	а	а	a	а	a
			④泥湧出		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			①浸水		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
	地震系		②荷重(衝突) 龍亚物·波力		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
2		津波	③浮力		а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а	а
-		IT IC	④月第 ④月第(取水)		u	u	u	u	ů	ŭ	a	u	u	a	u	u	ů	ů	u	a	ů	a
			襲来物·海底砂移動		а	a	а	d(I)	а	а	a	a	a	a	b	а	а	a	а	a	а	a
			⑤冷却機能低下:海水系		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
		ntr 1	①浸水		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
3		年7次	②荷重(堆積)		a	а	а	а	a	a	a	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a	a
			①荷重(風圧)		a	d(Ⅲ-1)	d(Ⅲ-1)	a	a	a	a	d(Ⅲ-1)	d(Ⅲ-1)	a	a	a	a	a	a	a	a	a
4		風(台風含む)	②閉塞(取水)		a	a (111 17	a (111 17)	d(I)	a	a	a	a	a (111 - 17)	a	h	a	a	a	a	a	a	a
			①荷重(風圧)		я	h	a	a(1)	a	a	a	þ	a	a	я	a	a	a	a	a	a	a
	風水害系	-t->//	②荷重(気圧差)		я	я	a	a	a	a	a	а	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
5		竜巻	③荷重(衝突)		я	я	я	8	a	8	2	2	2	2	я	я	2	a	a	a	a	a
			④阴茎(四火)		a	a	a	d(I)	a	a	a	a	a	a	h	a	a	a	a	a	a	a
6		茨 雪	①雷サージ&誘導電流		8	8	8	a (1)	a	8	h	a	a	a	3	8	a.	a	8	a .	a	a
0			① 抽繫不安定		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
7		地下水による浸食	②浸水		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
			①荷重(堆積)		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
8		積雪	②相間短絡 ②相間短絡		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
Ŭ			③閉塞(空調)		a	а 2	a 9	a.	a.	a.	a	a	a	a	a 2	a	а а	a	a 9	а а	a 9	a
9	低温系	雷 電柱			a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
10		相,相正 任担	 ①外気温度低(凍結) 		а э	- u	a 9	- u	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	a 9	a 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9
11		低温水(海水泪低)			a 3	a 9	3	a 9	a 9	a 9	a 9	a 9	a 9	۵ ۹	8	a	а 9	a	a 9	a 9	3	a
12		<u> </u> 直沮	 ①外気温度高(冷却機能低下・ 	· 空調)	а э	а э	a 9	u 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	α 9	a 9	a 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9
12	高温系	问证 宣泪水(流水泪直)	①海水温度高(冷却機能低下:	· 工(m) · 海水系)	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	h	a
14	靈 霜	同证小((何小证问)		14/11/11	a 9	a 9	3	a 9	a 9	a 9	a 9	a 9	a 9	a 9	a 9	a 9	a 9	a	а Э	a 9	9	a
11	494 1 144				а э	- u	a 9	- u	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	a 9	a 9	<u>и</u>	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9
			②閉 <u>里(</u> 距水)		a 9	a 9	a 9		a.	a.	a	a	a	a	h	a 9	α 9	a	a 9	a 9	a 9	a
			③閉塞(空調)		8	8	8	a (1)	a .	8	a	a	a	a	3	8	a.	a	a	a	a	a
15	火山		 ④腐食 		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
10			⑤相関短絡		8	8	8	8	8	8	a	a	a	a	a	8	8	a	8	a.	a	a
			⑥水質汚染		8	8	8	3	a .	8	a	a	a	a	a	8	a	a	8	a.	8	a
			⑦大気汚染		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a
16	批滑り		①荷重(衝空)		a 9	- u	a 9	- u	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	a 9	a 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9	а 9
17	海水中の州	1)滑り	①閉塞(取水)		я	я	я	a (I)b	я	я	я	я	я	я	a h	я	а	a	я	а	я	а
18	十十十の浸食	: カルスト	① 抽盤不安定		8	8	8	a (1)	a	8	a	a	a	a	3	8	a.	a	8	a.	a	a
19	十の伸縮	, , , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	①		я	я	я	я	я	я	я	я	я	я	а	я	а	a	я	а	я	а
20	海岸浸食		①冷却機能低下·海水系		- u	8	8	8	8	8	a	a	a	a	a	8	8	a	8	a.	a	a
20			①熱影響		я	- u		я	я	я	я	, ,	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	я	я	я	я	a	я	я	я	я
21	森林火災		② 外気 取入機 器 及び 人 への 影	邂	a			a 9	a.	a.	a	/		a	a	a	a	a	a	a a	a	a a
			①閉塞(取水)	П	8	9	8	- u	a .	8	a	2	a	a		8	a.	a	8	a.	a	a
22	生物学的事	绿	①個別機器の損傷		a 9	a 9	a 9	9	, "	a.	a	a	a	a	a (1)	a 9	α 9	a	a 9	a 9	a 9	a
23	塩害 塩雪		①腐食		8	8	8	8		- u	a	a	a	a	a	8	8	a	8	a	a	a
2.4	太陽フレア	,磁気嵐	 ①誘導電流 		я	a	я	a	a	а	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	a	а	a	a	a	а	а	я	а	a	а
51		, 100-3 (C),200	 (1)執影響 		a			a	a	a	a			a	a	a	a	a	a	a	a	a
25	火災・爆発		 (2)外気取入機器及び人への影 	響	a	\sim		a	a	a	a	\sim	\sim	a	a	a	a	a	a	a	a	a
26	有毒ガス		 ①人への影響 		a	a	a	a	a	a	a	a	a	, 	a	a	a	a	a	a	a	a
2.7	船舶の衝突	1	①閉塞(取水)		я	a	a	d(I)	a	a	a	а	а	а	" ~	a	a	a	a	a	a	a
28	電磁的障害	-	 ①電磁的影響 		я	a	a	8	a	а	а	a	a	a	я		а	а	я	а	a	а
10			 ①ケーブル・配管指傷 		я	a	a	а	a	a	a	а	а	а	а	8	-	, 	a	a	a	a
29	サイト内外	での掘削	2斜面倒壞		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a			a	a	a	a
30	内部溢水		 ①被水·没水 		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a		a	a	a
31	重量物輸送		①燃料集合体落下. 重機転倒		a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	<u> </u>	a	a
			①冷却効率低下		а	a	а	я	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	a	<u> </u>	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,
32	化学物質の	放出による水質悪化	②腐食		9	9			a	a		2	a	a	9	а а	a	2	а. а	2	\sim	\sim
			U A A		1 ¹⁰	ц ⁶		1 ¹⁰	. "	u	"	u	ц. ц.	ч ч	ц ^ц	u "	ц ⁶	ц. ^ц	u	u u	_	\sim

外部人為事象に関わる重畳の影響について

外部事象のうち,自然現象同士が重畳することによる影響については,添付資料3に示 すように組み合わせを考慮し,単独事象とは異なる新たな影響が発生しないことを確認し た。一方,外部人為事象については,以下に示す理由から個々の組み合わせについて確認 する必要はなく,自然現象同士の重畳影響評価に包絡されると考える。

【理由】自然現象と比べて外部人為事象は影響範囲が限定的(狭い)である。

自然現象の影響は,原子炉施設全体に対して同時に作用する点が特徴である。一方, 外部人為事象の場合は,人工物の事故等により引き起こされるものであり,影響範囲は 当該人工物の大きさや内包する危険物量等により決まる。従って,外部人為事象の場合, 低頻度事象を仮定しようとしても,実際に設置されている設備や立地状況等により制限 され,際限なく事象影響範囲が拡がるということはない。

以上より,各外部人為事象により生じる影響の特徴を踏まえ,それぞれの影響を包絡 する自然現象について重畳影響を確認しておくことで,外部人為事象についても重畳影 響を確認したことと同等になる。(表1参照)

自然現象	特徴	包絡される外部人為事象
		(No.は添付資料 1-2 中の事象の番号)
地震	原子炉施設全体に対して同時に外力が	No.9 航空機衝突(意図)
	作用し、複数の機器が同時に機能喪失す	No.14 軍事活動によるミサイルの飛来
	る場合がある。敷地の変動等により屋外	No.15 サイト内外での掘削
	設備の基礎や地中設備の損傷が生じう	
	る。	
津 波	原子炉施設への浸水により、複数の機器	No.5 船舶の衝突
	が同時に機能喪失する場合がある。波力	No.16 内部溢水
	により海水系機器を損傷させる可能性	No.19 化学物質の放出による水質悪化
	がある。	No.20 油流出
落 雷	原子炉施設への落雷により、広範な範囲	No.6 電磁的障害
	の計測系、制御系の損傷が生じる可能性	No.10 妨害破壊行為
	がある。	No.11 サイバーテロ
竜 巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、気	No.7 パイプライン事故(飛来物)
	圧差,飛来物による影響を与える。特に	No.13 輸送事故(飛来物)
	飛来物については、屋外設備だけではな	No.18 重量物輸送(重機等の転倒)
	く,建屋内の設備を損傷させる場合もあ	
	る。	

表1 自然現象と包絡される外部人為事象

なお,表1のとおり自然現象に包絡される事象以外の"その他の事象"については以下のとおりである。

添 4-1

【その他の事象】

(1) 外部人為事象の影響の方が大きい場合

火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、外部人為事象では「No.1 航空機落下(偶発)」、「No.3 火災・爆発」、「No.7 パイプライン事故」及び「No.13 輸送 事故」が該当するが、原子炉施設に対して最も厳しい影響がある事象は「No.3 火災・爆 発」にて想定している軽油タンクの火災である。軽油タンク火災と原子炉施設周辺で発 生し得る重畳事象としては、「森林火災」と「No.1 航空機落下(偶発)」が挙げられる。

軽油タンクの消火設備が機能せず、かつ「森林火災」が防火帯を越えて延焼する事象 は低頻度事象と推定されること、軽油タンクへ偶発的に航空機が落下することによる重 畳事象については、10⁻⁷/年程度の低頻度事象ではあるものの外部火災評価の中で許容値 以下の熱影響に止まることを確認済みであることを踏まえると、事象の重畳により新た な起因事象の追加は無い。

爆発による影響については、「No.7 パイプライン事故」、「No.9 航空機衝突(意図)」、 「No.13 輸送事故」及び「No.14 軍事活動によるミサイルの飛来」で想定されるが、そ れぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同 士の重畳事象を評価することで影響が包絡される。(「No.7 パイプライン事故」について は、パイプラインが地中に埋設されているため単独事象として影響が無いと判断。「No.13 輸送事故」については、発電所前面の海上航路約 30km の場所を航行する輸送船舶が漂 流して発電所港湾内に侵入すること自体が非常に稀な事象であること、及び発電所港湾 内に侵入し得る最大規模の高圧ガス輸送船舶の爆発事故を想定した場合であっても、爆 風圧の影響が原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象とし て影響が無いと判断。また、「No.9 航空機衝突(意図)」及び「No.14 軍事活動による ミサイルの飛来」は、損傷規模が地震に包絡される。)

(2) 事象の影響について考慮が不要な場合

以下に挙げる外部事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単独事象として原 子炉施設への影響を考慮する必要が無いものとして整理している。

- ○単独事象として発生頻度が稀な事象(10⁻⁷/年以下)
 No.1 航空機落下(偶発)(原子炉施設への衝突)
 No.17 タービンミサイル(原子炉施設への衝突)
- ○発生源となる施設が発電所へ影響が及ぶ範囲にない事象
 No.2 ダムの崩壊
 No.7 パイプライン事故(火災,爆発)
 No.12 産業施設の事故
- ○発生しても影響が軽微な事象,影響を遮断できる事象
 No.4 有毒ガス
 No.8 第三者の不法な接近
 No.18 重量物輸送 (燃料集合体落下)

No.	外部人為事象		包絡される自然現象等
1	航空機落下(偶発)	[–]	衝突は低頻度事象。(その他の事象(2)のとおり。) 熱影響は No.3 火災・爆発に包絡。(その他の事象(1) のとおり。)
2	ダムの崩壊	[-]	影響が及ぶ範囲に発生源となる施設無し。 (その他の事象(2)のとおり。)
3	火災・爆発	[-]	影響確認済み。 (その他の事象(1)のとおり。)
4	有毒ガス	[-]	影響を遮断可能。 (その他の事象(2)のとおり。)
5	船舶の衝突	【津波】	海水系機器の損傷
6	電磁的障害	【落雷】	計測系,制御系機器へのノイズ影響等
7	パイプライン事故	【竜巻】	飛来物による影響。熱影響等はその他の事象(1),(2)のとおり。
8	第三者の不法な接近	[-]	侵入行為では影響無し。(その他の事象(2)のとおり。) 原子炉施設への影響は No. 10 妨害破壊行為に包絡。
9	航空機衝突(意図)	【地震】	広範な範囲の機器等の同時損傷。
10	妨害破壊行為	【落雷】	機器の破壊,無力化,悪意操作による外乱。
11	サイバーテロ	【落雷】	機器の悪意操作等による外乱。
12	産業施設の事故	[-]	影響が及ぶ範囲に発生源となる施設無し。 (その他の事象(2)のとおり。)
13	輸送事故	【竜巻】	飛来物による影響。熱影響等はその他の事象(1)のと おり。
14	軍事活動によるミサ イルの飛来	【地震】	広範な範囲の機器等の同時損傷。
15	サイト内外での掘削	【地震】	敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷。
16	内部溢水	【津波】	広範な範囲の機器等の同時浸水。
17	タービンミサイル	[-]	低頻度事象。(その他の事象(2)のとおり。)
18	重量物輸送	【竜巻】	重機の転倒等による屋外設備の損壊。燃料集合体落下は その他の事象(2)のとおり。
19	化学物質の放出によ る水質悪化	【津波】	海水系機器の機能低下。
20	油流出	【津波】	海水系機器の機能低下。

表2 各外部人為事象が包絡される自然現象等

凡例:【】 包絡される自然現象

以 上

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、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」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)蓄積等による過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。

別紙 1(補足 2)-1

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

内的事象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Excessive-LOCA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。

以上

外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて

1. はじめに

外部事象の内, 地震PRAを実施した結果, 内的事象PRAでは抽出されていない建屋・構築物 (原子炉建屋)の損傷, 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷といった事故シーケンスが抽出 されている点, 内的事象PRAでは有意な頻度ではなかった原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失の全 体に占める寄与割合が大きくなっている点が地震事象の特徴となっている。

また、これら事故シーケンスに加え、計測・制御系喪失、直流電源喪失、格納容器バイパスについては、事象進展の特定、詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため、保守的に炉心損傷 直結事象として整理している点も地震事象評価特有の扱いである。

以下では、これら地震事象に特有の各事故シーケンス(炉心損傷直結事象)について、地震PRA 評価におけるフラジリティ評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について再整 理の上、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取り扱うべきかの検討を 実施した。

2. 炉心損傷直結事象について

炉心損傷直結事象として整理した各事故シーケンスに関連する建屋・構築物,機器のフラジリティ 評価や事故シーケンスの評価条件や想定シナリオ等の詳細についてあらためて確認を行うとともに, 評価の最適化について検討を実施した。

- 2.1 建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷
 - (1) 想定事故シナリオ

原子炉建屋については、「原子炉建屋」又は「原子炉建屋基礎地盤すべり線」の損傷を 以て原子炉建屋損傷としており、このうち、寄与が大きい要因は「原子炉建屋基礎地盤す べり線」である。

原子炉建屋あるいは、原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷に至ることで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能 性があり、影響緩和系に期待できる可能性を厳密に考慮することが困難なため、直接炉心 損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 3.8×10⁻⁶/炉年(点推定值)

- ・原子炉建屋基礎地盤すべり線:3.5×10⁻⁶/炉年(点推定値)
- ・原子炉建屋:7.2×10⁻⁷/炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】約25%

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

PSA標準に従えば、建屋基礎地盤、周辺斜面などの地盤のすべり破壊、転動の可能
性のある岩塊を評価対象として、すべり安全率の小さなすべり線上の土塊及び不安定な 岩塊を選定することが求められる。

原子炉建屋基礎地盤の場合,基準地震動Ssを対象として実施した基礎地盤安定性評価の結果(K6/7申請書 添付六)に基づいて,図1に示す最小安全率(基準地震動Ss-3に対して安全率1.6)を算定したすべり線を評価対象として選定している。



図1 すべり安全率 1.6(6·7号炉原子炉建屋基礎地盤, Ss-3)

b.評価方法

フラジリティ評価方法として「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)」を選択した。評価手法は地震PSA 学会標準に準拠した手法とする。

現実的耐力に相当する地盤強度は、試験結果に基づき設定した。ばらつきについては、LHS法(Latin Hypercube Sampling、ラテン方格法)によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット30ケースを用いることで評価した。

現実的応答については, 試験結果に基づき設定した物性値を用いて, 地震応答解析 を実施することにより評価した。地震応答解析は, 等価線形化法による周波数応答解析 手法を用い, 水平・鉛直動を同時入力している。

地盤のせん断剛性については、ばらつきを考慮した値を設定し、地震応答解析を実施 することにより評価を行った。ばらつきは、LHS法によってサンプリングし、任意に組み合 わせたデータセット30ケースを用いることで評価する。



応答解析モデルは,基礎地盤安定性評価(K6/7申請書 添付六)に記載の地盤モデルを用いた。基礎地盤の解析モデルを図2に示す。

図2 解析用要素分割図(6·7号炉汀線平行断面)

フラジリティ評価では、まず、模擬地震波と平均物性値を用いた地震応答解析を実施することで、すべり安全率が1.0となる限界加速度を算定する。地盤物性値のばらつきを評価

するため、LHS法によってサンプリングしたデータセット30ケースを設定する。データセット 30ケースを用いて、限界加速度に相当する模擬地震波を入力条件とした地震応答解析、 すべり安全率の算定を行い、フラジリティ曲線を算出する。HCLPF は信頼度95%フラジリ ティ曲線を基に算出した。



原子炉建屋基礎地盤のフラジリティ曲線を図3に示す。

(中央値:1193Gal, β R:0.043, β U:0.15)図3 フラジリティ曲線

なお、最終的なHCLPF、中央値については、二次元基礎地盤安定解析における奥行き 方向の側面抵抗効果を考慮して、上述の手法により得られた値に対して係数1.5を乗じてい る。奥行き方向の側面抵抗効果とは、二次元解析では期待していない平面奥行き方向のす べり面の抵抗を考慮するものであり、7号炉、6号炉、5号炉を対象とした既往バックチェック *1において、検討対象とした解析断面に対する効果を確認している。F2断層沿いのすべり を想定する安全率1.6のケース(図1)に対して、奥行き方向の側面抵抗を考慮する場合、す べり安全率は3.3(約2.1倍)となる(HCLPF:1.33G、中央値:1.83G、βR:0.043、βU: 0.15)。

*1 柏崎刈羽原子力発電所7号機「発電用原子炉施設に関する耐震
 設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書(改訂
 1)(平成21年1月)

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

既往バックチェックの中では、7号炉、6号炉、5号炉を対象として、二次元解析において は期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を検討している。奥行き方向の側面 抵抗を考慮した結果、すべり安全率の最小値は2.9となる。

基礎地盤に対して,基準地震動を用いた決定論的耐震評価を行う場合,3程度の裕度 がある。 (3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

a.現行評価手法(すべり安全率)における保守性について

原子炉建屋基礎地盤の安定性は、すべり安全率を指標として評価を行う。しかし、実現象を考えれば、原子炉建屋の設置されている平坦な敷地に対して、地震動に起因した すべり線に沿った土塊の破壊・変形を想定することは困難である。

基礎地盤の耐震安定性評価にあたって採用されているすべり安全率評価には,以下 の保守性が含まれていると考えることができる。

○力の釣合条件に基づく評価をしていることによる保守性

土木工学の分野では、斜面の安定性を検討するにあたり、想定したすべり線上の力 の釣合条件に基づいた安全率により評価・設計を行う。斜面の場合、地震動の継続時 間のうち極めてわずかの時間でも、地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回り、 すべり線が破壊に至れば、安定性を失った斜面土塊が重力の作用により不安定な状 態(崩壊)に至る懸念があり、すべり安全率を指標とした設計が一般的に実施されてい る。

一方で,基礎地盤の安定性について検討する場合,支持力と変形(沈下)を指標とした評価が一般的であり,原子力発電所の基礎地盤に要求されるすべり安全率評価は一般的ではない。平坦な基礎地盤を考える場合,地震動の継続時間の中で,すべり線が破壊に至った場合でも,不安定な土塊が形成されることはない。また,地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回る(すべり安全率が1.0を下回り破壊に至る)のは微小な時間であり,大変形が生じることは考えられない。

基礎地盤のすべり安全率に対する考え方は,斜面設計の考え方と地盤の極限支持 力の考え方を勘案して,保守的に導入されたものと推定される。なお,地盤安定性評 価を実施する上で一般的な指標となる支持力については,申請書に記載した通り,原 位置試験等により得られた極限支持力と建物・構築物の荷重を評価することにより,十 分な安全性を確認している。

○地盤モデルにおける断層の扱いにおける保守性

基礎地盤の解析モデルの作成にあたっては,主要な断層が直線的に連続するもの であると仮定している。実際の断層では,走行・傾斜,破砕部形状・性状に変化がある ことから,一様な解析モデル上の断層と比較すれば,大きな抵抗力を有するものと推 定される。

b.基礎地盤に対する現実的評価

既往の審査指針, JEAG等の中では, 基礎地盤の安定性を評価するにあたり, すべり 安全率を指標とした評価を要求しているが, その評価には保守性が含まれると考えられる。 PSA標準では,より現実的な地盤耐力の評価手法として, 許容すべり量の評価について も言及していることから,非線形有限要素解析を適用した検討を行い,変形量について 評価する。

UHS(10・6)相当地震波(2138Gal)を入力した場合,基礎地盤に変形が生じる可能性 は否定できないものの,安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものでは ないと考えられる。以下,検討結果の概要を示す。

○非線形有限要素解析を適用した検討

フラジリティ評価を実施した等価線形解析に替えて、地震後の残留変形量を評価す ることができる非線形有限要素解析により変形量評価を行った。UHS(10⁻⁶)相当地震 波を入力し、変形量を評価する。なお、非線形有限要素解析に適用する地盤モデル は、フラジリティ評価に適用したモデルと共通とする。

非線形有限要素解析の結果を図4~6,表2に示す。地震後の残留傾斜は,K6R/B で1/1500,K7R/Bで1/2800と算定された。残留傾斜は1/1000以下であり、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではない。

以上より,非線形有限要素解析を適用してUHS(10%)相当地震波(2138Gal)を入力した結果,基礎地盤に変形が生じる可能性は否定できないものの,安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではないと考えられる。



図4 非線形有限要素解析 残留変形(UHS(10⁻⁶)相当地震波)



図5 6号機原子炉建屋の鉛直相対変位量(UHS(10⁻⁶)相当地震波)



図6 7号機原子炉建屋の鉛直相対変位量(UHS(10%)相当地震波)

	最大鉛直 相対変位 (cm)	最大傾斜	発生時刻 (秒)	残留鉛直 相対変位 (cm)	残留傾斜
K6R/B	-13.6	-1/400	37.00	-3.8	-1/1500
K7R/B	-14.7	-1/300	13.78	2.0	1/2800

表2 非線形有限要素解析による原子炉建屋の変位まとめ

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

以上の通り,建屋・構築物(原子炉建屋)損傷シーケンスの評価は,現状のフラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ,このような高い加速度領域における基礎地盤変形が起きるということは現実的には考えにくい。

仮に基礎地盤変形が起きた場合に考え得るシナリオとしては、原子炉建屋自体の損傷に 伴う建屋内機器の機能喪失ではなく、建屋間に生じる可能性のある相対変位により、建屋 間を貫通している機器等の損傷である。建屋間を貫通している機器としては、配管、電線 管・ケーブルトレイがあるが、電線管・ケーブルトレイについては、損傷に至った場合であっ ても、ケーブルは、ある程度、余長をもった施工がなされていることから、(3)項に示したよう な変位に対して断線に至る可能性は小さい。そのため、想定し得る範囲においては、配管 の損傷となるが、緩和系に関係する配管で損傷が想定されるのは、原子炉建屋とタービン 建屋(熱交換器エリア)を貫通している原子炉補機冷却系配管、給水系配管、及び消火系 配管、またコントロール建屋と原子炉建屋を貫通している純水補給水系配管などがある。原 子炉補機冷却系配管が破断するシナリオは既存の事故シーケンスグループである、原子 炉補機冷却系喪失として整理されている。また、破断箇所からの溢水により、全ての水が原 子炉建屋内へ流入することは現実的には考えられないものの、その場合の事故シナリオに ついても、高圧・低圧注水機能喪失として整理される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンス グループとしては取り扱わないこととした¹。

¹ 建屋間相対変位による配管の損傷に留まらず、大規模な範囲での損傷を仮定した場合、地震による原子炉建屋の損傷程度や緩和系の健全性を評価の上、事故シーケンスを特定することは困難であり、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとしては適切でない。

- 2.2 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷
 - (1) 想定事故シナリオ

格納容器又は圧力容器の損傷は,原子炉格納容器内の構造物や原子炉圧力容器などの損傷に続く事象の進展が複雑であり,影響緩和系による事象収束について厳密に考慮 することは合理的ではないことから,直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 8.9×10⁻⁷/炉年(点推定值)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】約6%

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷を起因とする燃料損傷に対して最も大きな 影響をもつ施設は、RPVペデスタルである。RPVペデスタルの概要図を図7に示す。

RPVペデスタル下層は内外にある2枚の円筒鋼板(内筒,外筒)から構成されている。 これらの鋼板はたてリブ鋼板(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。

地震時には、ダイヤフラムフロアを介して、RPVペデスタル頂部に原子炉建屋からせん断力が伝達される。

原子炉圧力容器のスカート状の支持脚が, RPVペデスタルのブラケットに設置され, 120本の基礎ボルトによって固定されており, 地震時に原子炉圧力容器からRPVペデス タルにせん断力・モーメントが伝達される。

RPVペデスタル基部は、リングガーダを介してアンカボルト(内筒側160本,外筒側320本)により原子炉格納容器底部に定着されており、RPVペデスタルに付加された荷重は、この基部に伝達される。

決定論による耐震評価結果において、地震荷重に対して裕度が小さい部位(アンカボルト,たてリブ)を、フラジリティの評価部位とした。



図7 RPV ペデスタルの概要図

b.評価方法

今回のフラジリティ評価では,決定論による耐震評価結果に基づき,耐力係数と応答係 数を用いた簡易的な安全係数法によりフラジリティを評価した。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

原子炉建屋内の原子炉圧力容器,原子炉格納容器,RPVペデスタル等の大型機器・ 構造物は,支持構造上から建屋との連成が無視できないため,地盤・建屋と連成し,コン クリート,鋼板の剛性を適切に考慮した解析モデルにより,基準地震動Ssによる地震応答 解析を時刻歴解析で実施する(図8)。



図8 原子炉しゃへい壁, RPV ペデスタル及び原子炉圧力容器 地震応答解析モデル(NS 方向)

RPVペデスタルのたてリブの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により 算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を用いて有限要素法による解析を実施してい る(図9)。この時、コンクリートの強度を無視して、最大荷重を静的に扱い評価を行ってい る。

RPVペデスタルのアンカボルトの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を静的に扱い、応力のつり合い式の計算を行っている(図10)。

たてリブおよびアンカボルトにおいては、ともに地震荷重(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単調荷重を想定して評価を行っているところに保守性が ある^(*1)。さらにたてリブの構造強度評価ではコンクリート強度を無視しているところにも保 守性がある。



図9 RPVペデスタル 解析モデル概要図



図 10 決定論による耐震評価のイメージ(アンカボルト)

*1 交番荷重を単調荷重として扱うことによる耐震設計上の余裕が一般的に知られている



東芝 電力システム社, 三菱重工業, 日立 GE ニュークリア・エナジー, "Seismic Design Approach in Japanese NPPs", IAEA International Workshop 19-21 June 2008 Kashiwazaki, Japan

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、鋼板、アンカー部、基礎マットおよ び充填コンクリート全体を詳細にモデル化して応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回 の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、 RPVペデスタルの支持性能が実際に失われる地震動の大きさは、耐震評価から求まる地 震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。また、RPVペデスタルが支持機能を喪失 する地震動の大きさであっても、ダイヤフラムフロアや原子炉格納容器の壁が存在するため、 圧力容器が大きく傾くスペースは存在せず、圧力容器に接続されている一次系配管の一部 破断もしくは破損に留まると考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

以上の通り, 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷シーケンスの評価は, 現状のフ ラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ, 現実的な耐性がPRAの結果 に現れているものではない。

仮にペデスタルにおける支持機能の喪失が起きた場合に考え得るシナリオとして,(3)項 の通り,一次系配管の一部破断もしくは破損が生じるに留まり,想定し得る範囲においては, これによる冷却材喪失(LOCA)の発生が考えられ、この場合の事象進展は、既存のLOCA シナリオと同様の進展となることが想定される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンス グループとしては取り扱わないこととした。

- 2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
 - (1) 想定事故シナリオ

原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失については、地震によるスクラム後、S/R弁の開放失敗 による原子炉圧力上昇または地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次 冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウ ンダリの損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的に E-LOCA相当とし、炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】8.2×10-7/炉年(点推定值)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】約5%

①S/R開失敗シナリオ

①-(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

事故シーケンスとしては、過渡事象や外部電源喪失、全交流動力電源喪失時の発 生時を想定しているが、いずれのケースにおいても、S/R弁の損傷に起因している。 b.評価方法

S/R弁の構造上, 最弱部の決定論的評価結果に基づき, フラジリティ評価を実施している。

①-(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

S/R弁については合計18台設置されているものの、フラジリティ評価上は、機器の完全 相関を仮定しており、単一機器の評価=全台の評価としている。共通原因故障として単一 機器の機能喪失を全台機能喪失と仮定すること自体は保守的な取り扱いではあるが、実 際には機器配置の差など、応答に差があることを踏まえると、さらに余裕があると言える。

①-(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、S/R開失敗によるLOCAシナリオとして、S/R弁全数破損により原子炉 圧力が過剰に上昇し原子炉一次冷却材バウンダリが広範囲・大規模に破損に至ることを 想定し、影響緩和系に期待できず炉心損傷が回避不可となるケースを考え、炉心損傷直 結としている。

ただし、①-(3)の通り、要因となっているS/R弁の現状のフラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、合計18台あるS/R弁が同時損傷する可能性は極めて低いことから、E-LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できる。そのため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケ

別紙 2-12

ンスグループとしては取り扱わないこととした2。

②格納容器内配管損傷シナリオ

②-(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

配管が格納容器内を通る系統について,配管本体及びその支持構造物のフラジ リティを評価した。

b.評価方法

配管の評価は、各系統で耐震評価上厳しい決定論の結果に基づき、フラジリティ 評価を実施している。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

地震力をモーダル解析による応答スペクトル法により算出する配管系は,その配 管系の振動性状を考慮したモデルを用い,適切な減衰定数により地震応答解析を 行う。

配管系の地震応答解析に用いる減衰定数,評価基準値等は保守的に設定され ており,裕度を確保している。

配管本体については設計に比べて大きな耐震裕度を有しており,既往研究結果 等からも設計想定レベルを上回る地震力に対して健全性を維持することが確認され ている。「平成15年配管系終局強度試験」においては,配管バウンダリが設計レベ ルの約12倍の耐震裕度を有していることが確認された。

平成18年に実施した電共研における配管系耐震試験では、配管サポート及び定着部を含めて模擬した配管サポート系試験体の実規模加振試験を実施しており、配管及びサポートについて、設計で許容されるレベルに対して少なくとも9倍の耐震裕度があることを確認している。

②-(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、配管および配管サポートを一体 でモデル化した応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定 論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、配管系が損傷に至る地震動 の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。

² E-LOCA を仮定した場合でも、ECCS 系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考えられることから、この事故シーケンスは、LOCA 時に ECCS 系による注水機能が喪失した場合と類似の状況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA 時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。また、E-LOCA 発生時には、大LOCA+SBO シーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。

②-(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、格納容器内配管損傷によるLOCAシナリオとして、損傷程度(規模,範囲)を特定することは困難であるものの、②-(3)の通り、フラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、E-LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できると考えられるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした3。

- 2.4 計測·制御系喪失
 - (1) 想定事故シナリオ

計装・制御系が損傷した場合、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性があること、 発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確でないことから、保守的に直接 炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 6.9×10⁻⁸/炉年(点推定值)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

計測・制御系喪失において評価対象となる電気計装機器は,制御盤,計装ラック,バイタル交流電源設備である。

これらの電気計装機器について,基礎ボルトの構造損傷及び,盤または計装ラック全体 における機能損傷について評価している。

b.評価方法

制御盤及びバイタル交流電源設備は,盤の形状が何れも直立盤に分類されることから,水平方向の耐力評価については,過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証しているJNESの知見を用いて行った。

計装ラックについても水平方向の耐力評価については、JNESによる計装ラック全体を 加振して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力 評価を実施した。

鉛直方向については,既往の試験結果による機能確認済加速度を適用することとした。

³ E-LOCA を仮定した場合でも、ECCS 系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考 えられることから、この事故シーケンスは、LOCA 時に ECCS 系による注水機能が喪失した場合と類似の状 況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA 時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。ま た、E-LOCA 発生時には、大 LOCA+SBO シーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉 心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷対策の有 効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、 格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は, 誤動作を起こすまでの結果である場合が多く, 電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値 を採用している。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

今回の直立盤及び計装ラック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 再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

そのため、今回の評価においては炉心損傷直結事象と整理してはいるが、現実的に、直 立盤または計装ラックが倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が図ら れること及び、上記理由により機能回復が見込めることからも、実態として炉心損傷に直結 しないものと考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

仮に直立盤または計装ラックが倒壊するような機能回復が見込めないような場合であって も、その範囲により事象収束の可能性が残されているものの、損傷の程度や、影響の程度 によって変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難である。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器が 多く、地震収束後に再起動操作を適切に実施することで緩和系による事象収束が期待でき るため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグルー プとしては取り扱わないこととした。

- 2.5 直流電源喪失
 - (1) 想定事故シナリオ

直流電源系が損傷に至ることで,ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失することから直 接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理。

【炉心損傷頻度】6.0×10⁻⁸/炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

直流電源喪失において評価対象となる電気計装機器は, 蓄電池, 充電器盤, 直流主 母線盤, ケーブルトレイ, 電線管, 直流MCCである。

これらの電気計装機器について, 蓄電池架台と盤の基礎部の構造損傷, ケーブルトレイ及び電線管のサポート類の構造損傷, 盤における機能損傷について評価している。

b.評価方法

蓄電池については蓄電池架台の基礎部についての構造損傷評価を実施し、ケーブルトレイ及び電線管については、ケーブルトレイと電線管の本体及び各サポート類の構造損傷を評価した。

また,充電器盤及び直流主母線盤は,盤の形状が何れも直立盤に分類されることから,水平方向の耐力評価については,過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証しているJNESの知見を用いて行った。

直流MCCについても水平方向の耐力評価については、JNESによるMCC全体を加振 して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力評価 を実施した。

鉛直方向については,既往の試験結果による機能確認済加速度を評価して適用することとした。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は, 誤動作を起こすまでの結果である場合が多く, 電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値 を採用している。

直流電源喪失において、特にHCLPFが低い電線管及びケーブルトレイは、多数のサ ポート類における決定論上の評価結果より、最も裕度の低かった部位(最弱部位)の評価 結果を適用して得られた結果である。よって、部分的に損傷を開始する可能性は考えられ るが、多数の電線管等が全て同時に損傷するものではないと考えられる。更に、電線管及 びケーブルトレイの評価部位は、最弱部位(サポート類)に対する評価結果であり、電線管 やケーブルトレイに収納されているケーブルが断線等により直接的に機能喪失に至ること を評価したものではない。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

今回の直立盤,直流MCC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,地震収束後に再 起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

また,ケーブルトレイ及び電線管に適用した決定論上の評価結果についても,最弱部位 (サポート類)の内,最も裕度の低い評価結果を適用した結果であることから,全てのサポー トが同時に損傷するものでは無いと考えられること及び,ケーブル断線等の直接的な機能 喪失を評価した結果を適用しているものではないことからも,実際のケーブル断線等の機能 損傷に至るまでには裕度があると考えられる。

今回の評価結果から炉心損傷直結事象と整理されてはいるが、現実的に、直立盤また は直流MCC或いは蓄電池が倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が 図られ機能回復が見込めること及び、電線管等についてもケーブル断線等の機能喪失に 至るまでには裕度を有していることからも、実態として炉心損傷に直結しないものと考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

仮に一部の直流MCCや蓄電池が倒壊し復旧困難な場合においては,事象収束措置が 困難となり炉心損傷に至るケースも想定されるものの,損傷の程度や影響の程度によって 変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難であり,大規模に機器が損傷に 至る場合においては,さらにその困難さや評価の不確実さが増すことから,PRA評価では, 直流電源喪失シナリオは,保守的に炉心損傷直結としている。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器に 対し、地震収束後に適切に対応することで緩和系による事象収束が期待できるため、炉心 損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取 り扱わないこととした。

2.6 格納容器バイパス

(1) 想定事故シナリオ

格納容器バイパス事象は、インターフェースシステムLOCA(IS-LOCA)と、バイパス破断に細分化される。IS-LOCAは、格納容器バウンダリ内外の高圧設計配管と低圧設計配管のインターフェースの隔離機能が喪失することによって、格納容器外の低圧設計配管、 弁などに一次冷却材の高圧負荷がかかり損傷が生じ、格納容器外へ原子炉冷却材流出を 引き起こす事象である。バイパス破断は、常時開などの隔離弁に接続している配管が格納 容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、原子炉冷却材が流出する事象で ある。

本事故シーケンスにおいて支配的なシナリオは原子炉冷却材浄化系(CUW系)隔離弁の下流側配管(耐震Bクラス)の地震による損傷と,通常開状態である隔離弁の同時損傷による隔離失敗に至ることでバイパス破断が発生するものである。事故シナリオとしては,原子 炉冷却材が格納容器外への流出することで,建屋内の広範な影響緩和系に係る機器(電気品,計装品等)が機能喪失するとし,直接炉心損傷に至るものと整理している。

【炉心損傷頻度】1.2×10⁻⁷/炉年(点推定值)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

本事故シーケンスで支配的なシナリオである格納容器バイパス破断については, CUW系配管の破損と,CUW系隔離弁の閉失敗に関する機器(隔離弁,電源設備(D/G, 電源盤等))である。

b.評価方法

隔離弁や電源設備については、本事故シーケンス特有の設備ではないため、特段、 フラジリティ評価に変わりはないが、CUW系配管については、耐震Bクラスということで地 震発生時の損傷確率1.0としている。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

CUW系配管については、耐震Bクラスということでフラジリティ評価では地震に対する耐力を考慮していないものの、一定程度の耐力は有していると考えられる。また、隔離弁については、2重化されているものの、完全相関を仮定していることから、地震動の大きさによっては、同時破損確率は、現評価よりは低くなることが考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では,格納容器バイパスシナリオについて,配管損傷の程度やその発生位置 に応じて変化する溢水量や溢水(又は蒸気)の伝播経路の特定,影響緩和措置の実現性 や成立性の確認を含めた詳細な事象進展の特定は不確実さも大きく定量化困難である。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、損傷の程度や位置によっては、建屋 内で影響の及ぶ機器は限定的なものとなり、原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷 回避が図られる。また、(2)の通り、地震動の大きさに限らずCUW系配管(耐震クラスB)に ついて損傷確率1と仮定した評価を実施しているものの、新潟県中越沖地震の際も、建屋 での配管損傷事例は確認されておらず、実際には一定の裕度を有しておりことから、更に 発生頻度は低くなると判断される。

すなわち,損傷の程度によっては既存の有効性評価の事故シーケンスグループに含ま れること,加えて本事故シーケンスにより炉心損傷に至る頻度はかなり稀な事象であるとい えることから,新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとし た。

- 2.7 原子炉停止機能喪失(※炉心損傷直結事象ではない)
 - (1) 想定事故シナリオ

原子炉停止機能喪失事象(TC)は、スクラムによる原子炉停止に失敗するシナリオである。 ただし、本シナリオについては炉心損傷直結事象には分類されるものではない。

PRA評価ではヘディング「スクラム系」において、以下の設備の地震要因損傷により、制御棒の挿入に失敗するものとして評価している。

·炉内支持構造物

•CRD

・燃料集合体(過度の相対変位による制御棒挿入失敗を想定)

【炉心損傷頻度】 3.6×10⁻⁷/炉年(点推定値) 【全炉心損傷頻度への寄与割合】約2%

- (2) フラジリティ評価
- (3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)
- (4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

原子炉停止機能喪失は内的事象において既に抽出された事故シーケンスグループでは あるものの,地震PRAにおいては全交流動力電源喪失+スクラム失敗といったシナリオも 評価上抽出される。

ただし、(1)で挙げた設備(炉内支持構造物, CRD, 燃料集合体)については地震要因 による損傷は否定できないものの, 地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えら れる。そのため, その間に地震加速度大(水平120gal, 鉛直100gal)によるスクラム信号発 信及び制御棒挿入(100%挿入で1.33秒, 60%挿入で0.85秒(ともに平成21年定検時スク ラム検査))は余裕をもって完了している可能性が高い。

例えば設計基準地震動ではP波によりスクラム信号が発信し、3~4秒程度で最大加速度 に達する。また、新潟県中越沖地震では、震源が発電所から近い場所にあり厳しい地震で あったが、その場合も最大相対変位が生じる随分前に、制御棒の挿入は完了していた(7号 機)。

また、制御棒が部分的に挿入失敗するようなケースでは、必ずしも臨界とはならないが、 地震によるCRDの損傷は同種系統間で完全相関を想定しているため、1本の制御棒でも 挿入失敗した場合は保守的にスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。

以上より、現実的には本事故シーケンスにより炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断 し、地震PRAとしては改めて有効性評価の事故シーケンスグループとして取り扱う必要はな いものとした。

3. まとめ

炉心損傷直結事象として整理した6つの事故シーケンスについては、現実的な耐力や事故シナリ オを考慮することにより、新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとし た4。

本来はPRA評価においても,損傷の程度に応じて緩和系による事象収束可否を詳細に評価する ことが望ましいが,現段階では損傷の規模や範囲の特定は困難かつ不確実さが大きく,これら事故

⁴ 大規模な地震を想定した場合の,多数の設備の損壊により炉心損傷回避が困難となるケースについても, 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必要はなく,地震による 損傷の程度や事象進展に応じて,さまざまな炉心損傷防止対策を臨機応変に組み合わせて活用可能なよ うに準備しておくことが重要である。また,原子炉建屋全体が損壊し,建屋内部の安全系機器が機能喪失に 至ってしまうような非常に苛酷な状況下においても,屋外の可搬型設備により注水,除熱,電源機能を確保 するとともに,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。

シーケンスが発生した場合の事象進展,具体的には炉心損傷までの時間余裕,緩和系の健全性や 炉心損傷防止への必要性能有無などについて評価を行うことは現実的ではないことから,保守的に 炉心損傷直結として取り扱っている。

以上

重大事故防止に関係する設備についての諸外国の調査結果

(1) 諸外国における先進的な安全対策の調査方法

諸外国(米国及び欧州)において整備されている対策の状況については、国外 の原子力規制機関である米国原子力規制委員会(NRC)等の規制文書、米国の事 業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等を調査した。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 られる情報等についても合わせて調査した。当社における海外情報収集の体系 を図1に示す。

(2) 諸外国での先進的な対策について

諸外国における重大事故防止に関係する対策の情報について、柏崎刈羽原子 力発電所 6,7 号炉で整備している対策と比較した結果を表1に示す。

調査の結果、全ての事故シーケンスグループについて、諸外国の既設プラントで整備されている各機能の対策と同等の対策が、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉にも整備されていることを確認した。

以 上

【主な情報入手先】

- ・各機関からの直接入手
- ・会議体・レビュー等
- ・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 当社における海外等の情報収集の仕組み

【 】:設計基準事故対処設備, ※:有効性評価において有効性を評価した対策

0.000	事故			重	大事故等対策にかかる設備			対策の標面	
分類	シーケンス グループ	想定する機能	柏崎刈羽 6号及び7号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	対策の概要	
1	高圧・低圧 注水機能喪失	炉心冷却	・低圧代替注水系(復水補給水系)(常設) ※ ・高圧代替注水系(HPAC)	 ・ディーゼル駆動消火ボンブ(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) ・高圧サービス水系(RHR経由)(水源: 池、非常用冷却塔) ・CRDボンブ ・復水ボンブ ・RHRSW(RHR経由) 	・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) ・サービスホ系(水源:河川) ・復水系(給水ポンプバイパスライン 追設) ・インターナルポンプ・シール水系	_	・火災用ポンプ+ブースターポン ブ(専用電源有)	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。 当社においては、復水移送ポンプによる低圧注水手段を整備している。また、蒸気 駆動の高圧注水手段として高圧代替注水系を設置している。	
			・低圧代替注水系(可搬型) (消防車)	_	・可搬式消火ポンプ	-	・可搬ポンプ導入	欧州では、炉心冷却手段として可搬型ボンプを整備している。 当社においても同様に炉心冷却手段として消防車および接続口を整備している。	
		最終ヒートシンク	・格納容器圧力逃がし装置※ ・耐圧強化ベント系 ・代替格納容器圧力逃がし装置 ・代替循環冷却	 ・W/Wペント ・原子炉冷却材浄化系によるS/P除熱 	・独立非常用系の専用ヒートシンク ・フィルタベント ・必須サービス水系による除熟(ヒー トシンク:川、地下水、冷却塔)	・フィルタベント	・フィルタベント ・代替最終ヒートシンクの導入	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 熱交換器やボンブ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 さベントを整備している。 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耐 圧強化ベント系、フィルタベント及び代替フィルタベントを整備している。	
			 代替原子炉補機冷却系 	-	-	-	-	当社においては、海を最終ヒートシンクとする可搬型の代替原子炉補機冷却設備お よび接続口を整備している。	
		格納容器注水 (格納容器スプレイ)	・低圧格納容器スプレイ冷却系(復水補 給水系)※	・ディーゼル駆動消火ポンプ ・可搬型ポンプ(大規模損壊)	・サービス水系(D/W,W/Wスプレイ 可) ・可搬型消火ポンプ(S/P注水)	・ディーゼル駆動バックアップ ポンプ ・消防車	 ・ 火災防護系によるスプレイ(専用電源 有,外部水源使用可) 	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。 当社においては、復水移送ポンプによる格納容器注水手段を整備している。	
		給水源	 CSPへの水の補給※ 防火水槽 淡水貯水池 液水 	 CSTへの水の補給 処理水:脱塩水貯蔵タンク,復水器 HW,燃料ブール,他ユニット貯蔵タン 字・処理水:消火用水系,公共の消火 水、水道水等 HWST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 	・CSTへの補給 -消火水系からの補給	 ・ 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 ・ 消水系からの補給 ・ 絶水系からの補給(重力による 移送) 	 ・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) 	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。 当社においては、防火槽、淡水貯水池のほか、代替補給水源として海水の給水が可 能である。	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラン 撃等のような破滅的事象を想定した系統	ノトで整備されている対策が、柏崎刈羽原 充であり、国内では特定重大事故等対処加	原子力発電所6号及び7号炉においても 施設に相当する設備であり、重大事故:	整備されていることを確認した。 等対処設備に相当するものではな	なお、ドイツの非常用独立系につ い。	いては、事故シーケンスの特定が困難な航空機衝突、毒ガスの放出、テロリストの攻	
2	高圧注水 · 減圧機能喪失	炉心冷却	【・LPFL】※ ・低圧代替注木系(復水補給水系)(常設) ※ ・高圧代替注水系(HPAC) ・低圧代替注水系(可搬型) (消防車)	1と同様	1 と同様	_	1 と同様	1と同様	
		原子炉碱圧	 ・減圧自動化ロジック※ ・減圧機能の信頼性向上 ・子備高圧窒素ボンベ配備 ・室素供給圧の調整機能 ・可搬型代替直流電源からの給電 	 ・過速時減圧自動化ロジック ・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作動のための窒素ボンベの設置 ・ADS作動のためのケーブル性能の確 保注) 	 多重化炉容器減圧系(S/R弁11弁の うち3弁に電動弁によるパイパスラ イン設置) 	・過渡時の減圧自動ロジック	 ・減圧機能の信頼性向上 SRVへのバックアップ用窒素 ボンベ ・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、S/R弁駆 動用の予備室素ボンベ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。また、米国ではシビアアクシデント時の温度環境下において、減圧機能に必要な ケーブルが機能を維持できることを評価している。 当社においても、過渡事象に伴う水位低下時等に備えた自動減圧機能の設置、S/R 弁駆動用の予備室素ボンベや可敏型直流電源の配備、重大事故時の格納容器圧力を考 違した室素ガス供給圧力の設定、排気ボートからの室素ガス供給等、減圧機能の信頼 性向上手段を整備している。また、シビアアクシデント時の減圧機能に必要なケーブ かについては、SRVと同様に過酷な条件下で機能維持が可能であることを確認してい る。	
			【·原子炉補機冷却/冷却海水系】※						
		最終ヒートシンク	 ・格納容器圧力述がし装置 ・耐圧強化ベント系 ・代替格納容器圧力逃がし装置 ・代替循環冷却 	1 と同様	1と同様	1と同様	1 と同様	1 と 同様	
			 代替原子炉補機冷却系 	-	-	-	-		
		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	
1		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラン	ノトで整備されている対策が、柏崎刈羽属	原子力発電所6号及び7号炉においても	整備されていることを確認した。			

別紙 3-3

	事故			ŧ	て大事故等対策にかかる設備		1 . 成訂本	
分類	シーケンス グループ	想定する機能	柏崎刈羽	米国	K7 11	スウィーデン	フィンランド	対策の概要
3	全交流動力 電源喪失	炉心冷却	 6号及び7号炉 ・原子炉隔離時治却系(24Hまで)※ ・低圧代替注水系(復水補給水系)(常設)(24H以降)※ ・高圧代替注水系(HPAC) 	 ・ディーゼル駆動消火ボンプ(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の影響を受けないボンプによる サービス水系から給水系を通っての注 水(休源: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 株損壊) 	・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	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ボンプ又は専用の 電源を有する注水ボ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。 当社においては、空冷式ガスタービン発電機による復水移送ボンブへの給電手段を 整備している。また、蒸気駆動の高圧注水手段として高圧代替注水系を設置してい る。この他、電源対策が達成できない場合に備えて、RCICの手動起動手順を整備して いる。
			・低圧代替注水系(可搬型) (消防車)	_	・可搬式消火ポンプ	-	・可搬ポンプ導入	欧州では、炉心冷却手段として可搬型ボンブを整備している。 当社においても同様に炉心冷却手段として消防車および接続口を整備している。
		原子炉減圧	 減圧機能の信頼性向上 予備高圧窒素ポンベ配備 窒素供給圧の調整機能 可撮型代替直流電源からの給電 	 ・滅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作動のための窒素ボンべの設置 -ADS作動のための安エブル性能の確保 	2 と 同様	_	2と同様	欧米では、全交流動力電源喪失時の減圧機能の信頼性向上手段として、S/R弁駆動 用の予備窒素ボンベおよび電源の整備等を実施している。 当社においても、全交流動力電源長を想定して、S/R弁駆動用の予備窒素ボンベ および電源の整備による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。
		最終ヒートシンク	 ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系 ・代替格納容器圧力逃がし装置 ・代替循環冷却 	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1と同様	1 と同様
			·代替原子炉補機冷却系※	-	-	-	-	
		給水源 (代替電源設備 (交演雷源)	 ・常設代替交流電源設備※ (空冷式ガスタービン発電機) 	 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 	 ・ 独立非常用系のディーゼル発電機 	 ガスタービン発電機(4日分の 燃料有) 	・非常用ディーゼル発電機の信 頼性向上 ・起動用パッテリー追設 ・燃動用パッテリー追設 ・燃新タンクの購入 ・非常用ディーゼル発電機更新 に合わせて、除熱系2系統(備 水、空冷設置 ・非常用ディーゼル発電機の新 設施立建屋に設置) ・インスターゼ(100% 29)	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(休 冷、空冷)を実施している。 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3台(6,7号 炉共用で1台,予備2台)を高台(標高35m)に設置している。
		代替電源設備 (交流電源)					6,9日分の燃料有)	
		代替電源設備 (交流電源)	 可搬型代替交流電源設備 (電源車) 	・可搬型ディーゼル発電機	・可搬型ディーゼル発電機	・可搬型ディーゼル発電機	 ・ A A P - C ジ 元 電機(100 m 2 ・ SA用可搬型ディーゼル発電機(FP系→PCV注水への弁操作用) 	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。 当社においても同等の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。
		代替電源設備 (交流電源)	 可搬型代替交流電源設備 (電源車) ・号炉間電源融通 	 可搬型ディーゼル発電機 ・ユニット間での交流電源接続 ・水力発電ユニットの使用 	 ・ 可搬型ディーゼル発電機 ・ユニット間での交流電源接続 ・第3の送電線(地中埋設) ・余熟除去系1系統と外部電源を結 線 	 ・可搬型ディーゼル発電機 ・小型可搬DG×3台(サイト外保 管) 	 ・ SA用可搬型ディーゼル発電機 (FP系→PCV注水への弁操作用) ・ 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) 	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。 当社においても同等の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。
		代替電源設備 (交流電源)	 ・可搬型代替交流電源設備 (電源車) ・号炉間電源融通 ・常設代替直流電源設備※ (不要負荷切り離し無しで時間、切り 離し後残り16時間の計24時間給電) 	 ・可搬型ディーゼル発電機 ・ユニット間での交流電源接続 ・水力発電ユニットの使用 ・バッテリー容量増加 ・非安全開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) 	 可搬型ディーゼル発電機 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 ・バッテリー容量の増強 	 可搬型ディーゼル発電機 小型可搬DG×3台(サイト外保管) 不要負荷の切り離しによる蓄電池容量保持 	 カメワービッ光電機(100/m2/ 台,9日分の燃料有) SA用可搬型ディーゼル発電機 (FP系→PCV注水への弁操作用) ユニット間の交流電源接続 近隣水力発電所からの受電(容量 が限定的) 	 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。 当社においても同等の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。 欧米においては、ユニット間での電源接続を整備している。 当社においても同等の手段を整備している。 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。
		代替電源設備 (交流電源) 代替電源設備 (直流電源)	 ・可搬型代替交流電源設備 (電源車) ・号炉間電源融通 ・常設代替直流電源設備※ (不要負荷切り離し無しで時間、切り 離し後残り16時間の計24時間給電) ・蓄電池(重大事故等対処用)追設 ・可搬型代替直流電源設備 	 ・可厳型ディーゼル発電機 ・ユニット間での交流電源接続 ・ホカ発電ユニットの使用 ・パッテリー容量増加 ・非安全間違バッテリーの設置(安全系 バッテリーの負荷軽減のため) ・携帯型パッテリーによる所内バッテ リーの再充電 	 可搬型ディーゼル発電機 ユニット間での交流電源接続 第3の送電線(地中理設) 余熱除去系1系統と外部電源を結線 バッテリー容量の増強 可搬型ディーゼル発電機による充 電 	 可搬型ディーゼル発電機 小型可搬DG×3台(サイト外保管) 不要負荷の切り離しによる蓄電池容量保持 SA設備への給電バッテリー 	・カメラーとシ光電機(100/m2 合,9日分の燃料有) ・SA用可搬型ディーゼル発電機 (PP系→PCV注水への弁操作用) ・ユニット間の交減電源接続 ・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) ・充電用可搬型発電機 ・充電用可搬型発電機 ・充電用可搬型整減器	 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い いる。 当社においても同等の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 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。 欧米においては、ユニット間での電源接続を整備している。 当社においても同等の手段を整備している。 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 による蓄電池容量確保手段を整備している。 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 による蓄電池容量確保手段を整備している。 ※国においては、携帯型パ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、携帯型パッテリーによる蓄電池充電手段を整備している。また、 の米においては、黄素型発電機による蓄電池充電手段を整備している。

【】:設計基準事故対処設備,※:有効性評価において有効性を評価した対策

/) M2	事故			Í	the data on the other						
分秀	グループ	想走する機能	柏崎刈羽 6号及び7号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	対東の概要			
4 • 1	崩壞熱除去機能喪失		[·RCIC] ※								
	 (取水機能喪失) (SBO重畳想定) 		 ・低圧代替注水系(復水補給水系)(常設) 	3と同様	3と同様	3と同様	1と同様				
		炉心冷却	 ※ ・高圧代替注水系(HPAC) 					3 と同様			
			 ・低圧代替注水系(可搬型) 		- 1		- 1				
			(消防車)	_	3と同様	-	3と同様				
		原子炉減圧	3と同様 枚研究型にも少なり 北男	3と同様	2と同様	-	2と同様	3と同様			
		最終ヒートシンク	 ・格納谷器上刀返かし装置 ・耐圧強化ベント系 ・代替格納容器圧力逃がし装置 ・代替循環冷却 ・(たち循環冷却 	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	• 代替原于炉桶機市理系梁	_	_	_	-				
		(格納容器スプレイ)	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)	 常設代替交流電源設備※ (空冷式ガスタービン発電機) 可搬型代替交流電源設備 (電源車) 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	ントで整備されている対策が、柏崎刈羽」		1					
4 • 2	2 崩壞熱除去機能喪失 (RHR機能喪失)		[· RCIC] ※ [· HPCF] ※								
		炉心冷却 	 ・低圧代替注水系(常設)※ (復水補給水系) ・高圧代替注水系(HPAC) ・低圧代装注水系(可搬型) 	1 と同様	1 と同様	_	1 と同様	1と同様			
			(消防車)								
		原子炉減圧	3と同様	3と同様	2と同様	-	2と同様	3と同様			
		最終ヒートシンク	1 と同様	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)	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			
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラン 該シーケンスを想定した対策に関する	ントで整備されている対策が、柏崎刈羽) 青報は無い。	原子力発電所6号及び7号炉においても	整備されていることを確認した。	なお、「過渡事象+RHR機能喪失	」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当			
5	LOCA時注水機能喪	炉心冷却	1 と同様	1 と同様	1と同様	1 と同様	1と同様	1 と同様			
	矢 (外部電源喪失重畳)	原子炉減圧	3と同様	3と同様	2と同様	-	2と同様	3と同様			
		最終ヒートシンク	1と同様	1 と同様	1と同様	1 と同様	1と同様	1 と同様			
		格納容器汪水 (格納容器スプレイ)	1 と同様	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			
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラン	ントで整備されている対策が、柏崎刈羽) た可能ね毎囲において調査を実施、たび	原子力発電所6号及び7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LC	CA(ExcessLOCA(地震起因))」、「大破断LOCA:注水機能喪失(内部事象・地震起因)」			
6	原子炉停止機能喪失		における欧米の対東状況について、調査	査可能な範囲において調査を実施したか、	、当該シーケンスを想定した対策に関	する情報は悪い。					
-		原子炉停止	 ・代替刑御棒挿入機能(ARD) ・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能(RPT) ・ほう酸水注入系(SLC)※ 	 代替制御棒挿入回路 SLCSの市動健康の増加 SLCSの自動起動 CRD系、原子炉治均材浄化系によるホウ酸未注入 ATWS-RPTの設置 MSIV閉後のATWS時の炉圧高で給水ボンブトリップロジックを追加 TAF以下での原子炉水位制御 	• SLC(手動起動)	 ・バックアップ・スクラム回路 (制御棒の電動挿入、再循環ボン ブ減速) ・SLC手動起動 ・SLC自動起動 	• 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ボンプ・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。 米国で確認されているTAF以下で原子炉の水位を制御する対応は、当社では採用し ていない。これは、ATWSであっても冠水維持が事故対応の基本と考えるためであ る。なお、TAFより上で原子炉水位を制御する現状の当社の手順であってもPCT等の 判断基準を満たすことを確認している。			
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラン 手順書等においてSLCの手動起動の基準	ントで整備されている対策が、柏崎刈羽) 進を明記することにより、SLCが必要な場	原子力発電所6号及び7号炉においても 易合の確実な手動起動操作が行われる。	整備されていることを確認した。 ようにしており、自動起動と同等の	なお、欧米の一部既設プラントに D手段が整備されていると言える。	おいてSLCの自動起動を整備しているが、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、			
7	インターフェイスシ ステムLOCA	炉心冷却	4-2と同様	既存設備で対応	- (情報なし)	- (情報なし)	- (情報無し)	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。			
		格納容器バイバス防止	 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 	 ISLOCAの早期検出・隔離(既設の計 装・設備から兆候を検知) 原子炉の滅圧 	 ・ 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。また欧州におていては、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・隔離手段を整備し ている。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段を整備してい る。			
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラン	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、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においても整備されていることを確認した。							

別紙 4

内部事象 PRA における主要なカットセットと FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況

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 又は格納容器破損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 又は格納容器破損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 する重大事故防止対策の対応状況等を確認した。

また、事故シーケンスグループ別に FV 重要度**を評価し、FV 重要度が高い 基事象に対する重大事故防止対策の対応状況等を確認した。

※ Fussell-Vesely 重要度(FV 重要度)

炉心損傷の発生を仮定した時に、当該事象の発生が寄与している割合を 表す指標。特定の機器の故障や人的過誤の発生確率を低減することにより、 どれ程の安全性の向上が望めるかを示す指標とみることもできる。プラン トのリスクの低減を図る際に注目すべき機器等の候補を同定する際に有用 な指標。

以下に、内部事象運転時レベル 1PRA、内部事象運転時レベル 1.5PRA、内部 事象停止時レベル 1PRA それぞれのカットセットの分析結果及び内部事象運転 時レベル 1PRA、内部事象停止時レベル 1PRA において FV 重要度が高い基事 象に対する重大事故防止対策の対応状況の確認結果を示す。

- 1. 内部事象運転時レベル 1PRA
- 1-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認
 - (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 するため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の基準を基に主要なカ ットセットを抽出した。

・主要な事故シーケンス**のうち、最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンスについて、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表に示す。

- ※ 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる 複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化 して分類したもの。
- (2) 主要なカットセットの確認結果

第 1-1 表に示した通り、一部に炉心損傷防止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 ベルまで展開しても、整備された重大事故等防止対策により炉心損傷を防 止できることを確認した。

一方、事故シーケンスグループのうち、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全 交流動力電源喪失」、「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。

(3) カットセットを踏まえた事故シーケンスへの対策の対応性

今回の分析では、各事故シーケンスグループのうち、主要な事故シーケン スそれぞれについて支配的なカットセットを確認し、対策の有効性を定性 的に考察した。支配的なカットセットであっても、事故シーケンスグループ 全体の炉心損傷頻度(CDF)に対しては小さな割合となる場合もある。このた め、今回確認したカットセットの CDF の合計が事故シーケンスグループの CDF に占める割合は事故シーケンスグループ毎に異なり、約27~76%の幅 が生じた。また、全 CDF から見ると、「崩壊熱除去機能喪失」のシーケン スグループが約99.9%を占めており、今回、「崩壊熱除去機能喪失」につい ては CDF の約 66%のカットセットを確認したことから、全 CDF に対して も、約 66%のカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に確認したも のと整理できる。

また、「崩壊熱除去機能喪失」は除熱機能の喪失によって格納容器が先行 破損し、炉心損傷に至るシーケンスグループであることから、対策としては 除熱機能の多重化及び多様化が有効であると考えられる。除熱機能につい ては、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ベント系や格納容器圧力逃 がし装置を設置し、その機能を多様化している。耐圧強化ベント系や格納容 器圧力逃がし装置は残留熱除去系等に対して独立な系統であり、共通原因 による機能喪失のリスクを可能な限り低減している。このことから、全 CDF の約 99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては CDF の殆どの割合 に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。

(2)で述べた有効性評価で考慮した対策では対応できない場合について、 「高圧注水・減圧機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」のカットセットを 確認すると、人的過誤(注水失敗の認知失敗等)と計測制御系の故障(計器や 自動起動ロジック故障)の重畳が抽出されている。全 CDF から見た場合、こ れらのカットセットの頻度は非常に小さな値であるが、これらについては、 訓練等により人的過誤の発生可能性の低減に努めるとともに、計測制御系 の故障時にも、正常に動作・計測されている他の計器・パラメータによって プラントの異常を検知できるよう訓練等による対応能力の向上に努めてい く。また、「全交流動力電源喪失」における逃がし安全弁開固着を伴う事故 シーケンスは、炉心損傷を防止できないと整理していたシーケンスであっ て、格納容器破損防止対策で対応する事故シーケンスとして整理していた ものである。これについては、カットセットからも、有効性評価で考慮した 対策での対応が困難であることが確認された。

上記の通り、人的過誤と計測制御系の故障が重畳する非常に頻度の小さ な場合において、有効性評価で考慮した対策では対応できない場合が考え られるものの、有効性評価で考慮した対策と設計基準設備の共用部分(注入 弁等)の故障を伴う様なカットセットは、支配的なカットセットとしては抽 出されていない。有効性評価で考慮した対策は、基本的に設計基準設備に対 して多様化された、独立な系統機能の追加であることから、これらの共用部 分の故障を伴うカットセットが支配的なカットセットとして抽出されてい ない以上、有効性評価で考慮した対策は、殆どのシーケンスに対して有効で あると考えられる。また、全 CDF の約 99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪 失」についても、今回考慮した除熱機能である残留熱除去系に対して、独立 かつ多様化された系統である格納容器圧力逃がし装置等が設けられている ことから、全 CDF の殆どの割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有 効なものであると考えられる。

事故		主要なカットセット		炉心損傷頻度	LFZ		
シーケンス グループ	王要な 事故シーケンス ^{*2}			主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性
		非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場 弁閉失敗に伴う 5 号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	1.5	0.2		0
	阳波古色	非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場 弁閉失敗に伴う5号機タービン建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	1.5	0.2		0
	適渡爭家 +高圧/低圧注水失敗	非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場 弁閉失敗に伴う 6 号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	1.5	0.2	・高圧代麸	0
	(1.1×10 ⁻¹⁰ /炉牛)	非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場 弁閉失敗に伴う 6 号機タービン建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	1.5	0.2	山 八百 注水系 • 手動減圧	0
		非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場 弁閉失敗に伴う7号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	1.5	0.2	 ・ 手動減圧 ・ 低圧代替 注水 조(学) 	0
	過渡事象 +S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧/低圧注水失敗	非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホットウェル水 位制御失敗	4.2×10^{-12}	5.7	0.4	設) (復水補 給水系)	0
		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホットウェ ル水位制御失敗	$3.0 imes 10^{-12}$	4.1	0.3	・代替格納容 器冷却スプ	0
TQUV		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障) +MUWP による CSP へ の水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 5 号機原子炉建屋側への誤送水)	$1.3 imes 10^{-12}$	1.8	0.1	レイ系 ・代替原子炉	0
高圧・低圧圧 水機能喪失)		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障) +MUWP による CSP へ の水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 5 号機タービン建屋側への誤送水)	$1.3 imes 10^{-12}$	1.8	1.8 0.1 補 (_索	補機冷却系 (熱交換ユ	0
(9.6×10 ¹⁰ /炉年)	(7.4×10 ⁻¹¹ /炉年)	非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障) +MUWP による CSP へ の水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 6 号機原子炉建屋側への誤送水)	$1.3 imes 10^{-12}$	1.8	0.1	ニット+代 替原子炉補	0
		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障) +MUWP による CSP へ の水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 6 号機タービン建屋側への誤送水)	$1.3 imes 10^{-12}$	1.8	0.1	機冷却海水 ポンプ)	0
		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障) +MUWP による CSP へ の水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 7 号機原子炉建屋側への誤送水)	1.3×10^{-12}	1.8	0.1	・格納容器 圧力逃がし	0
		通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁 閉失敗に伴う 5 号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	3.5	1.6	装置 ・可搬型代	0
	这些店山	通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁 閉失敗に伴う 5 号機タービン建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	3.5	1.6	替注水ポン プ(水源補	0
	通常停止 +高圧/低圧注水失敗	通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁 閉失敗に伴う 6 号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	3.5	1.6	給)	0
	(4.3×10 10 /炉牛)	通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁 閉失敗に伴う 6 号機タービン建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	3.5	1.6		0
		通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁 閉失敗に伴う 7 号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	3.5	1.6		0

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(1/7)*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。

事故		主要な シーケンス ^{*2} 主要なカットセット		炉心損傷頻度	· 天		
シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス ^{*2}			主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性
	通常停止 +S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧/低圧注水失敗 (3.1×10 ⁻¹⁰ /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水系起動操作失敗	4.2×10^{-11}	14	4.4	・高圧代替 注水系	0
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホットウェル水位 制御失敗	4.2×10^{-11}	14	4.4	・手動減圧 ・低圧代替	0
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水系起動操作失敗	$3.0 imes 10^{-11}$	10	3.1	注水系(常 設)(復水補 給水系)	0
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホットウェル 水位制御失敗	3.0×10 ⁻¹¹	10	3.1	・代替格納容 器冷却スプ	0
TQUV (高圧・低圧注		タービン補機冷却系故障+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗	7.2×10^{-12}	21	0.8	レ1 糸 ・代替原子炉 補機冷却系	0
水機能喪失) (9.6×10 ^{−10} /炉年)	サポート系喪失 +高圧/低圧注水失敗 (3 5×10 ⁻¹¹ /炉年)	タービン補機冷却系故障+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗+低圧注水 系起動操作失敗	$2.9 imes 10^{-12}$	8.3	0.3	(熱交換ユ ニット+代 株国乙恒補	0
		タービン補機冷却系故障+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(多重故障)+高圧注水系起動操作失敗	$2.3 imes 10^{-12}$	6.6	0.2	^{香原} 一炉桶 機冷却海水 ポンプ)	0
	サポート系専生	タービン補機冷却系故障+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	1.9×10^{-12}	44	0.2	 ・格納容器 圧力逃がし 法署 	0
	+S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧/低圧注水失敗	タービン補機冷却系故障+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	1.4×10^{-12}	33	0.2	表 ・ 可搬型代 替注水ポン	0
	(4.3×10 ⁻¹² /炉年)	タービン補機冷却系故障+S/R 弁再閉鎖失敗+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原因故障)+高圧注水系起 動操作失敗	$3.8 imes 10^{-14}$	0.9	<0.1	プ(水源補 給)	0

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(1/7(続き))*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。 【主要なカットセットに対する検討】(高圧・低圧注水機能喪失(TQUV))

- 第1-1表より、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」については CDFの約27%のカットセットを確認した。なお、「高圧・低圧注水機能喪失」は 全 CDFに占める CDFの割合が0.1%未満であり、全 CDFに対して寄与割合の 低い事故シーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスのうち、「過渡事象+高圧/低圧注水失敗」、「過渡事象+S/R 弁再閉鎖失敗+高圧/低圧注水失敗」、「通常停止+高圧/低圧注水失敗」、「通常停 止+S/R 弁再閉鎖失敗+高圧/低圧注水失敗」、「サポート系喪失+S/R 弁再閉鎖失 敗+高圧/低圧注水失敗」では、高圧・低圧注水機能が喪失する要因として、原子 炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故 障による電動の ECCS 注水ポンプの機能喪失と合わせて、S/R 弁の開固着又は起 動失敗等による RCIC の機能喪失が挙げられている。炉心損傷防止対策としては、 機能喪失した ECCS 注水系の代替となる、低圧代替注水系(常設)による注水が有 効である。
- 「サポート系喪失+高圧/低圧注水失敗」については、計測・制御機器の共通原因 故障と合わせて、高圧/低圧 ECCS の起動失敗が挙がっている。炉心損傷防止対 策としては、機能喪失した ECCS 注水系の代替となる、低圧代替注水系(常設)に よる注水が有効である。
- いずれの事故シーケンスについても、注水による炉心冷却を確保した後は、代替 原子炉補機冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。なお、上位 のカットセットとしては抽出されていないが、残留熱除去系が機能喪失している 場合には、格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。

事故 シーケンス グループ - - - - - - - - - - - - - - - - - - -))			炉心損傷頻度			
	王要な 事故シーケンス ^{※2}	主要なカットセット		主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性
	過渡事象	全給水喪失+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)	$4.6 imes 10^{-10}$	26	11		_ *3
	+高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗	全給水喪失+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原因故 障)	$2.1 imes 10^{-10}$	12	5.0		_ *3
事故 シーケンス グループ TQUX (高圧注水・減 圧機能喪失) (4.2×10 ⁻⁹ /炉年)	(1.8×10 ⁻⁹ /炉年)	全給水喪失+原子炉減圧操作失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	水位高(L8)誤信号 1.9×10 ⁻¹⁰ 11 4.5		0		
	過渡事象 +S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (5.2×10 ⁻¹¹ /炉年)	全給水喪失事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤 高出力(共通原因故障)	2.4×10^{-12}	4.6	0.1		_ *3
		全給水喪失事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉減圧操作失敗+HPCF 室空調起動失敗(共通原因故障)	1.4×10^{-12}	2.7	<0.1		0
		全給水喪失事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+HPCF 室空調起動失敗 (共通原因故障)	1.2×10^{-12}	2.3	<0.1	・減圧自動化	0
	通常停止 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (2.0×10 ⁻⁹ /炉年)	通常停止+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)+給 水系操作失敗	$3.9 imes 10^{-10}$	20	9.3	(残留熱除 去系ポンプ	_ *3
		通常停止+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原因故 障)+給水系操作失敗	$1.8 imes 10^{-10}$	9.0	4.3	吐出圧確立 +原子炉水	_ *3
		通常停止+原子炉減圧操作失敗+原子炉水位高(L8)誤信号+給水系操作失敗	$1.6 imes10^{-10}$	8.0	3.8	位低(レベ ル1)+600	0
圧機能喪失) (4.2×10 ⁻⁹	通常停止	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+原子炉減圧 常停止 作失敗		23	0.7	秒 経 過 で SRV4 弁開	0
/炉年)	+S/R 开再闭鎖矢敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+原子炉注水自 動起動不能の認知失敗	$2.5 imes 10^{-11}$	21	0.6	放) ・高圧代替	0
	(1.2×10 ⁻¹⁰ /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+原子炉減 圧操作失敗	2.1×10^{-11}	18	0.5	注水系 ・残留熱除 キズ(近口	0
	サポート系喪失 +高圧注水失敗	直流電源故障(区分 1)+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原 因故障)	$1.3 imes 10^{-11}$	4.5	0.3	云示(低庄 注水. 除熱)	_ *3
	+原子炉減圧失敗	直流電源故障(区分 1)+原子炉減圧操作失敗+HPCF 室空調起動失敗(共通原因故障)	$7.3 imes10^{-12}$	2.5	0.2		0
	(2.9×10 ⁻¹⁰ /炉年)	直流電源故障(区分1)+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+HPCF室空調起動失敗(共通原因故障)	$6.3 imes10^{-12}$	2.2	0.2		0
	サポート系喪失	直流電源故障(区分 2)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉減圧操作失敗+ECCS デジタル制御系(SLU)故障	$5.1 imes 10^{\cdot 12}$	12	0.1		0
	+S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧注水失敗	直流電源故障(区分 2)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ECCS デジタル制 御系(SLU)故障	4.4×10^{-12}	11	0.1		_*3
	+原子炉減圧失敗 (4.1×10 ⁻¹¹ /炉年)	直流電源故障(区分 2)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉減圧操作失敗+HPCF(C 系)室空調機冷却水入口 弁開忘れ	1.4×10^{-12}	3.4	<0.1		0

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(2/7)*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。

※3 原子炉注水自動起動不能の認知失敗等のヒューマンエラーについては、訓練等によりその発生確率の低減に努めていく。訓練等の運用面の対策は、確実に当該カットセットの発生を防止するものではないが、当該カットセットの発生頻度の低下に期待できるものと考える。

【主要なカットセットに対する検討】(高圧注水・減圧機能喪失(TQUX))

- 第1-1表より、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」については CDFの約41%のカットセットを確認した。なお、「高圧注水・減圧機能喪失」は 全 CDFに占める CDFの割合が0.1%未満であり、全 CDFに対して寄与割合の 低い事故シーケンスグループである。
- いずれの主要な事故シーケンスのカットセットからも、原子炉注水自動起動不能の認知失敗のヒューマンエラー、原子炉減圧操作失敗のヒューマンエラーが抽出され、「通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」を除く主要な事故シーケンスのカットセットからは、原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)等の信号系の故障も抽出された。このうち、原子炉注水自動起動不能の認知失敗と信号系の共通原因故障が重畳する場合、認知失敗により重大事故等対処設備として設置した高圧代替注水系の手動起動に期待できず、実際には故障の内容によるが、信号系の共通原因故障の場合は減圧自動化ロジックにも期待できないとすると、重大事故等防止対策に期待できず、炉心損傷を防止できない。この基事象の組み合わせ以外の場合には、高圧代替注水系による高圧注水のバックアップや減圧自動化ロジックによる低圧状態への移行等により、注水による炉心冷却を確保できる。
- 注水による炉心冷却の確保に成功した後は、代替原子炉補機冷却系又は格納容器 圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。なお、上位のカットセットとしては抽出さ れていないが、残留熱除去系が機能喪失している場合には、格納容器圧力逃がし 装置を用いて除熱を行う。
- 全 CDF から見た場合、炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小 さな値に抑えられていると考えるが、炉心損傷を防止できないカットセットに含 まれている原子炉注水自動起動不能の認知失敗については、訓練等によりその発 生可能性の低減に努めていく。

事故 シーケンス グループ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・				炉心損傷頻度			
	主要な 事故シーケンス ^{*2}	主要なカットセット		主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性
	過渡事象	隔離事象+残留熱除去系起動操作失敗	$3.6 imes 10^{-6}$	72	41		0
<i><i>yny</i></i>	+除熱失敗	隔離事象+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$3.0 imes 10^{-7}$	6.0	3.4		0
	(5.0×10 ⁻⁶ /炉年)	隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$9.8 imes 10^{-8}$	2.0	1.1		0
	過渡事象 +S/R 弁再閉鎖失敗 +除熱失敗 (3.8×10 ^{·7} /炉年)	非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$1.2 imes 10^{-7}$	32	1.4	・手動減圧	0
		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因 故障)	$9.8 imes 10^{-9}$	2.6	0.1		0
		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$3.2 imes 10^{-9}$	0.8	<0.1	 ・低上代替汪水 系(常設)(復 	0
		通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	$8.8 imes 10^{-7}$	33	10	水補給水系)	0
	通常停止 +除熱失敗 (2.7×10 ⁻⁶ /炉年)	通常停止+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	$6.4 imes 10^{-7}$	24	7.4	 ・代替格納容器 冷却スプレー 	0
		通常停止+外部電源喪失(使命時間中の機能喪失)+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)	$7.2 imes 10^{-11}$	<0.1	<0.1	 市 コ へ ノ レ イ系 ・代替原子炉補 	\triangle^{*3}
TW (崩壊熱除去 燃始頭生)		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+常用系(復水器)を用いた除熱操作失敗+残留熱除去 系起動操作失敗	$6.1 imes 10^{-9}$	29	0.1	機冷却系(熱 交換ユニッ	0
機能丧大) (8.7×10 ⁻⁶ /炉年)		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故 障)+常用系(復水器)を用いた除熱操作失敗 5.0×10 ⁻¹⁰ 2.4	<0.1	ト+代替原子 炉補機冷却	0		
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動用グランド蒸気元弁開失敗+残留熱除去系起動 操作失敗	$3.1 imes 10^{-10}$	1.5	<0.1	 ・格納容器圧力 ・逃がし装置 	0
	通常停止 +S/R 弁再閉鎖失敗	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第一段蒸気入口弁開 失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 imes 10^{-10}$	1.5	<0.1	•常設代替交流 電源設備	0
	+除熱失敗 (2.1×10 ⁻⁸ /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第二段蒸気入口弁開 失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 imes 10^{-10}$	1.5	<0.1	・可搬型代替注 水ポンプ(水	0
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第一段空気入口弁開 失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 imes 10^{-10}$	1.5	<0.1	「原補給」	0
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第二段空気入口弁開 失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 imes 10^{-10}$	1.5	<0.1		0
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系空気出口弁開失敗+残 留熱除去系起動操作失敗	$3.1 imes 10^{-10}$	1.5	<0.1		0

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(3/7)*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。

※3 長期 TB の対策で対応可能。

事故		ィス*2 主要なカットセット		炉心損傷頻度				
シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス ^{*2}			主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性	
	サポート系喪失 +除熱失敗 (5.5×10 ⁻⁷ /炉年)	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+残留熱除去系起動操作失敗	9.6×10 ⁻⁸	17	1.1	・毛動減圧	0	
		原子炉補機冷却海水系故障(C 系)+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動 失敗(共通原因故障(二重))	機冷却海水系故障(C系)+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動 通原因故障(二重)) 1.5×10 ⁻⁸ 2.7 0.2 ・低圧代替注水系(設)(復水補給水系) ・代替格納容器冷	 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・代替格納容器冷却 	0			
TW (崩壊熱除去 機能調生)		原子炉補機冷却海水系故障(C 系)+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動 失敗(共通原因故障(三重以上))	7.9×10 ⁻⁹	1.4	0.1	スプレイ系 ・代替原子炉補機冷 却系(熱交換ユニッ	0	
機能丧失) (8.7×10 ⁻⁶ /炉年)			原子炉補機冷却海水系故障(C 系)+S/R 弁再閉鎖失敗+残留熱除去系 起動操作失敗	$5.0 imes 10^{-10}$	17	<0.1	 ト+1(0
	サホート系喪矢 +S/R 弁再閉鎖失敗 +除熱失敗 (2 9×10 ⁻⁹ /恒年)	原子炉補機冷却海水系故障(C 系)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷 却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(二重))	8.0×10 ⁻¹¹	2.8	<0.1	 ・常設代替交流電源 設備 ・可搬型代替注水ポ 	0	
	(2.3~10 7797平)	原子炉補機冷却海水系故障(C 系)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷 却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(三重以上))	4.1×10 ⁻¹¹	1.4	<0.1	レプ(水源補給)	0	

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(3/7(続き))*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。 【主要なカットセットに対する検討】(崩壊熱除去機能喪失(TW))

- 第1-1表より、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」については CDF の約66%のカットセットを確認した。なお、「崩壊熱除去機能喪失」は全 CDF に 占める CDF の割合が約99.9%であり、全 CDF の殆どを占める事故シーケンス グループである。
- いずれの主要な事故シーケンスのカットセットからも、残留熱除去系、原子炉補 機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障が 抽出されている。この基事象に対しては、代替原子炉補機冷却系ユニットによる 海水への熱除去機能の代替や、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱によ り炉心損傷(格納容器先行破損)を防止できる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「過渡事象+除熱失敗」、「過渡事象+S/R 弁再閉鎖 失敗+除熱失敗」では、残留熱除去系起動操作失敗のヒューマンエラーが抽出さ れている。この基事象に対しては、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱 により炉心損傷(格納容器先行破損)を防止できる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「通常停止+除熱失敗」では、使命時間中の外部電 源喪失等、電源喪失により炉心損傷(格納容器先行破損)に至るカットセットが抽 出されている。このカットセットに対しては、長期 TB のシーケンスにおける対 策により炉心損傷を防止できる。
- 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対する主要な対策と考えられる格納容器圧力逃がし装置は残留熱除去系、原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立な系統であり、共通原因による機能喪失のリスクを可能な限り低減している。このことから、全 CDF の約 99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては CDF の殆どの割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。

						炉心損傷頻度	Ē		
	事故シーク グルー	ケンス ·プ	主要な 事故シーケンス ^{*2}	主要なカットセット	(/炉年)	主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性
				外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗	$2.2 imes 10^{-10}$	46	17	・原子炉隔離時冷却系 (所内直流電源設備の確保) ・高圧代替注水系	0
		長期 TB	期 B +D/G 全台起動失敗 (4.8×10 ⁻¹⁰ /炉年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 起動失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗	$1.5 imes10^{\cdot10}$	31	12	 ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・ 代替格納容器冷却スプレイ系 ・ 格納容器圧力逃がし装置 	0
				外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 非常用送風機起動失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗	$2.1 imes 10^{-11}$	4.4	1.7	 ・代替原子炉補機冷却系 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 	0
			外部電源喪失 +D/G 全台起動失敗 +S/R 弁再閉鎖失敗 (1.2×10 ⁻¹⁰ /炉年)	外部電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+外部電源復旧失敗+非常用ディ ーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故障)	$5.7 imes 10^{-11}$	48	4.4		\triangle^{*_3}
		TBP		外部電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+外部電源復旧失敗+非常用ディ ーゼル発電機(D/G)起動失敗(共通原因故障)	4.0×10 ⁻¹¹	33	3.1	 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系(常設代替直流電源) ・上記の点線枠内の対策 	\triangle^{*3}
	ТВ			外部電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+外部電源復旧失敗+非常用ディ ーゼル発電機(D/G)非常用送風機起動失敗(共通原因故障)	$5.3 imes10^{\cdot12}$	4.4	0.4		\triangle^{*3}
別紙 4-1	(全交流 動力電源 喪失)			外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失 敗(現場弁閉失敗に伴う5号機原子炉建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	5.3	2.5		0
2	(1.3×10 ⁻⁹ /炉年)		日本天下古山	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失 敗(現場弁閉失敗に伴う5号機タービン建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	5.3	2.5		0
		TBU	外部電源喪失 +D/G 全台起動失敗 +RCIC 失敗	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失 敗(現場弁閉失敗に伴う6号機原子炉建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	5.3	2.5	・高圧代替注水系(常設代替直流電源) ・上記の点線枠内の対策	0
			(0.0/10 7// +7	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失 敗(現場弁閉失敗に伴う6号機タービン建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	5.3	2.5		0
				外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失 敗(現場弁閉失敗に伴う7号機原子炉建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	5.3	2.5		0
		TBD	外部電源喪失 +直流電源喪失 (8.1×10 ⁻¹¹ /炉年)	外部電源喪失+バッテリーからの給電失敗(共通原因故障)	8.1×10 ⁻¹¹	100	6.2	・高圧代替注水系(常設代替直流電源) ・上記の点線枠内の対策	0

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(4/7)*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。

括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。 ※3 S/R 弁からの蒸気流出によって原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が機能喪失する前に交流電源を復旧し、低圧注水に移行出来れば炉心損傷を回避できる。
【主要なカットセットに対する検討】(全交流動力電源喪失(TB))

- 第1-1表より、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」については CDF の約56%のカットセットを確認した。なお、「全交流動力電源喪失」は全 CDF に 占める CDF の割合が 0.1%未満であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シ ーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗」(長期 TB)では、外部電源、非常用ディーゼル発電機による給電を喪失し、外部電源の復旧、高圧電源融通にも失敗するカットセットが抽出されている。このカットセットに対しては、常設代替交流電源設備により電源を復旧するほか、原子炉隔離時冷却系の運転による長時間の炉心冷却の確保と格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によってプラントを安定な状態に維持することが有効である。
- 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗+S/R 弁再閉鎖 失敗」(TBP)では、全交流動力電源喪失により電動駆動の ECCS 注水設備が機能 喪失することに加え、S/R 弁再閉鎖失敗により、長時間の RCIC 及び高圧代替注 水系には期待できない。このため、RCIC 又は高圧代替注水系による注水が継続 している間に常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、低圧代替注水系等に よる低圧注水に移行できる場合には炉心損傷を防止できる。また、低圧注水への 移行に失敗し、炉心損傷に至る場合については、LOCA 時に ECCS による注水 が出来ず、炉心損傷に至る少ーケンスに包絡されると考えられ、炉心損傷に至る ものの、電源復旧等の後、圧力容器又は格納容器に注水し、格納容器圧力逃がし 装置等による除熱を行うことで、格納容器の破損防止を防止することができる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗+RCIC 失敗」 (TBU)では、外部電源、非常用ディーゼル発電機による給電を喪失し、短時間での外部電源の復旧に失敗し、RCIC の運転継続に必要な復水貯蔵槽(CSP)への補給に失敗するカットセットが抽出されている。このカットセットに対しては、同じ CSP を水源とする高圧代替注水系は有効な対策とならない。一方、CSP への補給に失敗するため、RCIC が使命時間 24 時間の運転を継続することはできないものの、元々CSP に蓄えられている水量を注水に費やせると考えると、少なくとも炉心損傷までに数時間程度の時間余裕を有するカットセットである。このため、今回抽出されたカットセットに対しては、常設代替交流電源設備等による電源復旧によって低圧の注水機能の復旧を図ること等により、炉心損傷を防止することが出来ると考えられる。また、今回のカットセットとしては抽出されなかったが、事象発生と同時に RCIC が故障等によって機能喪失に至る等、対応の時間余裕が短い場合は、高圧代替注水系によって炉心損傷を防止することができる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+直流電源喪失」(TBD)では、外部 電源を喪失し、共通原因故障により全てのバッテリーからの給電に失敗するカッ トセットが抽出され、主要な事故シーケンスのうち 100%の割合を占めた。この カットセットに対しては、常設代替直流電源設備を用いて直流電源を復旧するこ とにより、炉心損傷を防止することができる。

	主要な 事故シーケンス ^{※2}			炉心損傷頻度		1.1.6464	
事故シーケンス グループ		2 主要なカットセット		主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性
TC (原子炉停止機能喪失) (5.1×10 ⁻¹² /炉年)		非隔離事象+制御棒挿入失敗+SLC 手動操作失敗	$2.2 imes10^{-12}$	44	43	 ・代替制御棒挿入機能 ・代替冷却材再循環ポ 	_
	過渡事象 +原子炉停止失敗	非隔離事象+制御棒挿入失敗+SLC ほう酸水タンク閉塞	$6.1 imes 10^{-16}$	<0.1	<0.1	ンプ・トリップ機能 ・ほう酸水注入系	_
	(5.0×10 ⁻¹² /炉年)	非隔離事象+制御棒挿入失敗+SLC ほう酸水タンク保温用 ヒーター制御回路遮断器閉失敗	$2.1 imes 10^{-16}$	<0.1	<0.1	・ 局圧炉 心 社 水 糸 ・ 原 子 炉 隔離時 冷 却 系 ・ 残 留 熱 除 去 系	_

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(5/7)*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。 【主要なカットセットに対する検討】(原子炉停止機能喪失(TC))

- 第1-1表より、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」については CDF の約43%のカットセットを確認した。なお、「原子炉停止機能喪失」は全 CDF に 占める CDF の割合が 0.1%未満であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シ ーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスとして、「過渡事象+原子炉停止失敗」について評価したところ、制御棒挿入失敗(機械系故障)に加えて SLC の機能喪失に関する基事象のカットセットが抽出された。原子炉停止機能について、ABWR である柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では、今回重大事故対処設備として位置づけた機能・設備がプラント設計当初より設置されていたことから、今回はこれらの機能・設備を考慮して PRA を実施した。このため、これらの機能・設備の喪失を含めて炉心損傷に至るカットセットが抽出されており、対策の有効性を確認することはできない。
- 原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループは、グループの炉心損傷頻度が 5.1×10⁻¹²/炉年であり、評価全体の炉心損傷頻度に占める割合は全シーケンスグ ループの中で最も小さい。主要なカットセットに今回重大事故対処設備として位 置づけた SLC が含まれていることからも、これらの今回重大事故対処設備の寄 与も含めて、非常に小さな炉心損傷頻度に抑えられていると考えられる。

) /			炉心損傷頻度			1.1.64
事政シーケンス グループ 事	王要な 事故シーケンス ^{*2}	主要なカットセット	(/炉年)	主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性
		中 LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原 因故障)	$2.3 imes 10^{-9}$	59	51	・手動減圧 ・低圧代替注水系	0
	LOCA +高圧/低圧注水失敗 (3.9×10 ⁻⁹ /炉年)	中 LOCA+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故 障) 7.6×10 ⁻¹⁰ 19 17		(常設)(復水補給 水系)	0		
LOCA (LOCA 時注水		中 LOCA+原子炉補機冷却系電動弁(原子炉補機冷却系熱 交換器出口)開失敗(共通原因故障)	$3.0 imes 10^{-10}$	7.7	6.8	・代替格納容器冷却スプレイ系	0
機能喪失) (4.5×10 ⁻⁹ /炉年)	LOCA	中 LOCA+注水不能認知失敗+ECCS デジタル制御系 (DTM)故障(共通原因故障)4.3×10 ⁻¹¹ 721.0中 LOCA+注水不能認知失敗+ECCS デジタル制御系 (DTM)故障(多重故障)1.4×10 ⁻¹¹ 230.3		 ・代替原子炉補機 冷却系 ・格納容器圧力迷 	_ *3		
	+高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗			0.3	がし装置 ・可搬型代替注水	_*3	
	(6.0×10 ⁻¹¹ /炉年)	中 LOCA+原子炉減圧操作失敗+ECCS デジタル制御系 (DTM)故障(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗	$3.9 imes 10^{-13}$.9×10 ⁻¹³ 0.7 <0.1 ポンプ(水液 給)		ポンプ(水源補 給)	_*3

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(6/7)*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。

※3 原子炉注水自動起動不能の認知失敗等のヒューマンエラーについては、訓練等によりその発生確率の低減に努めていく。訓練等の運用面の対策は、確実に当該カットセットの発生を防止するものではないが、当該カットセットの発生頻度の低下に期待できるものと考える。

【主要なカットセットに対する検討】(LOCA時注水機能喪失(LOCA))

- 第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」については CDF の約 76%のカットセットを確認した。なお、「LOCA 時注水機能喪失」は全 CDF に占める CDF の割合が約 0.1%であり、全 CDF に対して寄与割合の低い 事故シーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスのうち、「LOCA+高圧/低圧注水失敗」では、原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は熱交換器の弁故障の共通原因故障が抽出されている。中LOCAによりRCICに期待できず、原子炉補機冷却系等の喪失により、駆動機構の冷却が必要な電動駆動のECCS注水系に期待できない状況であるため、このカットセットに対しては、逃がし安全弁の手動作動により原子炉を減圧し、駆動機構の冷却を必要としない常設の低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)により注水することで炉心損傷を防止できると考えられる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」では、 注水不能の認知に失敗するヒューマンエラーとデジタル制御系の共通原因故障、 又は多重故障によるカットセットが抽出されている。この場合、代替の注水手段 への移行の必要性に気付けないことから、逃がし安全弁の手動作動等の運転員操 作に期待することができないため、これらの重大事故等防止対策に期待できず、 炉心損傷を防止できない。また、高圧 ECCS 注水及び原子炉の減圧操作に失敗す るヒューマンエラーとデジタル制御系の共通原因故障による ECCS 系の自動起 動に失敗するカットセットが抽出されている。この場合、原子炉を減圧できない 一方で、LOCA により蒸気駆動の高圧代替注水設備にも期待できないことから、 炉心損傷を防止できない。
- LOCA が発生しているにも係わらず、認知に失敗したまま長時間気付かない場合 や、操作に失敗したにも係わらずその後の対応をとらないことは現実的には考え にくく、全炉心損傷頻度から見た場合、これらの炉心損傷を防止できないカット セットの頻度は非常に小さな値に抑えられているが、原子炉注水自動起動不能の 認知失敗等のヒューマンエラーについては、訓練等によりその発生可能性の低減 に努めていく。

事故シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス ^{※2}			炉心損傷頻度		1 1 boto							
		主要なカットセット	(/炉年)	主要な事故 シーケンスへの 寄与割合 (%)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	主な対策	対策 有効性						
	ISLOCA (9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	定例試験時 HPCF(B 系)試験可能逆止弁内部リーク+HPCF(B 系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(B 系)注入隔離弁閉失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	16	16	・ ・ISLOCA 発生箇所の隔離 ・高圧炉心注水系	0						
ISLOCA		定例試験時 HPCF(C 系)試験可能逆止弁内部リーク+HPCF(C 系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(C 系)注入隔離弁閉失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	16	16		0						
(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)		(9.5×10 ^{·11} /炉年)	(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	定例試験時 HPCF(B系)注入隔離弁誤開+HPCF(B系)ポンプ吸 込部配管破損+HPCF(B系)試験可能逆止弁閉失敗	1.4×10 ⁻¹¹	15	15	・手動減圧 ・低圧炉心注水系
		定例試験時 HPCF(C系)注入隔離弁誤開+HPCF(C系)ポンプ吸 込部配管破損+HPCF(C系)試験可能逆止弁閉失敗	1.4×10^{-11}	15	15		0						

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(7/7)*1

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスの CDF の合計を示す。 【主要なカットセットに対する検討】(ISLOCA)

- 第1-1表より、事故シーケンスグループ「ISLOCA」については CDF の約 61%のカットセットを確認した。なお、「ISLOCA」は全 CDF に占める CDF の割合が 0.1%未満であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シーケン スグループである。
- 主要な事故シーケンスである、「ISLOCA」では、HPCFの定例試験時の弁 リークや誤開放に伴うカットセットが抽出されている。これらのカットセ ットに対しては、高圧炉心注水系又は原子炉を減圧した後に高圧又は低圧 炉心注水系による炉心の水位維持によって炉心損傷を防ぐことが出来る。 その後は、注入隔離弁の再閉操作等、破断箇所の隔離を試みると共に、使用 可能な緩和系で水位維持、除熱を行うことで、炉心を安定な状態とすること ができる。

- 1-2. FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認
 - (1) 実施内容

今回は、FV 重要度の高い基事象に対し、その基事象の発生に伴って生じる系統機能の喪失に重大事故等防止対策が有効か否かを定性的に考察した。

なお、今回の整理は定量的に評価した FV 重要度に対し、対策の有効性の 観点で定性的な考察を加えたものであり、あくまで定性的な分析結果である。 対策の有効性を定量的に把握する観点では、新たに講じた対策をモデル化し た上で PRA を実施し、その結果を比較することが望ましいが、今回はプラ ント運転開始時の内部事象運転時レベル 1PRA の結果のみを定量的な検討 材料として分析することとし、この確認を実施した。

(2) 選定条件

事故シーケンスグループ別に FV 重要度*を分析し、その値が 10⁻³を超え る基事象について、重大事故等防止対策の対応状況を確認することとした。 FV 重要度が小さい基事象は、重大事故等防止対策による対応が可能であっ たとしても、CDF の低減効果が小さいことから、事故シーケンスグループ の支配的なリスク要因を網羅的に確認する範囲として、今回は 10⁻³を基準 とすることとし、10⁻³未満の基事象については確認対象外とした。

(3) 確認結果

FV 重要度が 10⁻³を超える基事象を確認したところ、事故シーケンスグル ープ「高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)」、「高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)」、 「崩壊熱除去機能喪失(TW)」、「全交流動力電源喪失」に含まれる全ての事故 シーケンスグループ(長期 TB, TPU, TBP, TBD)、「インターフェイスシステ ム LOCA(ISLOCA)」については、抽出された全ての基事象に対して、定性 的には何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。また、

「LOCA時注水機能喪失(S1E, S2E)」、「原子炉停止機能喪失(TC)」については、抽出された基事象の一部に対して、定性的には有効な重大事故等防止対策が確認されなかった。

今回の内部事象運転時レベル 1PRA では、TW がその CDF のほぼ 100% を占めており、TW に対しては、FV 重要度が 10⁻³を超える全ての基事象に 重大事故等対処設備(具体的には耐圧強化ベント系等による除熱機能の代替) が有効であることを確認した。このことから、重大事故等対処設備によって、 プラント運転開始時の内部事象運転時レベル 1PRA の全 CDF は 10⁻³ 程度 まで低減されるものと考えられる。このことから、重大事故等対処設備によ る、内部事象を起因とした炉心損傷リスクへの対策の網羅性は 99%以上と 整理できる。

事故シーケンスグループ別の確認結果は以下の通り。

○高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)

FV 重要度が 10⁻³ を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対 策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系の 共通原因故障や水源である復水貯蔵槽(CSP)への補給失敗が抽出された が、これらに対しては低圧代替注水系による原子炉注水及び消防車によ る CSP への補給によって対応することが可能である。

○高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)

FV 重要度が 10⁻³を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、高圧注水不能の認知失敗及び高圧注水及び減 圧機能の不動作に繋がる信号系の故障が抽出された。D/W 圧力高を伴わ ない高圧注水不能の状況下では、ADS による原子炉の減圧機能に期待で きないが、重大事故等対処設備として導入した代替減圧自動化ロジック (残留熱除去系ポンプ吐出圧確立+原子炉水位低(レベル 1) +600 秒経過 で SRV4 弁開放)によって減圧されるため、その後の低圧注水に期待で きる。また、減圧機能の不動作に対しては、高圧代替注水系による対応 が可能である。

なお、高圧注水不能の認知に失敗(FV 重要度約 0.76)し、高圧注水及び 減圧機能の不動作に繋がる信号系の故障(代替減圧自動化ロジックにも 期待できない状況)(内上位の基事象の FV 重要度約 0.34)が重畳する場 合、有効な対策が見当たらない状況となる。これは TQUX のカットセッ トとしても抽出(TQUX の CDF の約 11%)されており、有効な対策が見 当たらない場合として整理している。

○崩壞熱除去機能喪失(TW)

FV 重要度が 10⁻³を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、残留熱除去系、原子炉補機冷却系、原子炉補 機冷却海水系の共通原因故障が抽出されたが、これらに対しては独立な 系統である耐圧強化ベント系等によって除熱機能を確保することが可 能である。 ○全交流動力電源喪失(長期 TB, TPU, TBP, TBD)

FV 重要度が 10⁻³ を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対 策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、長期 TB 及び TBP では交流電源の喪失、TBU ではこれに加えて原子炉隔離時冷却系の機器故障、TBD ではバッテリ ーの共通原因故障が抽出されたが、これらに対しては高圧代替注水系で 対応が可能であり、その時間余裕の間に代替交流電源による電源復旧が 可能である。

○LOCA 時注水機能喪失(S1E, S2E)

FV 重要度が 10⁻³を超える基事象のうち、重大事故等防止対策の有効 が確認できない基事象は以下の通り。

・ LOCA 時の ECCS による注水不能の認知失敗

(FV 重要度:中LOCA(S1E) 1.4×10⁻²,小LOCA(S2E) 7.4×10⁻¹)

これはヒューマンエラーによる基事象であり、FV 重要度の高い小 LOCA(S2E)では主要なカットセットにも含まれている。この基事象に ついては、訓練等による発生確率の低減に努めることが、今後も継続し て取り組むべき対策の1つであると考える。

この他に支配的な基事象として、原子炉補機冷却海水系の共通原因故 障が抽出された。中LOCA(S1E)に対しては破断口径の大きさによるが、 これらに対しては低圧代替注水系による注水機能を確保することが可 能であると整理した。

○原子炉停止機能喪失(TC)

FV 重要度が 10⁻³を超える基事象のうち、重大事故等防止対策の有効 が確認できない基事象は以下の通り。

・ ATWS 時の SLC 起動操作失敗(FV 重要度 : 9.4×10⁻¹)

これは重大事故等防止対策に対する、ヒューマンエラーによる基事象 である。原子炉停止機能喪失(TC)に対しては ABWR の設計上、プラン ト運転開始時点で今回重大事故等対処設備に位置づけた設備を備えて いたことから、上記の基事象が抽出されたものである。この基事象につ いては、訓練等による発生確率の低減に努めることが、今後も継続して 取り組むべき対策の1つであると考える。

この他に支配的な基事象として、原子炉保護系の共通原因故障が抽出 されたが、これらに対しては SLC 等による原子炉停止が可能である整 理した。

○インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)

FV 重要度が 10⁻³を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、高圧炉心注水系の配管破断が抽出されたが、 これに対しては発生箇所の隔離又は原子炉減圧及び低圧注水系等によ る対応が可能である。

- 2. 内部事象運転時レベル 1.5PRA
 - (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 ため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の基準を基に主要なカットセッ トを抽出した。また、格納容器先行破損シーケンスについては、炉心損傷防止対 策の有効性を確認しているため、カットセットの分析対象から除外した。

・格納容器破損モードの中で最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンスについ て、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格納容器破損防止対策の 整備状況等を第2-1表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第2-1表に示した通り、主要なカットセットレベルまで展開しても、整備された重大事故等防止対策により格納容器破損を防止できることを確認した。

		プラント		格納容者	器破損頻度		1 1 6464		
	格納容器 破損モード	損傷状態 (PDS) ^{※1}	主要なカットセット	[/炉年]	格納容器破損 モードへの 寄与割合 [%]	主な対策	対策 有効性		
	雰囲気圧力・温度		外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$5.6 imes10^{-12}$	1.4				
	による静的負荷 (格納容器過圧破損)	長期 TB	外部電源喪失+非常用 D/G 起動失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$3.9 imes 10^{-12}$	1.0	・低圧代替注水系(常設)による	0		
(3.9×10 ⁻¹⁰ /炉年) ^{※2}		外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗+残留熱除去系操作失 敗(外部電源復旧成功後)	$5.6 imes 10^{-13}$	0.1	原子炉注水 ・代替格納容器冷却スプレイ系				
	雰囲気圧力・温度		LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$2.6 imes 10^{.9}$	31	・ 格納容器圧力逃がし装置に よる除熱	0		
による静的負荷 (格納容器過温破損) (8.4×10 ⁻⁹ /炉年)	LOCA	LOCA+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$8.6 imes 10^{-10}$	10	・常設代替交流電源設備	0			
	(8.4×10 ⁻⁹ /炉年)		LOCA+原子炉補機冷却系電動弁(原子炉補機冷却系熱交換器出口)開失敗(共通原因故障)	$3.6 imes 10^{-10}$	4.3		0		
別紙		長期 TB	外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$5.0 imes 10^{-13}$	41				
4-25	高上浴融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱 (1.9×10:12//回年)		外部電源喪失+非常用 D/G 起動失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$3.4 imes 10^{-13}$	28	 ・原子炉圧刀容器破損までに 手動操作により原子炉圧力 	0		
			外部電源喪失+非常用 D/G 非常用送風機起動失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融 通失敗	4.4×10 ⁻¹⁴	3.7		0		
	原子炉圧力容器外の		LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	1.2×10^{-13}	32		_		
	溶融燃料-冷却材相 互作用	LOCA	LOCA+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	4.0×10 ⁻¹⁴	11	・なし。(FCIが発生しても 格納容器圧力バウンダリの 継能輻集には至らない。)	_		
	(3.8×10 ⁻¹³ /炉年)		LOCA+原子炉補機冷却系電動弁(原子炉補機冷却系熱交換器出口)開失敗(共通原因故障)	$1.7 imes 10^{-14}$	4.4		_		
			給水操作失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)	$6.6 imes 10^{-13}$	5.5	・溶融炉心落下までに格納容器	0		
溶融炉心・コンクリ ート相互作用 (1.2×10 ⁻¹¹ /炉年)	TQUX	給水操作失敗+原子炉減圧操作失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	$2.8 imes 10^{-13}$	2.3	ペデスタルへの水張り及び落 下後の崩壊熱除去も必要な流	0			
			$2.2 imes 10^{-13}$	1.8	量での注水	0			

第2-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果

※1 最も格納容器破損頻度の高いシーケンスを抽出しているため、有効性評価における PDS とは一致しない。

※2 格納容器が先行破損に至る崩壊熱除去機能喪失(TW)、原子炉停止機能喪失(TC)による格納容器破損頻度を除く。

【主要なカットセットに対する検討】

◎ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)

- 支配的な事故シーケンスは、長期 TB によって炉心損傷に至った後に過圧破損に 至るシーケンスであり、主要なカットセットには全ての交流電源が失われるケース と、外部電源の復旧に成功するも、格納容器スプレイ(残留熱除去系)の起動に失敗 する基事象の組み合わせが抽出されている。これらのカットセットに対しては、格 納容器圧力逃がし装置が過圧破損防止に有効である。また、常設代替交流電源設備 によって電源を復旧し、代替格納容器冷却スプレイ系によって格納容器圧力の上昇 抑制を図ることも有効である。
- ◎ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)

支配的な事故シーケンスは、LOCAによって炉心損傷に至った後に過温破損に至 るシーケンスであり、主要なカットセットには原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷 却海水系の起動又は熱交換器の弁故障の共通原因故障が抽出されている。これらの カットセットに対しては、低圧代替注水系(常設)による損傷炉心への注水が有効で ある。

◎ 高圧溶融物放出/格納容器直接加熱

支配的な事故シーケンスは、長期 TB によって炉心損傷に至った後に高圧溶融物 放出/格納容器雰囲気直接加熱に至るシーケンスであり、主要なカットセットには全 ての交流電源が失われる基事象の組み合わせが抽出されている。交流電源を喪失し ても原子炉圧力容器の減圧操作は可能であることから、現状の対策である原子炉圧 力容器の減圧操作によって、本モードによる格納容器破損を防止できる。

- ◎ 原子炉圧力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用
 - 支配的な事故シーケンスは、LOCAによって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が損傷し、原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用に至るシーケンスであり、主要なカットセットには原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は熱交換器の弁故障の共通原因故障が抽出されている。この事象については、仮に発生した場合であっても格納容器の破損に至らないことを確認しており、対策は講じていない。
- ◎ 溶融炉心・コンクリート相互作用

支配的な事故シーケンスは、TQUX によって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容 器が損傷し、ペデスタル床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続するシー ケンスであり、主要なカットセットには原子炉注水自動起動不能の認知失敗のヒュ ーマンエラー、原子炉減圧操作失敗のヒューマンエラー、原子炉水位計不動作/誤高 出力(共通原因故障)等の信号系の故障が抽出されている。認知の失敗等により炉心 損傷に至るものの、炉心損傷後にはその状況を認知するとともに、炉心損傷から圧 力容器の損傷までの間に低圧代替注水系等を用いて、ペデスタルへの水張りを行う ことで、溶融炉心・コンクリート相互作用の継続を防止することができる。

- 3. 停止時レベル 1PRA
- 3-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認 (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非常に多くある。事故 シーケンスグループ毎に主要なシナリオ("添付資料 3.1.2.d-1 柏崎刈羽原子力発電 所 6、7 号機 内的事象停止時レベル 1PRA イベントツリー"の各分岐で分けられた シーケンスの炉心損傷頻度が高いもの)を抽出した結果を表 3-1 に示す。

(2)主要なカットセットの確認結果

各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が最上位であるシーケンス(図 3-1、3-2、3-3)においてミニマルカットセットの分析(MCS)を実施し(表 3-2、3-3、3-4)、 整備された炉心損傷防止対策が有効となることを確認した*。

* 実施した炉心損傷防止策は起因事象である外部電源喪失や崩壊熱除去機能喪失 に対応した対策(代替交流電源の確保や注水・除熱機能の確保)であるため、 MCS分析をした事故シーケンス以外のシーケンスにも有効である。

事物: トンフグル プ	L /+	ム仕順片	DOC八桁	扫田市鱼	S. 43.7N-	将中(/口)
事故シーケンスグループ	1	<u>王14順12</u> 1	PUS分组 C1	起因争家 崩壊熱除去機能喪失	<u>シーケンスNo.</u> 12	· 預度(/日)
崩壊熱除去機能喪失	2	4	C1	(補機冷却糸機能喪失) 崩壊熱除去機能喪失 (BHB機能喪失)	12	2.1E-11
	3	-	A	外部電源喪失	346	5.7E-12
	1	2	S	外部電源喪失	358	4.8E-11
全交流電源喪失	2	5	A	外部電源喪失	358	8.4E-12
	3	-	C1	外部電源喪失	358	7.7E-12
	1	3	C1	ー次冷却材バウンダリ機能喪失 (CUWブロー)	9	3.8E-11
原子炉冷却材の流出	2	-	B2	ー次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)	8	8.1E-12
	3	-	B2	ー次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)	16	2.2E-13

表 3-1 事故シーケンスグループ毎の主要シーケンス

表 3-2 崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失)の主要なカットセット

事故シーケンス	C D F	主要なカットセット	C D F	寄与割合	対策	対策の有効性
	2.1E-09	補機冷却系(B)機能喪失 +				
		MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁閉 失敗 +	1.1E-09	52%		0
		注水系復旧失敗				
崩壞埶除去機能喪失(補機		補機冷却系(B)機能喪失 +			 ·代替補機冷 却系 	
冷却系機能喪失) + 崩壊熱 除去・注水失敗		MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 現場操作 失敗(人的過誤) +	9.7E-10	46%	 ・注水機能の 信頼性向上・ 多様化 	0
		注水系復旧失敗			271AT L	
		補機冷却系(B)機能喪失 +				
		MUWC系 R/B供給ライン逆止弁 開失敗+	6.3E-11	3%		0
		注水系復旧失敗				

(POS C1 シーケンス No.12)

【主要なカットセットに対する検討】

○ POS C1 においては、保有水が少ないために炉心損傷までの時間が短く、また取水路点検等により A 及び C 系の補機冷却系に 期待していないため、期待する注水機能が少ない状態である。この状態で補機冷却系(B系)が機能喪失すると、運転中であっ た RHR(B系)だけでなく、待機中の HPCF(B系)についても機能を喪失する。

そのため、期待出来る注水機能は補機冷却系と系統間の従属性を持たない MUWC(A~C系)のみとなり、MUWC の全系統が 機能喪失する「T/B 復水積算流量計バイパス弁の手動弁閉失敗」等の共通の基事象を含むカットセットが主要なカットセットと して抽出された。

○ 主要なカットセットに対する対策としては代替補機冷却系、注水機能の信頼性向上・多様化(低圧代替注水(常設)[MUWC T/B バイパス隔離弁の追設置等の信頼性向上を実施した MUWC 系]、消防車)であり、当社の実施している炉心損傷防止対策は有 効である。

表 3-3 全交流動力電源喪失の主要なカットセット

(POSS シーケンス No.358)

事故シーケンス	C D F	主要なカットセット	C D F	寄与割合	対策	対策の有効性
		外部電源喪失+ 非常用D/G(A), (B), (C)運転継続失敗(共通原因故障)+ 外部電源(短期)復旧失敗+ 外部電源(長期)復旧失敗+ 非常用D/G 復旧失敗	1.8E-11	38%		0
外部電源喪失 +電源確保失敗	4.8E-11	外部電源喪失+ 非常用D/G(A), (B), (C)起動失敗(共通原因故障)+ 外部電源(短期)復旧失敗+ 外部電源(長期)復旧失敗+ 非常用D/G 復旧失敗	1.3E-11	27%	 ・常設代替交 流電源設備 ・注水系の多 様化 	0
		外部電源喪失+ 原子炉補機冷却海水ポンプ(A)~(F)起動失敗(共通原因故障)+ 外部電源(短期)復旧失敗+ 外部電源(長期)復旧失敗	5. 0E-12 10%			0

【主要なカットセットに対する検討】

- POSSにおいては、除熱系や注水系は多くあるが、崩壊熱量が大きく保有水が少ないので余裕時間は短く、高圧電源融通に期待 していない。外部電源が喪失し、D/G が全台起動に失敗すると全交流動力電源喪失となる。そのため、D/G の運転継続失敗や起 動失敗の CCF を含むカットセットが主要なカットセットとして抽出された。
- 対策として常設代替交流電源設備(GTG)や注水系の多様化(消火系による原子炉注水)であり、当社の実施している炉心損傷 防止対策は有効である。

表 3-4 一次冷却材バウンダリ喪失(CUW ブロー)の主要なカットセット

(POS C1 シーケンス No. 9)

事故シーケンス	ح CD)F	主要なカットセット	CDF	寄与割合	対策	対策の有効性
冷却材流出 (CUW ブロー) + 認知失敗) 3.8E	-11	冷却材流出(CUW ブロー) + 運転員による水位低下の認知失敗	3.8E-11	100%	・運転員への 注意喚起等	_*

※ 運転員への注意喚起等は人的過誤防止のための運用面の対策であり、確実に当該カットセットの発生を防止するものではないが、当該カットセットの発生頻度の低下には期待できるものと考える。

【主要なカットセットに対する検討】

- 本シーケンスでのカットセットは定期検査中の水位調整のために CUW ブローにより目標水位まで原子炉水位を低下させた後、 ブローの停止し忘れにより冷却材の流出が継続し、その後、水位低下の認知に失敗することで発生するものである。
 このリスクに対しては運転員の定期的な原子炉水位の監視に加え、手順書等による作業時の注意喚起を実施している。また、急激な水位の低下が継続しないようにブロー量の管理もされており十分認知のための時間があること、通常原子炉水位計による警報機能にも期待できることから、PRA 上の想定より運転員の水位低下の認知はより容易になると考えられる。
- 対策は運転員への注意喚起等、運用面の対策を継続的に実施していくことと考える。



×:プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備

図 3-1 崩壊熱除去機能喪失の主要なシーケンス (POS C1 崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失))



図 3-2 全交流動力電源喪失の主要なシーケンス

(POSS外部電源喪失)



別紙 4-33

×: プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備

図 3-3 原子炉冷却材の流出の主要なシーケンス

(POS C1 一次冷却材バウンダリ喪失 (CUW ブロー))

3-2. FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

FV 重要度が 1.0×10⁻⁴ *1 を超える基事象に対して、有効性評価で考慮している対策が有効であるかを検討し、その大部分について有効となることを確認した。

また、有効性評価中で考慮している対策が有効とならないものを以下の通り抽出し、 これらの基事象が主要なカットセットで確認したものと同様、注水機能の信頼性向 上・多様化(消防車,MUWP, SPCU, FP)や運転員への注意喚起等の継続的実施、区分 I~IVの直流電源に期待しない GTG の給電等によって炉心損傷の発生頻度をさらに 低下させることが可能であることを確認した。

a. MUWC による原子炉注水が有効とならない基事象

停止時レベル1PRA においては時間余裕が十分長いことから重大事故対処設備 である MUWC による原子炉等への注水に期待している。そのためこの機能が喪失 する基事象は有効性評価で考慮している対策が有効とならない基事象として表 3-5 に抽出される。

これらの基事象の FV 重要度が高い原因は、POS C1 の補機冷却機能喪失を起因 事象とする事故シーケンスでは MUWC 以外の注水設備がないことによるものだと 考えられる。ただし、POS C1 においては時間余裕が約 27 時間と長く、LPFL や MUWC(有効性評価で期待している注水手段)以外の対策(消防車,MUWP, SPCU,FP)を考慮することで炉心損傷を防止することが可能である。

b. 冷却材流出事象において LPFL, MUWC の原子炉注水が有効とならない基事象 冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は考慮している対策 が有効とならず、炉心損傷に至る(表 3-6)。

対策として運転員の定期的な原子炉水位の監視に加え、マニュアルや手順等に よる操作時の注意喚起を実施している(例:社内で実施するリスク評価の際に抽 出された「水位低下の操作」等に対して注意喚起の連絡の実施)。また、急激な水 位の低下が継続しないようにブロー量の管理もされており十分認知のための時間 余裕があること、ブロー水の排水先である RW 設備の運転員による異常の認知に も期待できることから、PRA 上の想定より運転員の水位低下の認知はより容易に なると考えられる。

c. 有効性評価で考慮している GTG からの給電操作が有効とならない基事象

有効性評価では交流電源の喪失に対して GTG から緊急用 M/C,非常用電源母線等を経由して各負荷までの給電を実施している。この対策は表 3-7 に示すように非常用電源母線の遮断器故障や区分 I ~Ⅲの直流電源に関連した故障が発生した場合は有効とならない。ただし、この場合であっても、非常用電源母線や区分 I ~Ⅲの直流電源に期待しない GTG から緊急用 M/C, AM 用電源母線を経由したMUWC 等の負荷へ給電、隣接プランからの電源融通、消火系や消防車での注水、

可搬型代替直流電源設備を用いた直流電源の復旧等の手段を用いることで炉心損傷の防止が可能である。

*1 停止時における FV 重要度は、個々の事故シーケンスの事象進展や対策に大きな 差異がないことから、全炉心損傷頻度に対する分析を実施した。その際、全 CDF に対する個々の事故シーケンスグループの寄与割合も考慮し、運転時レベル1 PRA より一桁小さい 1.0×10⁻⁴を基準としてそれを超える基事象について抽出を 実施した。

表 3-5 MUWC による原子炉注水が有効とならない基事象と FV 重要度

基事象	FV 重要度	基事象の説明
① MUWC 供給ライン 逆 止弁開失敗	$2.9 imes 10^{-2}$	供給ラインにある逆止弁は通常開であるが、外部電源喪失等 の理由により一時的に閉状態となり、その後の開動作に失敗 する基事象
②HPCF 洗浄水補給止め弁 現場操作失敗(B)	$2.6 imes 10^{-3}$	MUWC を用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の現場操作に誤る基事象
③MUWC 電動ポンプ起動 失敗の共通原因故障	$1.8 imes 10^{.3}$	複数系統の電動機が共通原因故障により起動失敗する基事象
④MUWC 電動ポンプ継続 運転失敗の共通原因故障	$4.9 imes 10^{-4}$	複数系統の電動機が共通原因故障により運転継続に失敗する 基事象
⑤HPCF 洗浄水補給止め弁開失敗(B)	$4.0 imes 10^{-4}$	MUWC を用いた原子炉注水をする際に使用する注水ライン の洗浄水補給止め弁(B)の開動作に失敗する基事象
⑥HPCF 注入隔離弁作業失 敗(B)	$3.4 imes 10^{-4}$	MUWC を用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの注入隔離弁(B)の開動作に失敗する基事象
⑦MUWC 吐出逆止弁開失 敗の共通原因故障	$1.8 imes 10^{-4}$	複数系統の吐出逆止弁が共通原因故障により開動作に失敗す る基事象
⑧RHR 洗浄水ライン止め弁手動開操作忘れ(B)	$1.0 imes 10^{-4}$	MUWCの原子炉注水ラインであるRHR洗浄水ライン止め弁 (B)の開操作を忘れることで原子炉注水に失敗する基事象
⑨HPCF 洗浄用補給水一次 逆止弁開失敗(B)	$1.7 imes 10^{-4}$	MUWC の原子炉への注水ラインである HPCF 洗浄用補給水 一次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象
⑩HPCF 洗浄用補給水二次 逆止弁開失敗(B)	1.7×10^{-4}	MUWC の原子炉への注水ラインである HPCF 洗浄用補給水 二逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象

表 3-6 冷却材流出事象において LPFL, MUWC の原子炉注水が有効とならない基事 象と FV 重要度

基事象	FV 重要度	基事象の説明			
①冷却材流出時の水位低下認知失敗	$3.5 imes 10^{-3}$	冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は 考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る基事象			

表 3-7 有効性評価で考慮している GTG からの給電操作が有効とならない基事象と FV 重要度

基事象	FV 重要度	基事象の説明
 ①蓄電池給電失敗の共通原因故障 	$1.7 imes 10^{-3}$	複数区分の蓄電池が共通原因故障により給電に失敗する 基事象
②蓄電池(B)給電失敗	$4.4 imes 10^{-4}$	蓄電池(B)の給電に失敗する基事象
③P/C 7D-1-2B 遮断器誤開	$1.5 imes 10^{-4}$	M/C 7D からの動力変圧器を通じた給電を行う際に遮 断器が誤開放され、給電できなくなる基事象
④M/C 7D-2A 遮断器誤開	$1.5 imes 10^{-4}$	P/C 7 D への給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電 できなくなる基事象

地震 PRA、津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性

内部事象 PRA から抽出される事故シーケンスには、一部を除いてそれぞれ有 効な炉心損傷防止対策等が講じられている。内部事象 PRA では、機器の故障等 の発生確率をランダム要因によるものとして炉心損傷頻度等を評価しているが、 外部事象 PRA では、外部事象によっても機器の故障等が発生するため、例えば ランダム要因では壊れにくいが地震に対しては脆弱な機器等が含まれる場合等、 同じ事故シーケンスあるいはカットセットであってもその発生頻度及び寄与率 には違いが表れる。このため、地震レベル 1PRA、津波レベル 1PRA から抽出 される事故シーケンスについても、支配的な事故シーケンスに対してカットセ ットを分析し、炉心損傷防止対策の有効性を整理した。

1. 地震レベル 1PRA

(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 ため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の基準を基に主要なカットセッ トを抽出した。

・事故シーケンスグループのうち、最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンス について、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表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第1-1表に示した通り、一部に炉心損傷防止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 開しても、整備された重大事故等対処設備により炉心損傷を防止できることを確 認した。なお、地震により重大事故等対処設備の機能が失われる可能性もあるが、 その際は機能喪失を免れた設備等を用いて対応することとなる。

一方、事故シーケンスグループのうち、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動 力電源喪失」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。また、

「LOCA 時注水機能喪失」、「計測・制御系喪失」、「格納容器バイパス」、「格納容器・圧力容器損傷」、「原子炉建屋損傷」の炉心損傷直結事象についても、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、炉心損傷直結事象として整理しているものの、実際には損傷の程度に応じて使用可能な重大事故等対処設備等を用いて対応することにより、炉心損傷を防止できる可能性があることを確認した。

			評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果*2				
事故	な シス ープ 主要な 主要な 事故シーケンス*1 とした 加速度			炉心打	員傷頻度	ナわ対案	対策
グループ			主要なカットセット**3	[/炉年]	寄与割合 ^{**4} [%]	土な刈床	有効性
TQUV	過渡事象		地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷+RCIC ランダム故障	1.1×10^{-9}	45	・低圧代替注水系	0
(高圧・低圧注水 機能喪失)	+高圧/低圧注水失敗	1200	地震による原子炉補機冷却系配管の構造損傷+RCIC ランダム故障	$3.0 imes 10^{-10}$	13	(常設)(復水補給	0
(1.3×10 ⁻⁸ /炉年)	(6.4×10 ⁻⁹ /炉年)		地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷+地震による RCIC 配管の構造損傷	$3.0 imes 10^{-10}$	13	水系)	0
TQUX	過渡事象		原子炉減圧操作失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	$4.3 imes 10^{-9}$	46	・減圧自動化ロジ	0
(高圧注水・減圧 機能喪失)	+高圧注水失敗	+高圧注水失敗 150	原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	$3.3 imes10^{-9}$	35	ック	_*5
(2.3×10 ⁻⁸ /炉年)	(1.8×10 ⁻⁸ /炉年)		原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)	$9.3 imes 10^{-10}$	10	・高圧代替注水系	_*5
TW		度事象+除熱失敗 3.0×10 ^{·6} /炉年)	残留熱除去系系統操作失敗	1.1×10^{-6}	82	 ・代替格納容器冷 却スプレイ系 ・代替原子恒補機 	0
(崩壊熱除去 機能喪失)	過渡事象+除熱失敗 (3.0×10 ⁻⁶ /炉年)		原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	9.4×10 ⁻⁸	7	や却系 ・格納容器圧力逃	0
(5.3×10°/》年)			残留熱除去系ランダム故障(A,B,C 従属故障)	$5.7 imes 10^{-8}$	4	・ 可搬型代替注水 ポンプ	0
тс	人 六次計力電源面出		地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による上部格子板の構造損傷+地震に よる原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷	$9.5 imes10^{-9}$	24	 ·代替制御棒挿入 機能 	_
(原子炉停止 機能喪失)	主文 〔1 7×107/恒原丧天 (1 7×107/恒年)	1650	地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による制御棒駆動系配管の構造損傷+ 地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷	$8.6 imes 10^{-9}$	22	 ・代替冷却材再循 環ポンプ・トリ 	_
(3.6×10 ⁻⁷ /炉年)	(1.1~10:1》中十)		地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による上部格子板の構造損傷+地震に よる非常用取水路の構造損傷	$3.4 imes 10^{-9}$	9	ップ機能 ・ほう酸水注入系	_

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(1/3)

※1 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスのうち、支配的なシーケンスの炉心損傷頻度(CDF)を示す。

※2 主要な事故シーケンスの中で最も高い CDF を示したシーケンスのうち、最も高い CDF を示す地震加速度領域におけるカットセットの分析結果を示す。

※3 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、多重化されたある機器が地震により損傷する場合、他の多重化された機器も全て損傷する。

※4 評価対象とした地震加速度領域における CDF に対するカットセットの寄与割合を示す。

※5 原子炉注水自動起動不能の認知失敗等のヒューマンエラーについては、訓練等によりその発生確率の低減に努めていく。訓練等の運用面の対策は、確実に当該カットセットの発生を防止するものではないが、当該カットセットの発生頻度の低下に期待できるものと考える。

			主要な 事故シーケンス ^{※1}		評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果				
事故シーケンス グループ		ケンス		評価対象			員傷頻度	主た対策	対策
		ープ		とした地震 加速度領域 [gal]	主要なカットセット**3	[/炉年]	寄与割合 ^{※4} [%]		有効性
(全動) 要 (4.0 //	TB (全交流 動力電矢) (4.0×10 ⁻⁶ /炉年)	長期 TB	全交流動力電源喪失 (3.3×10 ⁻⁶ /炉年)	1350	地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による原子炉補機冷却系熱 交換器の構造損傷	$2.3 imes 10^{-7}$	64	 ・原子炉隔離時冷却系 (所内直流電源設備の確保) 	0
					地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による原子炉補機冷却系配 管の構造損傷	$6.3 imes 10^{-8}$	18	・格納容器圧力逃がし装置・常設代替交流電源設備	0
					地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による非常用取水路の構造 損傷	4.4×10^{-8}	12	・可搬型代替注水ポンプ (水源補給)	0
		TBP	全交流動力電源喪失 +S/R 弁再閉鎖失敗 (1.9×10 ⁻⁸ /炉年)	1400	地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による原子炉補機冷却系熱 交換器の構造損傷+S/R 弁再閉鎖失敗(ランダム故障)	$1.3 imes 10^{-9}$	63	 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系 	\triangle^{*5}
					地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による原子炉補機冷却系配 管の構造損傷+S/R 弁再閉鎖失敗(ランダム故障)	3.4×10^{-10}	17	・低圧代替注水系(常設)(復水 補給水系)	\triangle^{*_5}
					地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による非常用取水路の構造 損傷+S/R 弁再閉鎖失敗(ランダム故障)	$2.7 imes 10^{-10}$	14	 ・常設代替交流電源設備 ・格納容器圧力逃がし装置 	\triangle^{*5}
		TBU	全交流動力電源喪失 +RCIC 失敗 (3.5×10 ^{·7} /炉年)	1550	地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による復水貯蔵槽(CSP)周り 配管の構造損傷+地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷	$2.9 imes 10^{-8}$	48	•原子炉隔離時冷却系 ^{**6}	\triangle^{*6}
					地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による復水貯蔵槽(CSP)周り 配管の構造損傷+地震による非常用取水路の構造損傷	$8.6 imes 10^{-9}$	14	・高圧代替注水系 ^{*7} ・常設代替交流電源設備	\triangle^{*6}
					地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による復水貯蔵槽(CSP)周り 配管の構造損傷+地震による原子炉補機冷却系配管の構造損傷	$8.3 imes 10^{-9}$	14	・格納容器圧力逃がし装置	\triangle^{*6}
		TBD	直流電源喪失 (6.0×10 ⁻⁸ /炉年)	1550	地震による直流電源電線管の構造損傷	5.5×10^{-9}	84		0
					地震による直流電源主母線盤の機能損傷	$5.6 imes10^{-10}$	9	・常設代替直流電源設備	0
					地震による直流電源充電器盤の機能損傷	4.4×10^{-10}	7		\bigcirc

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(2/3)

括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスのうち、支配的なシーケンスの炉心損傷頻度(CDF)を示す。

※2 主要な事故シーケンスの中で最も高い CDF を示したシーケンスのうち、最も高い CDF を示す地震加速度領域におけるカットセットの分析結果を示す。

※3 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、多重化されたある機器が地震により損傷する場合、他の多重化された機器も全て損傷する。

※4 評価対象とした地震加速度領域における CDF に対するカットセットの寄与割合を示す。

※5 S/R 弁からの蒸気流出によって原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が機能喪失する前に交流電源を復旧し、低圧注水に移行出来れば炉心損傷を回避できる。

※6 CSP が機能喪失するカットセットに対しても、CSP から S/C への水源切替に期待出来る場合は RCIC による注水が可能。

※7 CSP が機能喪失するカットセットには有効でないため、今回抽出された主要なカットセットには対応できない

別紙 5-4

	主要な 事故シーケンス ^{※1}	評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果*2					
事故シーケンス		評価対象	主要なカットセット ^{※3}	炉心損傷頻度		主た対策	対策
グループ		とした地震 加速度領域 [gal]		[/炉年]	寄与割合 ^{※4} [%]		有効性
LOCA (LOCA 時 注水機能喪失) (8.2×10 ^{·7} /炉年)	原子炉冷却材 圧力バウンダリの喪失 (7.8×10 ⁻⁷ /炉年)	1250	地震による格納容器内配管の構造損傷	4.4×10 ⁻⁸	100	_	_
11-11-11-11-11-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1	計測・制御系の損傷 (6.9×10 ⁻⁸ /炉年)	1700	地震によるコントロール建屋の構造損傷	$8.0 imes10^{-9}$	63		—
計測・制御糸喪矢 (6.9×10 ⁻⁸ /炉年)			地震による直立盤(制御盤・多重伝送盤)の機能損傷	$1.7 imes10^{-9}$	14		
			地震によるバイタル分電盤の機能損傷	$1.2 imes10^{-9}$	9		—
枚纳茨哭	低耐震クラス配管破断 +格納容器隔離弁損傷 (1.2×10 ⁻⁷ /炉年)	1600	地震による原子炉冷却材浄化系吸込ライン隔離弁の機能損傷+地震による原子炉 冷却材浄化系吸込ライン隔離弁の下流側配管の構造損傷	$4.4 \times 10^{.9}$	36		_
バイパス			地震による残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン隔離弁の機能損傷+地震による残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン隔離弁の下流側配管の構造損傷	4.0×10 ⁻⁹	33	_	_
(1.2×10 ⁻⁷ /炉年)			地震による原子炉冷却材浄化系吸込ライン隔離弁の下流側配管の構造損傷+高圧 交流分電盤の機能損傷(隔離弁の電源喪失)	$1.7 imes 10^{-9}$	14		_
格納容器・圧力	格納容器・圧力容器 の損傷 (8.9×10 ⁻⁷ /炉年)	1500	地震による圧力容器ペデスタルの構造損傷	$4.6 imes 10^{-8}$	66		
容器損傷			地震による制御棒駆動系ハウジング(制御棒駆動機構の外側支持部分)の構造損傷	$9.9 imes10^{-9}$	14	—	—
(8.9×10 ⁻⁷ /炉年)			地震による原子炉冷却材再循環系ポンプモータケーシングの構造損傷	$6.6 imes10^{-9}$	10		—
原子炉建屋損傷	原子炉建屋・ 構築物の損傷 (3.8×10 ⁻⁶ /炉年)	1750	地震により原子炉建屋が基礎地盤すべり線に沿って動くことによる損傷	$1.9 imes 10^{-7}$	89	_	
(3.8×10 ⁻⁶ /炉年)			地震による原子炉建屋の損傷	$2.4 imes 10^{-8}$	11	_	_

第1-1表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(3/3)

※1 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したもの。 括弧内は主要な事故シーケンスに含まれるシーケンスのうち、支配的なシーケンスの炉心損傷頻度(CDF)を示す。

※2 主要な事故シーケンスの中で最も高い CDF を示したシーケンスのうち、最も高い CDF を示す地震加速度領域におけるカットセットの分析結果を示す。

※3 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、多重化されたある機器が地震により損傷する場合、他の多重化された機器も全て損傷する。

※4 評価対象とした地震加速度領域における CDF に対するカットセットの寄与割合を示す。

【主要なカットセットに対する検討】

- 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
 - いずれのカットセットにも、地震による原子炉補機冷却系(RCW)の構造損傷と 地震あるいはランダム故障による原子炉隔離時冷却系(RCIC)の機能喪失が含ま れている。つまり、電動駆動の ECCS 注水系の機能喪失の原因については、RCW の機能喪失により空調及び駆動部の冷却機能を喪失し、注水不能となるカットセ ットが支配的となる。これらのカットセットに対しては、駆動部の冷却が不要な 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)により、圧力容器に注水することにより炉 心損傷を防止できる。
- 高圧注水・原子炉減圧機能喪失(TQUX)

本事故シーケンスグループで最も高い炉心損傷頻度となる加速度領域は 150 gal であり、いずれのカットセットにも、地震による機器の損傷の基事象は含ま れていない。このため対策は、内部事象レベル 1PRA の結果抽出されたカットセ ットに対する対策と同様のものとなる。

○ 崩壞熱除去機能喪失(TW)

いずれのカットセットにも、残留熱除去系(RHR)のランダム故障が含まれている。この基事象に対しては、代替原子炉補機冷却系ユニットによる海水への熱除 去機能の代替には期待できないが、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱 により炉心損傷(格納容器先行破損)を防止できる。

○ 原子炉停止機能喪失(TC)

いずれのカットセットにも、原子炉補機冷却系又は非常用取水路の構造損傷が 含まれている。原子炉スクラムが必要な際に制御棒を挿入できない場合、高圧炉 心注水系による水位制御に期待できないことから炉心損傷に至る。

原子炉停止機能について、ABWR である柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では、今回重大事故対処設備として位置づけた機能・設備がプラント設計当 初より設置されていたことから、今回はこれらの機能・設備を考慮して PRA を 実施した。このため、これらの機能・設備の喪失を含めて炉心損傷に至るカット セットが抽出されており、対策の有効性を確認することはできない。

- 全交流動力電源喪失(TB)
 - ・全交流動力電源喪失(長期 TB)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失」(長期 TB)では、原子炉 補機冷却系又は非常用取水路の構造損傷を含むカットセットが抽出されている。 このカットセットに対しては、常設代替交流電源設備により電源を復旧するほか、 原子炉隔離時冷却系の運転による長時間の炉心冷却の確保と格納容器圧力逃が し装置による格納容器除熱によってプラントを安定な状態に維持することが有 効である。

・全交流動力電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗(TBP)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗」 (TBP)では、原子炉補機冷却系又は非常用取水路の構造損傷を含むカットセット が抽出されている。これにより非常用ディーゼル発電機の冷却機能が失われ、外 部電源喪失と合わせて全交流動力電源喪失に至り、電動駆動の ECCS 注水設備 が機能を喪失する。また、S/R 弁再閉鎖失敗により、長時間の RCIC 及び高圧代 替注水系には期待できない。このため、RCIC 又は高圧代替注水系による注水が 継続している間に常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、低圧代替注水系 等による低圧注水に移行できる場合には炉心損傷を防止できる。また、低圧注水 への移行に失敗し、炉心損傷に至る場合については、LOCA 時に ECCS による 注水が出来ず、炉心損傷に至るシーケンスに包絡されると考えられ、炉心損傷に 至るものの、電源復旧等の後、圧力容器又は格納容器に注水し、格納容器圧力逃 がし装置等による除熱を行うことで、格納容器の破損防止を防止することができ る。

・全交流動力電源喪失+RCIC 失敗(TBU)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流動力電源喪失+RCIC 失敗」(TBU)では、 原子炉補機冷却系又は非常用取水路の構造損傷及び RCIC の水源となる復水貯 蔵槽(CSP)周りの配管の構造損傷を含むカットセットが抽出されている。このカ ットセットに対しては、同じ CSP を水源とする高圧代替注水系は有効な対策と ならない。一方、S/C に水源を切り替えることができれば、一定時間原子炉隔離 時冷却系(RCIC)によって注水できると考えると、少なくとも炉心損傷までに数時 間程度の時間余裕を有するカットセットである。このため、今回抽出されたカッ トセットに対しては、RCIC による注水及び可搬型の低圧代替注水系によって、 炉心損傷を防止することが出来ると考えられる。また、今回のカットセットとし ては抽出されなかったが、事象発生と同時に RCIC が故障等によって機能喪失に 至るものの CSP は機能を維持する場合等、高圧代替注水系によって炉心損傷を

・直流電源喪失(TBD)

主要な事故シーケンスのうち、「直流電源喪失」(TBD)では、地震により直流電 源設備の構造損傷又は機能損傷に至るカットセットが抽出された。このカットセ ットに対しては、常設代替直流電源設備を用いて直流電源を復旧することにより、 炉心損傷を防止することができる。 ○ LOCA 時注水機能喪失(LOCA)

カットセットとしては、地震による格納容器内配管の構造損傷が抽出された。 地震動に応じた詳細な損傷の程度を評価することは困難なことから、格納容器内 配管の構造損傷を以って炉心損傷直結としているものの、実際には配管損傷の規 模に応じて炉心損傷を防止できる場合も考えられる。

○ その他の炉心損傷直結事象

計測・制御系喪失、格納容器バイパス、格納容器・圧力容器損傷、建屋・構築 物損傷については、別紙2の通り、評価方法にかなりの保守性を有しており、ま た、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、 現状、炉心損傷直結事象として整理しているものの、実際には損傷の程度に応じ て使用可能な重大事故等対処設備等を用いて対応することにより、炉心損傷を防 止できる可能性があるものと考える。その場合は、損傷した機能に応じて内部事 象運転時レベル 1PRA の結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに 包絡されるものと考える。

例えば、別紙2の2.1 建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷の(4)に示した通り、現 実的には考えにくいものの、仮に基礎地盤の変形が生じ、建屋間での配管破断に 至り、原子炉建屋内への水の流入によって高圧・低圧注水機能の喪失に至ったと しても、サプレッションプールを水源とした原子炉隔離時冷却系(RCIC)による注 水や可搬型の低圧代替注水系によって対応できると考える。

また、別紙2の2.2 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷の(4)に示した通 り、フラジリティの評価手法が有する保守性により、現実的には PRA の結果以 上に起こりにくい事象と考えるものの、仮にペデスタルにおける支持機能の喪失 が発生し、一次系の配管破断等が発生した場合は、LOCA と同等の対応として、 使用可能な注水設備による注水及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた除熱に よって、プラントを安定な状態に導くことが出来ると考える。 2. 津波レベル 1PRA

津波 PRA の結果、今回評価の対象としたプラント状態では、津波高さ 4.2 m 以上の場合、取水口からの浸水により炉心損傷に至る。津波高さと機能喪失する 安全上重要な機器の組み合わせから、高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)、直流電 源喪失(TBD)に事故シーケンスグループを区分しているものの、安全上重要な機 器の機能喪失の原因はいずれも浸水であり、対策としては浸水防止対策が最も有 効であると考える。

また、何らかの要因により浸水防止対策が機能せず、建屋内に浸水した場合に は、喪失した機能に応じ、重大事故等対処設備等を用いて対応することで、炉心 損傷を防止できるものと考える。何らかの要因による建屋内への浸水時に重大事 故等対処設備等に期待できるか否かについては、建屋内への浸水の状況等による 部分もあるが、建屋内部の浸水防止対策や高台に配備した設備等により対応する ことが可能であると考える。

以 上

「水素燃焼」及び「溶融物直接接触(シェルアタック)」を 格納容器破損モードの評価対象から除外する理由

「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(PCV)破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(有効性評価ガイド)では、必ず想定する PCV 破損モードの1つとして水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック) が挙げられている。

一方、有効性評価ガイドに基づき、格納容器破損モード抽出のための個別プ ラント評価として実施した、KK6/7 号機(ABWR)の内部事象運転時レベル 1.5PRA では、水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック)を PCV 破損モ ードの評価対象から除外している。以下に、除外理由の詳細を示す。

○「水素燃焼」の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「水素燃焼」の現象の概要は以下の通りである。

原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジル コニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃 焼が生じ、原子炉格納容器が破損する場合がある。

・ 炉心損傷に伴う PCV 内の気体の組成及び存在割合の変化

KK6/7(ABWR)では、運転中は PCV 内を常時窒素で置換しており、酸素の濃度は 3.5%以下に管理されている。一般に可燃限界とされている濃度は、水素が 4%以上かつ酸素が 5%以上の場合である。

水-ジルコニウム反応の程度や水蒸気等他の気体の存在割合にも依るが、 燃料温度の著しい上昇に伴って水-ジルコニウム反応が生じる状況になれば、 水素濃度は4%をほぼ上回る。

一方酸素は、事象発生前から PCV 内に存在している量の他には水の放射 線分解によって生じるのみである。このため、炉心損傷後の PCV 内での水 素燃焼の発生を考慮する際には、酸素濃度に着目する必要がある。なお、 水の放射線分解による酸素濃度の上昇に対して保守的なシナリオで評価し ても、事象発生から7日以内に酸素濃度が5%を超えることは無い。

・内部事象運転時レベル 1.5PRA の格納容器破損モードから除外する理由

内部事象運転時レベル 1.5PRA において、仮にイベントツリーに水素燃焼に関するヘディングを設けたとしても、上記の通り、7日以内に酸素濃度が 5%を超えることは無く、また、7日以上 PCV の機能を維持(破損を防止)

しながら酸素濃度の上昇については何も対応しない状況は考え難いことを 考えると、水素燃焼に関するヘディングの分岐確率は0となる。

内部事象運転時レベル 1.5PRA は、格納容器破損のシーケンスに加えて 格納容器破損頻度(CFF)を求める評価であることから、発生する状況が想定 されない水素燃焼を評価対象とすることは適切でないと考える。

上記の理由により、水素燃焼は内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象か ら除外した。但し、有効性評価においては、酸素濃度の観点で最も厳しい シナリオを考慮し、可燃限界に至らないことを示している。

なお、PCV 外部からの空気の流入によって酸素濃度が上昇する場合については、既に PCV の隔離機能が失われている状況であるため、内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象外となる。

○「溶融物直接接触(シェルアタック)」の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「溶融物直接接触(シェルアタック)」の現象の 概要は以下の通りである。

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時 に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、 原子炉格納容器が破損する場合がある。

・シェルアタックについて

シェルアタックについては、NUREG/CR-6025^[1]において、BWR MARK I型 PCV に対する検討が実施されている。BWR MARK I型 PCV における シェルアタックのメカニズムは次の通り。

炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心はペデスタル部 に落下する。この時、BWR MARK I 型 PCV はペデスタル部に切れ込み(図 1)があるため、溶融炉心がペデスタル床面に広がった場合、溶融炉心が切れ 込みからペデスタル部の外側に流出して PCV の壁面(金属製のライナー部 分)に接触する可能性(図 2)がある。

この事象は、PCVの構造上、BWR MARK I型 PCV 特有である。

・内部事象運転時レベル 1.5PRA の格納容器破損モードから除外する理由

KK6/7(ABWR)の RCCV 型 PCV のペデスタルの側面は、二重の円筒鋼板 内部にコンクリートを充填した壁で囲まれており、BWR MARK I 型 PCV の様な切れ込みを持たない構造(図 3, 4)であるため、溶融炉心がペデスタル 床面で広がった場合でも、ペデスタル外側へ溶融炉心が流れ出ることは無 い。この様に、ABWR では構造的に発生しない PCV 破損モードであるこ とから、内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象から除外した。なお、同様の理由により、有効性評価の対象からも除外している。

以 上

参考文献

[1] NUREG/CR-6025, The Provability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)


図1BWR MARK I型 PCV におけるシェルアタックのイメージ(側面図)[1]



図2 BWR MARK I型 PCV における溶融炉心のペデスタル外側への流出のイメージ[1]

図3RCCV型格納容器の構造

図4 RCCV型格納容器のペデスタル部内筒展開図(ペデスタルの内側から見た図)

格納容器隔離の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応

【分岐確率の根拠】

KK6/7 号機の内部事象運転時レベル 1.5PRA では、炉心損傷の時点で原子炉 格納容器(PCV)の隔離に失敗している場合を考慮しており、これを「PCV 隔離」 のヘディング(分岐確率 5.0×10⁻³)として設定している。

この分岐確率は、PCV 隔離システムの信頼性について評価している NUREG/ CR-4220^[1]をもとに設定している。NUREG/CR-4220 では、米国の LER (Licensee Event Report)(1965 年~1984 年分)を分析し、PCV からの大規模漏 洩が生じた事象 4 件を抽出、これを評価時点での運転炉年(740 炉年)で割ること により、PCV 隔離失敗の発生頻度(5.0×10⁻³/炉年)を算出している。更に、PCV 隔離失敗の継続時間の情報が無いことから、工学的判断として PCV の隔離機能 が確認される間隔を1年とし、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「PCV 隔離」の失敗確率としている。

本評価においても、PCVの隔離機能は少なくとも1年に1回程度は確認されるもの(1サイクルに1回程度)と考え、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「PCV隔離」の失敗確率としている。

なお、NUREG/CR-4220 では、潜在的な漏洩が発生する経路として、ベント 弁等の大型弁の故障や PCV 壁に穴が空く事象等の直接的な破損を考えている。

【JNES による検討事例】

PCVの隔離失敗については、独立行政法人 原子力安全基盤機構(JNES)による評価結果^[2]が報告されている。国内 BWR-5MARK II 型格納容器プラントを対象に、フォールトツリー(FT)を用いて PCV 隔離の失敗確率を評価しており、 PCV 隔離の失敗確率は平均値で 8.3×10⁻⁴(EF = 2.4)と示されている。

PCV の貫通部を抽出した上で、貫通部の弁の構成等を考慮し、リークのパタ ーンを FT でモデル化している。また、FT の基事象には国内機器故障率データ を使用している。

【分岐確率の設定について】

NUREG/CR-4220 では米国の運転実績から、JNES による評価では、FT による分析から PCV 隔離失敗の頻度又は確率が評価されている。用いているデータ及び評価方法は異なるものの、いずれも 1.0×10⁻³前後の値である。

本評価において、ヘディング「PCV 隔離」は他のヘディングとの従属関係を 持たない独立のヘディングであることから、プラント損傷(炉心損傷)状態の発生 頻度とヘディング「PCV 隔離」の確率の積がそのまま PCV 破損モード「PCV 隔離失敗」による PCV 破損頻度となる。また、PCV の隔離に成功している確率 はほぼ1であることから、ヘディング「PCV隔離」以降のイベントツリーの分析結果(CFF)には殆ど影響しない。これらのことから、参照可能と考える評価結果のうち、大きめの値を示している NUREG/CR-4220の評価結果をもとに、工学的判断によって分岐確率 5.0×10⁻³を採用した。

なお、現状の運転管理として PCV 内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取している。仮に今回想定した様な大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。

【格納容器隔離失敗事象への対応】

格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で PCV の隔離に失敗している場合や、原子炉冷却材浄化系配管等の原子炉圧力容器(RPV)に繋がる高圧配管が格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合、低圧配管との接続部で破断した後に炉心損傷に至る場合(ISLOCA)が含まれている。

PRA では、炉心損傷の時点で PCV の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA 上、具体的な隔離失敗(漏えい)箇所を設定しているものでは無いが、万一、炉心損傷の時点で PCV の隔離に失敗していた場合には、隔離失敗(漏えい)箇所の隔離を試みることとなる。

このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時に PCV の隔離に失敗していることの無いよう、PCV の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常の PCV の圧力監視等で対応している。

また、炉心損傷の時点で PCV の空間部に繋がる配管が格納容器外で破断した 場合には、破断箇所の隔離を試みることとなる。

原子炉冷却材浄化系配管等、RPV に繋がる配管が格納容器外で破断した後に 炉心損傷に至る場合については、配管破断の発生頻度が十分に低いため、 ISLOCA を除いて PRA 上はモデル化していない。仮に配管破断が生じた場合に は、破断箇所の隔離、RPV の急速減圧、炉水位をバイパス破断が生じた配管の RPV 接続位置の高さ以下に保つ等、ISLOCA の場合と同様の対応をとることと なる。

以 上

参考文献

- NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems., U.S. Nuclear Regulatory Commission (1985)
- [2]「JNES/SAE06-031,06 解部報-0031 格納容器健全性に関する機器の重要度評価」独立 行政法人 原子力安全基盤機構 (2006)

炉内溶融燃料-冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理

1. 現象の概要

原子炉容器内水蒸気爆発による格納容器破損は a モード破損と呼ばれ、 WASH-1400から研究が続けられてきた。この現象は、溶融炉心(コリウム)が原 子炉圧力容器下部ヘッドに溜まっている水中に落下した時に水蒸気爆発が発生 し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、原子炉圧力容器 上蓋に衝突することで上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋が格納容器に衝突 して格納容器破損に至るという現象である。

炉内での現象は、以下のようなメカニズムであると考えられている。

- 炉内の冷却材が喪失し、炉心が溶融して、その溶融炉心が下部プレナムの残 存水に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により、溶 融炉心の一部もしくは大部分が分裂し、膜沸騰を伴う水との混合状態となる (粗混合)。更に、自発的もしくは外部からの圧力パルスにより、膜沸騰が不 安定化し(トリガリング)、二液が直接接触する。
- ② 下部プレナムにおける二液の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化によって、更に液体どうしの接触を促進し (伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により、圧力波が発生する。
- ③発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合領域)の膨張により運動エネルギが発生し、上部ヘッドを破壊する。この結果、上部ヘッドはミサイルとなって格納容器に衝突する。

2. 過去の実験結果の整理[1]

FCI について、過去に実施された比較的大規模な実験概要及び結果を以下に示す。

2.1 FARO 実験

FARO 実験は、イタリアのイスプラ研究所において実施された実験で、圧力 容器内での FCI を調べることを主な目的とした試験である。多くの実験は高 圧・飽和水条件で実施されているが、圧力容器外を対象とした低圧・サブクー ル水条件の実験も実施されている。

図 2.1 に試験装置の概要図を示す。試験装置は主にるつぼと保温容器で構成されている。るつぼ内で溶融させたコリウムを一度リリースベッセルに保持し、 その底部にあるフラップを開放することにより溶融コリウムを水プールに落下 させる。溶融物落下速度は、リリースベッセルの圧力を調整することにより調 整可能である。 実験は、酸化物コリウム(80wt% UO₂+20wt% ZrO₂)または金属 Zr を含むコリウム(77wt% UO₂+19wt% ZrO₂+4wt% Zr)を用いて実施された。

表 2.1 に試験条件及び試験結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

溶融コリウムの粒子化量について、高圧条件・低サブクール水条件において は水深約1mの場合で溶融コリウムの約半分が粒子化し、残りはジェット状で プール底面に衝突し、パンケーキ状に堆積したとの結果が得られている。また、 低圧条件・サブクール水条件では、全てのコリウムは粒子化した。

さらに、粒子の質量中央径は 3.2 mm~4.8 mm であり、試験パラメータ(初期 圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度)に依存しないことが報告されて いる。

2.2 COTELS 実験

COTELS 実験は、(財)原子力発電技術機構により実施された実験であり、圧 力容器底部が溶融破損して溶融コリウムが格納容器床面上の水プールに落下し た場合の水蒸気爆発の発生有無を調べることを目的に実施された。図 2.2 に実験 装置の概要図を示す。実験は、シビアアクシデント時の溶融コリウム成分を模 擬するため、比較的多くの金属成分を含む模擬コリウム(55wt% UO₂+5wt% ZrO₂+25wt% Zr+15wt% SUS)が用いられた。また、多くの実験ケースはプール 水深 40 cm、飽和水温度で実施されている

表 2.2 に実験条件及び結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

プールに落下した溶融コリウムはほとんどが粒子化し、落下速度が大きいケ ースでは、全てのコリウムが粒子化するとの結果が得られている。

また、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、粒径分布に大きな差はな く、質量中央径で 6 mm 程度であり、落下速度が大きいケースでは粒子径は小 さくなっている。

2.3 KROTOS 実験

KROTOS 実験はイスプラ研究所で実施された実験であり、FARO 実験が高圧 条件を主目的として実施されたのに対して、KROTOS 実験では、低圧・サブク ール水を主として実施が行われている。

図 2.3 に実験装置の概要図を示す。本実験では摸擬コリウムとして UO₂ 混合物(80% UO₂+20% ZrO₂)またはアルミナを用いた実験を行っている。また、外部 トリガ装置によりトリガを与えることで、水蒸気爆発を誘発させる実験も実施 されている。 表 2.3 に実験条件及び結果を示す。

アルミナを用いた実験では、サブクール水(ケース 38, 40, 42, 43, 49)の場合、 外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生、低サブクール水(ケース 41, 44, 50, 51)の 場合、外部トリガがある場合(ケース 44)に水蒸気爆発が発生した。一方、UO₂ 混合物を用いた実験では、サブクール度が 4~102 K の場合、外部トリガ無しで は水蒸気爆発が発生せず、外部トリガありの場合でも、溶融物の重量が大きい、 または、水プールのサブクール度が高い場合(ケース 52)に水蒸気爆発が観測さ れている。

これらの差異として、粒子径はアルミナの 8~17 mm に対し UO₂ 混合物は 1 ~1.7 mm であり、UO₂ 混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいため 粗混合時に水プールが高ボイド率となり、トリガの伝播を阻害した可能性があ る。また、アルミナは比重が小さいことから水面近傍でブレークアップし、径 方向に拡がったことによりトリガが伝搬しやすくなったと考えられている。一 方、UO₂ 混合物は、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化することにより 蒸気膜が崩壊した際の微粒子化が起こりにくく、これが一つの要因となって水 蒸気爆発の発生を阻害すると考えられる。

2.4 ALPHA 実験

旧原子力研究所(JAERI)で実施された実験であり、シビアアクシデント時の格納容器内の諸現象を明らかにし、格納容器の耐性やアクシデントマネジメント策の有効性を評価することを目的に、1988年から事故時格納容器挙動試験の一環で実施された。

図 2.4 に実験装置の概要図を示す。実験では、溶融ステンレス鋼または酸化ア ルミニウムと鉄からなる溶融物を実験装置の摸擬格納容器内に設置した水プー ルに落下させるもので、摸擬格納容器の寸法は、内径約4 m、高さ約5 m、内 容積約 50 m³である。

表 2.4 に実験条件及び結果を示す。

溶融ステンレス鋼の実験ケースでは、水プールのサブクール度が高い場合で も水蒸気爆発の発生は確認されていない。

酸化アルミニウムと鉄の溶融物の実験では、溶融物の重量が 20kg、雰囲気圧 力が 0.1 MPa で、サブクール度が 73~90 K において実施されたケース(ケース 2,3,5,9,17,18)において水蒸気爆発が発生している。溶融物量を半減させたケ ース 1, 10, 13 では、ケース 10 のみ水蒸気爆発が確認された。この 3 ケースの 条件には有意な差が無いことから、この 3 ケースの条件がこの実験体系におけ る水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であること及びこの結果からは、溶融物 の落下量が多い場合に水蒸気爆発が発生し易いことが示されている。水プール を飽和水としたケース 14 では水蒸気爆発は観測されなかった。一方、ケース 8, 12, 15, 25 は雰囲気圧力を 0.5~1.6 MPa の範囲で変化させているが、最も低い 0.5 MPaのケースのみ水蒸気爆発が観測された。

以上の結果から、高雰囲気圧力あるいは低サブクール水の場合に水蒸気爆発 発生が抑制される傾向があることが示されている。

ケース 6, 11, 19, 20, 21 は、溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケ ースであるが、3 ケースで水蒸気爆発が観測されたが、水蒸気爆発の規模は抑制 される場合と増大される場合があり、溶融物と冷却水の粗混合状態が FCI の進 展に大きな影響を及ぼすことを示していると結論付けられている。

3. 知見のまとめ

上記で示した主な実験結果をまとめると以下のとおりとなる。

- ・UO₂ を用いた実験では、水蒸気爆発は確認されていない。(FARO 実験、 COTELS 実験)
- ・高圧力条件、または、低サブクール水条件は、水蒸気爆発を抑制する傾向 がある(ALPHA 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 実験)
- ・粒子化割合は、デブリ落下速度に依存し、落下速度が大きいと粒子化が促進される(COTELS 実験)
- ・デブリ落下後の水プールが高ボイド率状態になると、トリガの伝播を阻害 する可能性がある(KROTOS 実験)
- ・溶融物と水の粗混合状態が、FCIの進展に大きな影響を及ぼす(ALPHA 実験)

BWR 体系に対して、上記の実験結果を踏まえた分析結果を表 3.1 に示す。実験結果からは、水蒸気爆発の発生は不確実さが大きいと考えられるものの、BWR 体系では炉内における水蒸気爆発は発生しにくいと考えられることが分かる。

また、BWR において炉内での自発的水蒸気爆発(外部トリガ無しの状態での 水蒸気爆発)が発生しにくい理由として、BWR の炉内の水が低サブクール(飽和 水に近い状態)であり、低サブクールであれば溶融炉心を覆う蒸気膜が凝縮効果 によって崩壊する可能性が低いことから、蒸気膜の安定性が高く、蒸気膜の崩 壊(トリガリング)が生じにくいことが挙げられている。^[1]

炉内 FCI の発生確率低減に対する炉心下部の構造物の効果として考慮される 事項としては、以下の事項が考えられる。また、溶融炉心の流路を図 3.1 に示す。

・水蒸気爆発に寄与する溶融炉心の質量が限られること。

炉心下部の構造物によって、溶融炉心の流路が阻害され、一度に炉水中 に落下する溶融炉心の質量が限定(炉水中に移行する溶融炉心のエネルギが 抑制される。)されることにより、水蒸気爆発を仮定してもそのエネルギが 低く抑えられると考えられる。 ・溶融炉心の落下速度が抑えられること。

溶融炉心の落下速度が大きい場合、粗混合時の粒径が小さくなることが 報告されている。炉心下部の構造物によって、溶融炉心の落下速度が抑制 されれば、粗混合時の粒径が大きくなり、溶融炉心の表面積が小さくなる ことから、蒸気膜の表面積も小さくなり、トリガリング発生の可能性が小 さくなると考えられる。

4. 専門家会議等の知見[2]

BWR の炉内 FCI の発生確率に関して、専門家の間で議論がなされており、 その結果を表 4.1 に示す。

専門家の間での議論の結果として、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、これらはデブリ落下時の粗混合を制限すると考えら れるため、水蒸気爆発の発生確率はプラント全体で見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出来ると結論付けられている。

5. まとめ

これまでに実施された各種実験結果および専門家による工学的判断の結果から、BWR 体系における炉内 FCI 発生の可能性は十分小さいと考えられる。

したがって、BWR における格納容器破損モードとして、炉内 FCI の考慮は 不要である。

6. 参考文献

- [1] 社団法人日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成12年3月
- [2] 財団法人原子力安全研究協会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベント ツリーに関する検討」平成13年7月



図 2.1 FARO 試験装置

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	溶融物落下 粒径[mm]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
L-06	Α	18	2923	100	5.0	0.87	0	無
L-08	А	44	3023	100	5.8	1.00	12	無
L-11	В	151	2823	100	5.0	2.00	2	無
L-14	А	125	3123	100	5.0	2.05	0	無
L-19	А	157	3073	100	5.0	1.10	1	無
L-20	А	96	3173	100	2.0	1.97	0	無
L-24	А	177	3023	100	0.5	2.02	0	無
L-27	А	129	3023	100	0.5	1.47	1	無
L-28	А	175	3052	100	0.5	1.44	1	無
L-29	А	39	3070	100	0.2	1.48	97	無
L-31	A	92	2990	100	0.2	1.45	104	無
L-33	A	100	3070	100	0.4	1.60	124	無

表 2.1 FARO 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

※ A:80wt% UO2+20wt% ZrO2

B:77wt% UO2+19wt% ZrO2+4wt% Zr



図 2.2 COTELS 試験装置

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質量 [kg]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
A1	С	56.3	0.20	0.4	0	無
A4	С	27.0	0.30	0.4	8	無
A5	С	55.4	0.25	0.4	12	無
A6	С	53.1	0.21	0.4	21	無
A8	С	47.7	0.45	0.4	24	無
A9	С	57.1	0.21	0.9	0	無
A10	С	55.0	0.47	0.4	21	無
A11	С	53.0	0.27	0.8	86	無

表 2.2 COTELS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無発生の有無

※ C: 55wt% UO2+5wt% ZrO2+25wt% Zr+15wt% SUS



図 2.3 KROTOS 試験装置

No.	溶融 コリウム	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	外部トリガ の有無	FCI発生の 有無
38	アルミナ	1.53	2665	0.10	1.11	79	無	有
40	アルミナ	1.47	3073	0.10	1.11	83	無	有
41	アルミナ	1.43	3073	0.10	1.11	5	無	無
42	アルミナ	1.54	2465	0.10	1.11	80	無	有
43	アルミナ	1.50	2625	0.21	1.11	100	無	有
44	アルミナ	1.50	2673	0.10	1.11	10	有	有
49	アルミナ	1.47	2688	0.37	1.11	120	無	有
50	アルミナ	1.70	2473	0.10	1.11	13	無	無
51	アルミナ	1.79	2748	0.10	1.11	5	無	無
37	コリウム※	3.22	3018	0.10	1.11	77	有	無
45	コリウム※	3.09	3106	0.10	1.14	4	有	無
47	コリウム※	5.43	3023	0.10	1.11	82	有	無
52	コリウム※	2.62	3023	0.20	1.11	102	有	有

表 2.3 KROTOS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

※ コリウム : 80% UO2+20% ZrO2



図 2.4 ALPHA 試験装置

No.	溶融 コリウム	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
1	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	80	無
2	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	84	有
3	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	81	有
5	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	73	有
6	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	75	有
8	Fe+アルミナ	20	2723	1.6	1.0	186	無
9	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	84	有
10	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	80	有
11	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	83	有
12	Fe+アルミナ	20	2723	1.6	1.0	184	無
13	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	76	無
14	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	1	無
15	Fe+アルミナ	20	2723	1.0	1.0	171	無
16	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	78	有
17	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	87	有
18	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	90	有
19	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	92	有
20	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	92	無
21	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	92	有
22	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.8	87	無
23	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.3	140	有
24	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.8	145	有
25	Fe+アルミナ	20	2723	0.5	0.9	145	有

表 2.4 ALPHA 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

	編考	・FARO 実験		・KROTOS 実験			・KROTOS 実験			・COTELS 実験			・KROTOS 実験				・ALPHA 実験
表 3.1 BWR 体系を踏まえた炉内 FCI 発生の整理	FCI 発生への影響	・飽和温度に近いため粒子化割合が少なくなることから、初期粗混 会が抑制されることが維測され、BCI 発生は阻害される可能性が	uw zhillowson cow JERNEY ANY AL MARKED CARON JERLEN 地文られる。	・飽和温度に違いことからデブリ落下のボイド発生が多くなり、ト	リガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI 発生は阻害される可	能性が考えられる。	・水量が少ないことから熱容量が小さく、デブリ落下時のボイド発	生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI	発生は阻害される可能性が考えられる。	・落下速度が遅いためデブリの粒子化割合が少なくなり、初期粗混	合が抑制されることが推測され、FCI 発生は阻害される可能性が	考えられる。	・複数ジェットのため初期のデブリ落下量が多く、ボイド発生が多	くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI 発生は阻	害される可能性が考えられる。	・複数ジェットにより粗混合状態が促進される状態となった場合	は、FCI 発生を促進される可能性が考えられる。
	BWR 体系	下部プレナム残存水はおおよそ飽和温度					下部プレナムに残存する水量は少量			プール水面衝突時のデブリ落下速度は比	較的遅い		デブリ落下は単一ジェットではなく、複	数ジェット			



図 3.1 BWR における溶融炉心の流路^[1]

著者	会議/文献	議論			
Okkonen 等	OECD/CSNI	BWR の圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密			
(1993)	FCI 専門家会議	に占められている。そして、炉心の広い範囲でのコヒー			
	(1993)	レントなリロケーションは、炉心支持板があるため起こ			
	NUREG/CP-0127	りにくそうである。これらの特徴は、燃料ー冷却材の粗			
		混合のポテンシャルを制限し、水蒸気爆発に起因する水			
		- 溶融物スラグの運動エネルギ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 を対象とした			
		研究よりも BWR の方が起こりにくいと評価される。			
Theofanous	NUREG/CR-5960	下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があ			
等(1994)		るため、BWR は炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。			
Corradini	SERG-2 ワークシ	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に貢献しな			
(1996)	ョップ(1996)	いため、BWR のαモード格納容器破損確率は、おそら			
	NUREG-1524	く PWR より小さい。			
Zuchuat 等	OECD/CSNI	下部プレナム構造物の存在は、水蒸気爆発の影響を緩			
(1997)	FCI 専門家会議	和する。			
	(1997)	一般に、BWR の現在の知見は、炉内水蒸気爆発は格			
	JAERI-Conf	納容器への脅威とならないということである。			
	97-011	(NUREG/CR-5960 を参考文献としている)			

表 4.1 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

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7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

今回実施した以下の各PRAを対象に、日本原子力学会標準(以下、「学会標準」 という。)との整合性、及び、国内外の知見を踏まえた上でのPRAの手法の妥当 性について確認を実施した。

本ピアレビューでは、第三者機関から発行されているガイドライン(「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実施した。

2.1 レビュー対象としたPRA

内部事象:

- ・出力運転時レベル1 PRA
- ・出力運転時レベル1.5 PRA
- ・停止時レベル1 PRA
- 外部事象:
 - ・地震レベル1 PRA
 - ・津波レベル1 PRA
- 2.2 レビュー体制(第1図参照)

レビュアー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に選定した。また、レビューに あたっては多面的な視点で評価する観点から、各PRAをレビューチームの複数 のメンバー(主担当、副担当)がレビューすることとした。また、今回実施したレ ビュー方法を含め、PRA全般を俯瞰した上での改善事項を抽出するため、PRA について経験豊富な海外レビュアーを招聘し、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。

○国内レビュアー:11名



○:主担当
 □:副担当

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、オンサイトレ ビュー前に、各レビュアーにPRAの概要説明資料を提出した。これに基づ き、各レビュアーによる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・整理が実施された。

(2) オンサイトレビュー:1週間

事前準備の際に提出した概要説明資料やPRA実施に際して作成した文書、根拠等を記載した関連文書を基に、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PRA実施者とレビュアーとの質疑応答を行い、評価の詳細や具体的な課題を共有した。

(3) ピアレビュー結果報告書の作成:約2週間

オンサイトレビューにおけるレビュアーとPRA実施者との質疑応答を 含む、レビュアーの確認結果を文書化するとともに、レビュー結果の整理 に際して生じた追加質問事項についての確認を行い、PRAのピアレビュー 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週間 ピアレビュー結果報告書に記載された推奨事項等の内容を確認すると 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 国内レビュアーからのコメント

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の結果に影響を及ぼすと考えられる様な技術的な問題点は無いことが確認された。

一方、今回実施した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、人間信頼性解析、パラメータの作成、建屋・機器のフラジリティ評価、 事故シーケンスの定量化等について10件の推奨事項が抽出され、文書化につい ては合計121件の指摘事項/改善提案が抽出された。

国内レビュアーからのコメントの内訳を第1表に示す。また、分類別の主な内 容を次に示す。

分類		出力運転時 レベル1	出力運転時 レベル1.5	運転停止時 レベル1	地震 レベル1	津波 レベル1	合	計
評価	指摘事項	0	0	0	0	0	0	10
手法等	推奨事項	4	1	1	4	0	10	10
立まれ	指摘事項	0	0	3	16	2	21	101
又音化	改善提案	19	7	37	30	7	100	121
良好事例		8	1	3	1	1	1	4
合計		31	9	44	51	10	14	45

第1表 国内レビュアーによるコメントの内訳



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実施したものであるが、 レビューの結果、学会標準への不適合やPRAの評価結果に影響を及ぼすような 技術的な問題点は無く、指摘事項は0件であった。

3.1.2 推奨事項

学会標準への適合性とは別に、更なる品質向上に資するものとして、10件の 推奨事項が挙げられた。

推奨事項の詳細は以下の通り。

<推奨事項>

①【コメント対象】

・出力運転時レベル1 PRA 人間信頼性解析(事象発生前作業の同定)

【コメント内容】

事象発生前の人的過誤としてどのようなものが当初抽出され、それが どの除外ルールによってモデル化の対象外となったのか、そのプロセス を示すことが望ましい。また、どの情報源をもとに抽出・除外が行われた のかを表形式等で示すことが望ましい。(出力運転時レベル1PRA 学会標 準 9.1.1)

(対応方針)

現在は除外ルール及びその適用方法を示しているが,これに加え、各除 外ルールによって除外された人的過誤の例を追記する。一方、モデル化し ている機器全てについて、情報源と事象発生前の人的過誤に関する抽出・ 除外の分析結果を表形式で示すことについては、事象発生前の人的過誤 の抽出プロセスの示し方を再度検討する形で今後の対応とする。

なお、各除外ルールによって除外された人的過誤の例は平成26年7月22 日原子力規制委員会審査会合資料3-2 添付資料3.1.1.g-2 表1に示す通り。

- ②【コメント対象】
 - ・出力運転時レベル1 PRA及び停止時レベル1 PRA 人間信頼性解析(人 的過誤確率の評価) 2件
 - 【コメント内容】

平均値を	で求めており、EF を
こより求めている。ここ	こで、本来平均値は
による値とは違ってく	る。この違いの妥当性を確認するか、THERP
の Appendix-A を用いるか、	、平均値をモンテカルロ法により求めるか、の
いずれかを推奨する。(出力	運転時レベル1PRA 学会標準 9.3.3 及び停止
時レベル1 PRA 学会標準	10 2 3 3)

(対応方針)

推奨事項に挙げられた3つの方法のうちTHERPのAppendix-Aを用いた方法で人的過誤確率を評価し、その影響を確認する。なお、現状の評価方法と、THERPのAppendix-Aを用いた方法では、 その算出方法の違いにより、結果に多少の違いが表れるが、その違いは不確実さ幅を超えるような大きな違いにはならない。このため、現状の評価方法についても概ね妥当であると考える。

③【コメント対象】

・出力運転時レベル1PRA 人間信頼性解析(回復操作のモデル化) 【コメント内容】

タスク間の従属性については、事故シーケンス解析をする中で複数の 人的過誤(タスク)が重なるシナリオを同定して、それらのタスクの間に従 属性があるかどうか確認することを推奨する。(同じ HRA-ET で評価した ある HEP を持つ人的過誤が同じ事故シーケンスの同一のカットセット に何度も現れる場合等)(出力運転時レベル1 PRA 学会標準 9.7.2) (対応方針)

最小カットセットの分析時に人的過誤の組合せのカットセットがある 場合には、それらに人的過誤の従属性が考えられるか検討する。今回の評 価においては、全交流動力電源喪失のシーケンスにおいて、以下の人的過 誤の組合せを含むカットセットが現れるが、外部電源の修理と弁の現場 操作又は高圧電源融通操作は において従属性を考慮する必要はないものとして扱っている。

- ・外部電源復旧失敗(回復操作失敗)と弁の現場操作失敗
- ・外部電源復旧失敗(回復操作失敗)と高圧電源融通失敗(回復操作失敗)
- ④【コメント対象】
 - ・出力運転時レベル1 PRA パラメータの作成(収集したデータに基づく パラメータの評価)
 - 【コメント内容】

平均保守時間にWASH-1400の値を用いているが、実際と大きく変わらないこと等の妥当性を検討することを推奨する。(出力運転時レベル1 PRA学会標準 10.3.1)

(対応方針)

平均保守時間をもとに算出される待機除外確率について、国内での実 績と比較することで妥当性を確認する。確認結果は平成26年7月22日原子 力規制委員会審査会合資料3-2 添付資料3.1.1.f-2 (3)に示す通り。

- ⑤【コメント対象】
 - ・地震レベル1 PRA 建屋・機器フラジリティ評価(現実的応答評価における基本事項) 2件
 - 【コメント内容】
 - 機器の評価において建屋応答係数である F2 と F3 の中央値として F2×F3=1 としているが、より詳細に評価を行うためには、建屋解析によ って応答係数を設定することが推奨される。(地震 PRA 学会標準 6.5.1 及 び 6.6.3.3)
 - (今回の評価及び今後PRAを実施する際の対応方針)

今回の評価においてF2およびF3の中央値の設定は地震PRA学会標準 【解説118】と同様の設定となっている。今後も地震PRA学会標準に準じ た中央値の設定を考えている。

⑥【コメント対象】

・地震レベル1 PRA 事故シーケンス評価(システムのモデル化)

【コメント内容】

人的過誤確率の感度解析(人的過誤確率の上下限値の適用)は実施され ていることを確認したが、学会標準では、地震後のストレスレベルに対す る感度の確認を要求しており、その感度解析、或いは、その考察を行うこ とが望ましい。(地震 PRA 学会標準 7.4.2.4 b) 2)) (今回の評価及び今後PRAを実施する際の対応方針)

地震時には、例えば照明の有無等、運転員のストレス増加要因となる不 確定性要素が多いことから、今回の評価では、地震発生後10分~数時間以 内での運転員操作を対象とし、人的過誤確率の5%確率値及び95%確率値 を用いた場合の感度解析を実施した。その結果、全炉心損傷頻度について、 ベースケースの1.5×10⁻⁵ (/炉年)に対し、5%確率値を用いた場合が 1.5×10⁻⁵ (/炉年)、95%確率値を用いた場合が1.6×10⁻⁵ (/炉年)となった。ま た、ベースケースではストレスファクタを5として設定しているが、スト レスファクタを2及び10とした場合であっても、その人的過誤確率はベー スケース(ストレスファクタ5)の5%~95%の間に含まれる。このため、ス トレスファクタを2及び10とした場合の全炉心損傷頻度は1.5~1.6×10⁻⁵ (/炉年)の間に含まれることとなる。このことから、ストレスレベル(スト レスファクタ)が全炉心損傷頻度に与える影響は小さいことを確認してい る。

今後の評価では学会標準の改訂動向等を踏まえ、人的過誤確率の感度 解析を検討する。

⑦【コメント対象】

・地震レベル1 PRA 事故シーケンス評価(事故シーケンスの定量化) 【コメント内容】

現状は、冗長系統間の同種機器及び同一系統内の同種機器の損傷が完 全相関するとして炉心損傷頻度を算出したうえで、冗長系統間の同種の 機器が独立とした場合の感度解析を行っている。相関が結果に及ぼす影 響をより詳細に把握するために、例えば同一系統内の機器間や異種系統 間の機器間の相関の影響についても検討していくことが望ましい。(地震 PRA 学会標準 7.5.6)

(今回の評価及び今後PRAを実施する際の対応方針)

今回の評価では「冗長系統間の同種の機器」だけでなく、「同一系統内 の同種の機器」についても完全独立とした場合の感度解析を実施してい る。感度解析において完全独立を仮定した機器(第2表参照)は、リスク上 重要な建物・構築物、機器(FV重要度値0.01(=1%)以上)であるため、今回 の評価で全炉心損傷頻度に対して有意な感度を持つ機器の相関性の影響 は確認できている。

ただし、FV重要度値0.01以上の機器のうち格納容器内配管については、 完全独立を仮定した場合、まず個々の配管の地震による損傷の程度(ギロ チン破断、き裂など)に応じた冷却材漏えい規模を同定もしくは仮定して 成功基準を設定する必要がある。さらに、同一の地震動によって複数の配 管損傷が重畳する組合せを考慮し、配管損傷の規模に応じて起因事象を 適切に分類する必要がある。これらの工学的判断は、事象が複雑であり判 断基準が不明瞭であるため判断の正当性や妥当性を確認することが技術 的に困難である。このため、格納容器内配管については対象から除外した。

相関係数の設定や感度解析の手法について、今後の評価技術の成熟度に応じ、対応について検討を実施する。

第2表 感度解析対象機器(損傷の完全独立想定機器)

KK'	7)

FV 重要度	対象機器
1.4×10^{-1}	RCW 熱交換器
4.1×10^{-2}	RCW 配管
3.8×10^{-2}	RHR 弁
3.8×10^{-2}	RHR/LPFL 共通弁
3.5×10^{-2}	RHR 配管
2.0×10^{-2}	非常用取水路
1.4×10^{-2}	RHR ポンプ

- ⑧【コメント対象】
 - ・出力運転時レベル1.5 PRA 事故シーケンスの分析(格納容器イベント ツリーの構築)
 - 【コメント内容】

従属性の評価において、レベル 1 PRA のドミナントシーケンスのみを 結合対象として扱うことで、どのような影響があるか分析することを推 奨する。(レベル 2 PRA 学会標準 7.2.1)

(今回の評価及び今後PRAを実施する際の対応方針)

評価では条件付き格納容器破損確率への影響を考慮した上で結合対象 を選定しており、本評価では炉心損傷頻度が最も大きなシーケンス(ドミ ナントシーケンス)と他のシーケンスで喪失した系統の違い等が格納容器 の健全性維持に必要な緩和手段に及ぼす影響を分析し、結果としてレベ ル1PRAのドミナントシーケンスを結合対象としている。今後は、この考 慮の詳細を資料に記載する。

3.1.3 文書化における指摘事項/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21件、改善提案 は100件であり、評価条件の検討に用いた資料が参考文献として十分に記載され ていない事例などが挙げられた。文書化に対するコメントについて、PRAの品 質向上に資すると考えられるものについては、今後の文書化において反映する。 以下に文書化に関するコメントの例を示す。

<文書化における指摘事項>

フラジリティ評価を行うにあたり、フラジリティ評価関連情報の収集・分析が されているかどうかについて、建屋、構築物、機器及び地盤とも文書化されてお らず、文書化することが必要である。(地震レベル1PRA)

<文書化における改善提案>

それぞれ評価した人的過誤について、どのシステムまたは機器に影響するの か示した一覧表等を報告書に記載することが望ましい。(出力運転時レベル1 PRA学会標準5.3)

3.1.4 良好事例

今回のピアレビューでは14件の良好事例が抽出され、システム解析及び文書 化から多く抽出された。良好事例として挙げられた項目については、今後も引き 続き実施する。以下に主な良好事例を示す。

<主な良好事例>

①システム解析

人的過誤確率の定量結果について過小評価となっていないか具体的な確 認項目を設けている。(出力運転時レベル1PRA 学会標準 9.3.6 及び 9.6.5) ②文書化

人間信頼性評価で、緩和操作について、体系的な同定過程が示されている。 (出力運転時レベル1 PRA 学会標準 9.4.1)

3.2 海外レビュアーからのコメント

海外レビュアーからは、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提案・気づき事項が示された。海外レビュアー から示されたコメントは54件であり、起因事象発生頻度に関して多くのコメン トが示された。今回得られた海外でのPRA実施状況を踏まえたコメントについ ても精査し、PRAの品質向上に資すると考えられるものについては、反映して いく。主なコメントは以下の通り。また、その他のコメントについては別表に示 す。 <主なコメント>

①出力運転時レベル1 PRAの起因事象抽出にマスターロジックダイアグラム を使用することを推奨する。(コメント対象:内部事象運転時レベル1 PRA) (対応方針)

マスターロジックダイアグラムを用いることも含め、起因事象抽出プ ロセスについての説明性向上について今後検討する。

②共通原因故障の要因は様々な情報源から得られている。単一の情報源、例え ばNUCIAデータベースや米国NRCの共通原因故障パラメータ推定値報告 書などを使う方法を推奨する。(コメント対象:内部事象運転時レベル1 PRA) (対応方針)

現在,電中研にてNUCIAベースの共通原因故障パラメータを整備中で ある。使用可能なデータベースが整備され次第、国内データにもとづくパ ラメータを適用する。このため、今後、単一の情報源に統一する予定であ る。

③それぞれの最小カットセットにおける複数の運転員操作を調べることにより、運転員操作間の従属性を考慮することが重要である。(コメント対象: 内部事象運転時レベル1 PRA,内部事象停止時レベル1 PRA) (対応方針)

国内レビュアーからも同様のコメントを受けた。これについては3.1.2 推奨事項③で示す対応を実施する。

④機器に関連する共通原因故障を含まないリスク増加価値(RAW)の結果を提示することが望ましい(米国では一般的にRAWの評価の際,共通原因故障を含まないため)。(コメント対象:内部事象出力運転時レベル1 PRA) (対応方針)

現状,RAWの上位は共通原因故障がその殆どを占めていることから、 今後は共通原因故障を除いた結果についても整理する又は、より下位ま でのRAWを確認し、共通原因故障以外にRAWの高い基事象についても確 認する。

⑤出力運転状態から停止状態への移行は、出力運転時レベル1 PRA報告書また は停止時レベル1 PRA報告書のいずれかにおいて考察しなければならない。 この移行期間におけるプラントの状態は特異なもので、出力運転時あるいは 停止時の状態と全く同じではない。出力運転時あるいは停止時のレベル1 PRAにおいてプラントリスク(CDF)の評価が考慮されているならば、PRAにおいて移行リスクがどのように考慮されたかを説明するための考察を提示 すべきである。(コメント対象:内部事象運転停止時レベル1PRA) (対応方針)

出力降下開始から全CR全挿入までの期間については、緩和設備の待機 状態が出力運転時とほぼ同等であること及び当該期間が運転期間に比べ て極めて短いことから、出力運転時レベル1PRAに包括している。考察は 平成26年7月22日原子力規制委員会審査会合資料3-2 添付資料3.1.1.b-3 (1) ①に示す通り。

⑥NUREG/CR-1278に記述される方法は地震以外の事象に関して作成されたものなので、NUREG/CR-1278の人的過誤確率に関する高ストレスファクタを使用することは十分ではないかもしれない。地震事象時の運転員操作に対する人的過誤確率は指示値の利用可能性、操作に関連する機器の状況など多くの様々な要因にも依存する。地震時の人間信頼性解析における適切なアプローチを追求する必要がある。(コメント対象:地震時レベル1PRA)(対応方針)

現状の評価では、地震PRA学会標準 7.4.2.4 b) 2)において推奨されて いるTHERP手法(NUREG/CR-1278)を用いている。また、ストレスファ クタについても地震PRA学会標準 解説139を参考に、地震発生後比較的 短時間(地震発生後10分~数時間以内)での人的過誤確率については、内的 事象より大きいストレスファクタを仮定している。また、感度解析として 人的過誤確率の上下限値を適用した場合の評価を別途実施しており、評 価モデルにおける仮定が解析結果にどの程度影響しうるかを確認してい る。(3.1.2 ⑥参照)

一方、現在、地震時用に確立された人間信頼性の解析手法は無く、今後 の技術的課題である。

⑦複数の機器で構成されるあるトレイン・系統の地震損傷確率のモデル化及び 計算において、そのトレイン・系統における同種の機器の損傷間の完全従属 性・相関は通常、そのトレイン・系統における冗長機器に対して仮定する。 つまり、ある系統のポンプ(ポンプA)が地震事象によって損傷すると、その 系統の冗長ポンプ(ポンプB)は必ず損傷する(損傷の確率は1.0)ものと通常仮 定する。この仮定は保守的である。(コメント対象:地震時レベル1 PRA) (対応方針) 国内レビュアーからも同様のコメントを受けた。これについては3.1.2 推奨事項⑦で示す対応を実施する。

- ⑧出力運転時レベル1 PRAと出力運転時レベル1.5 PRAとの間の境界のモデル化について十分に検討することが重要である。その中には、出力運転時レベル1 PRAと出力運転時レベル1.5 PRAの結果を連結する際には以下の問題を取り扱うべきである。
 - ・出力運転時レベル1 PRAにおいてモデル化される運転員操作と、出力運転時レベル1.5PRAにおいてモデル化される運転員操作との従属性について。

この問題に対処するための一つの方法が、出力運転時レベル1PRAモデルを 出力運転時レベル1.5PRAモデルに連結する方法である。出力運転時レベル 1PRAモデルと出力運転時レベル1.5PRAモデルの連結は、出力運転時レベ ル1事故シーケンスモデルからのいくつかの重要なカットセットに関する ものだけではなく、出来る限り完全なものにする必要がある。(コメント対 象:内部事象運転時レベル1.5PRA)

(対応方針)

国内レビュアーからも同様のコメントを受けた。これについては3.1.2 推奨事項⑧で示す対応を実施する。

4. まとめ

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の各PRAを対象としたピアレビューの 結果、PRA実施に関する指摘事項は抽出されなかったものの、今後のPRAの品 質向上に向けた推奨事項、文書化に関する指摘事項及び数多くの改善提案を得 ることができた。また、海外レビュアーからも、海外でのPRA実施状況を踏まえ た多くのコメントを得ることができた。これらについては精査の上、PRAの品 質向上に資すると考えられるものについては反映していく。

以 上

別表 柏崎刈羽原子力発電所6/7号機のPRAのピアレビューにおける海外レビュアーのレビュー内容と当社の見解及び今後の対応方針

対象 PRA	項目	コメントの分類	コメント等の詳細	コメントに対する見解と対応方針		
		起因 事 象の網 羅性 因 事 象(IE)の ズループ化	過渡事象のカテゴリーにはどのような起因事象が含まれるの か?計装用空気の喪失、給水制御の喪失、計装用電源の喪失 なども考慮すべき事象として含めるべきである。最終的な起因事 象のグループに、これらの事象が含まれていない理由について 説明する必要がある。	【対応済】 計装用空気の喪失、給水制御の喪失、計装用電源の喪失については考慮した 上、いずれかの起因事象グループに含めている。 ・給水制御の喪失→非隔離事象 ・計装用空気の喪失→タービン・サポート系故障 ・計装用電源の喪失→過渡変化 【中長期的な課題】 ・起因事象の詳細化については海外の動向を参考に、詳細化を検討する。		
			特異な起因事象に関するプラントのデータ・経験を体系的に探索し ているか(例えば、すべてのブラント系統についてFMEAを実施する など)。例えば、安全関連機器室の換気空調系の喪失は関連系統 の喪失につながるため起因事象となりうる。	【対応済】 従属性を有する起因事象同定のため、FMEA(故障モードと影響の解析)を実施し ている。 安全関連機器室の換気空調系の喪失については、スクラムには至らない事象であ り、通常停止において、各系統のFT内でアンアベイラビリティを考慮しているため、 通常停止のETIに当該シナリオは含まれている。		
			他分野のPRA及び関連の産業界報告書でモデル化された起因事 象をレビューする。	【対応済】 学会標準において、国内外の評価事例として例示されている既往のPSA、安全評 価審査指針、EPRI NP-2230のレビューを実施している。そのほかにもNUREG/CR- 5750の起因事象グループとの対応を確認している。		
			 ・Eのグループ分けを設定する。 ・すべてのIEについての説明と、IEグループから除外したIEについての根拠を提示する。 ・あるIEのIEグループへの割り当てが適切でなければならない。 	【対応済】 過渡事象の起因事象としてEPRI NP-2230から抽出しており、それらを起因事象グ ループに分類しているとともに各起因事象グループの説明を記載している。また、 起因事象として考慮しなかった事象は、学会標準の記載を確認した上で除外した 事象である。		
内的 運転L1	起因事象	LOCA事象の破 断箇所	大LOCA事象については、破断位置も考慮する必要がある。例 えば、HPCF注水ラインのある箇所で破断が生じると、そのHPCF トレンは冷却材注入に使用できなくなる。またLPFL/RHRラインに おける破断は、そのラインと関連するLPFL/RHRラインを使用不 可能にする。	【中長期的な課題】 ご指摘の通り、LOCA時の破断箇所で系統が使用不能となることをモデル化してい ない。ただし、評価結果としてLOCAの寄与割合は小さいこと、また最小カットセット がフロントラインの喪失ではなく、サポート系喪失が支配的であることから、結果へ の影響は大きくないものと考える。		
					これまで事象を経験したことのない系統について系統損傷の起 因事象頻度を計算するために、"Jeffery Non-Informative Prior" 手法を用いるのは適切ではない。	
		系統故障の起 因事象の定量 化	過去に事象が発生したことのないすべての系統に、同じ起因事 象頻度を割り当てている。	学会標準で示された手法(発生件数0.5件)を用いている。 なお、FTを使って起因事象発生頻度を定量化することは可能であり、過去に評価 を試みたが、FTでモデル化するにあたり人的過誤による系統故障の特定及びその 定量化(実績を使うのか、THERPなど使うのか)並びに故障発生箇所のAOT間で		
			設計及び構成が異なる系統のIE頻度は違うはずである。 系統故障のIE頻度を推定するために、系統のフォルトツリーモデ	の修復の取り扱いなど及何的な味趣があり、FICモナル化する場合は個々の味 題への調査・検討が必要と考える。		
		通常停止	ルを使用する。 起因事象として通常停止(カテゴリーN)を含めることについて討 論する。	【対応済】 現在はプラント状態の移行に伴うリスクを考慮するため、通常停止を起因事象とし て抽出している。また、その発生頻度の大きさ等からも、起因事象に含めることは 適切と考える。		
			今後の参考のために、ISLOCA頻度の計算プロセスを提示すべ きである。	【対応済】 報告書等に各系統におけるISLOCAの発生シナリオを記載している。		
		ISLOCA	低圧配管の配管破断頻度に、溶接部やその他の配管接続部の フラジリティが含まれることを確認すること。	【対応済】 溶接部に製造時欠陥等が存在する可能性を考え、本評価ではNUREG/CR-5862 の腐食代が考慮されたテーブルを用いている。その他の配管接続部とは、具体的 にはフランジが考えられるが、NUREG/CR-5862によると、フランジ部でボルトが延 びて漏えいしたとしても、漏えい量は最大でも数100mg/secと小さいことから、炉心 損傷への影響は無視できると考えられる。		
			他の調査から、低圧ライン全体でポンプシールが最も弱い箇所 であることが示されている。	【対応済】 フランジ部と同様に、ポンプのシール部でスプリングが伸びて漏えいしても漏えい 量は小さく、炉心損傷への影響は無視できると考えられる。		

対象 PRA	項目	コメントの分類	コメント等の詳細	コメントに対する見解と対応方針
	デー	機器の境界	機器の境界は使用する機器故障率と一致しなければならない。 これを報告書で確認すること。	【対応済】 JANSIによって公開されている機器バウンダリと同等の扱いとしている。
	タ分とスム析 とスム析	共通原因故障	システム解析では、3基以上の機器の共通原因故障のモデル化 を考慮している。一部の系統(RCW系統など)には4基以上のポ ンプがあるため、4基以上の機器の共通原因故障について考察 する必要があるかもしれない。(RCWポンプの共通原因故障が CDFの主要因子であることに留意されたい。)	【対応済】 全炉心損傷頻度に対して、TWシーケンスがドミナントであり、TWシーケンスにおい ては、RCW、RSWポンプのCCFがMCSの上位となっている。TWシーケンスにおい て、RCW、RSWポンプの成功基準は2/2(1系統)であり、ポンプ3台のCCFで3系統 が使用不能となることから、ポンプ3台以上のCCFのモデル化で問題はなく、ポンプ 4台以上に対するCCFは考慮する必要がないものと考える。
	事故シー		今回のPRAのスコープ、つまりアクシデントマネジメント策を考慮 しない設計基準のモデルであることを規定する必要がある。事故 シーケンスモデル(機能別イベントツリー)におけるどのトップイベ ント(系統・運転員操作)が「アクシデントマネジメント」策として考 慮されているもので、分析においては期待されていないことを示 すこと。	【対応済】 「アクシデントマネジメント」策のモデル化については、PRA文書でヘディング名をグ レーに色分けをして、今回のPRAのスコープでは期待していないアクシデントマネ ジメント策であることを明確にしている。
	ケン スの 分析	機能別イヘント ツリー	移行先の機能別イベントツリーにおける一部のトップイベントに 紛らわしいものがある。例えば、D/G Bが故障した(そしてそのた め、トレンBの交流電源が利用できない)LOSP事象ツリー(T6)に おける事象シーケンスについては、トレンBの交流電源から供給 を受ける系統・トレンを含めないということを、移行先のイベントツ リーに反映すべきである。移行先の機能別イベントツリー(TE3) は、LPFL-B及びRHR-BIこ関するトップイベントを除外すべきであ る。	【対応済】 Safety Watcher内でトップイベントに従属して機能喪失したヘディングの状態を反映している。たとえばTE3ではLPFL-Bのトップイベントを除外したイベントツリーとしている。ただし、RHR-BIこついては、格納容器除熱機能に期待するタイミングとして時間余裕があるので、外電復旧に期待しているため、RHR-BIこも期待している。
内的 運転 時L1	人信性析	起因事象発生 前の運転員操 作の過誤	起因事象発生前の運転員操作の過誤については、PRA解析者は試 験及び保守の手順書や記録を体系的にレビューして、それらの過誤 を特定する、あるいはそれらの過誤をPRAモデルから除外する。	【中長期的な課題(一部対応済)】 起因事象発生前の運転員操作の過誤については国内レビューアからも同様に「プ ロセスの工程を明確に文章化するべき」や「除外ルールを適用して絞っていくことを 表形式で示す」というコメントを受けている。これらの内、文章化のコメントやTHERP Appendix-A に関するコメントは国内レビューアの章で述べた通り対応済みであ る。また、除外ルールの1本化についてはモデル化している機器は千程度あり、そ れらすべてを示すことは現実的ではないため、抽出プロセスの示し方について今後 検討する。
		起因事象発生 後の運転員操 作の過誤	起因事象発生後の運転員操作の過誤については、人的過誤確率 (HEP)はブラント特有の値でなければならないため、運転員操作の HEPを計算する上でプラント運転員からの情報を含めることが重要 である。PRAにおいてはHEPの評価は NUREG/CR-1278 とMAAP解 析に基づく時間の情報に基づいて行う。	【対応済】 操作時間については運転手順書や運転員へのインタビューによる情報を基にプラ ント特有の値を使用している。HEPの評価はNUREG/CR-1278とMAAP解析の時間 に基づいて実施している。
			感度解析は以下に基づいて実施する。 - PRAの結果 - モデルの仮定 - 成功基準(系統及び事故シーケンス)	【対応済】 PRAの結果やモデルの仮定を考慮して、「個別パラメータ」や「デジタ ル制御系のCCF」を実施している。 また、評価ポイント(A)など期待 するAM策の違いで異なる成功基準での評価も実施している。
	感度 解析	感度解析	感度解析において考慮すべき感度ケースの例 - 通常停止は、最も大きい起因事象の寄与因子なので、寄与因 子として考慮しない。	【対応済】 通常停止を起因事象とするものだけでなく、隔離事象等のその他の起因事象によ るシーケンスについても検討している。
			感度解析において考慮すべき感度ケースの例 - RCW系統及びRSW系統の4基以上のポンプの共通原因故障を 考慮する。 - 4基以上のポンプの起動失敗および継続運転失敗に対するデ ルタ係数を仮定する。	【対応済】 共通原因故障の考慮に対するコメントと同様。
			起因事象の特定において体系的手法を用いているか。例えば、す べてのプラント系統についてFMEAを実施するなど。	【対応済】 起因事象の同定は、停止時学会標準6.2において示されているマスタロジックダイ アグラムなどの体系的な分析方法を用いている。
停止 時レ ベル1 PRA	起因事象	起因事象の網 羅性	RHRポンプ室の換気空調系喪失がRHRポンプの運転に及ぼす影響 を確認する必要がある。もし直接的な影響があるなら、RHRポンプ室 の換気空調系喪失をRHRトレン喪失の起因事象に含めるか、あるい はRHRポンプ室の換気空調系喪失を別の起因事象としてモデル化 する。 他分野のPRA及び関連の産業界報告書でモデル化された起因事象 をレビューする。	【対応済】 RHRポンプ及び補機冷却系が健全であれば、原子炉から流入する炉水温度は低 く、軸冷却も問題ないため、高温炉水を冷却可能な設計であることを考えると、ポン プ室換気空調系が停止したとしてもポンプに及ぼす影響は極めて小さいものと想 定され、起因事象としては同定していない。 他分野のPRA等の分析は行っていないものの、既往のPRA、他プラントのPRA等 における起因事象も分析している。

対象 PRA	項目	コメントの分類	コメント等の詳細	コメントに対する見解と対応方針
停止 時レ PRA	POS	POSの設定	原子炉の条件(水位及び温度)、RPV及び PCVの状況(燃料の位 置)、そして事故の緩和に必要な安全関連機器の状況を考慮する。	【対応済】 POSの分類は、停止時学会標準5.3に基づき、水位、崩壊熱レベル、燃料の状態、 使用可能な緩和設備等のプラント状態を考慮して分類している。
			過去のプラントの経験に基づいてPOSの期間を設定(各POSの 平均期間を設定)	【対応済】 過去のプラントの定期検査実績から標準的な工程を設定し、その工程における水 位や使用可能な緩和設備等のプラント状態を考慮してPOSの期間を設定してい る。
			設定されたPOSは妥当である。	上記のPOSに関する設定について説明を実施し、海外レビューアに設定が妥当で あることを確認いただいた。
	人信性析	人間信頼性解析	プラント運転停止時には運転員操作が重要であり、以下の点に ついて確認する必要がある。 - 事故緩和系統・トレン・機器の自動起動のための信号がない。 - PRAにおいてモデル化される運転員操作(事故の緩和と「復 旧」のための)を明確に示すべきである。 - 人的過誤確率(HEP)はプラント特有の値でなければならないた め、HEPの評価にはプラント運転員からの情報が必要である。	【対応済】 停止時ではD/Gの自動起動を除く機器の自動起動には期待しておらず、運転員の 手動起動(人的過誤を含む)をモデル化している。
				【対応済】 国内のレビューアからも同様の文章化に対する改善提案が挙げられており、モデ ル化している運転員操作が明確となる様に文書化した。
				【対応済】 HEPを算出する上での人間信頼性モデル化においては手順書等のプラント特有の 情報やサイトのインタビューを踏まえて個別に検討しており、操作毎に従属性を設 定している。
津RA	評モル	浸水以外の影 響	浸水による影響のほかに、津波によるその他の影響も考慮しなけれ ばならない。例えば、津波によって運ばれてきた流木が取水口を塞 いでRSWポンプの吸い込み喪失に至る可能性などである。サイトに おいてこのような現象の発生が考えにくい、あるいは発生確率が非 常に低い場合には、そのような結論を裏付ける評価や解析結果と共 に結論を文書化しなければならない。	【中長期的な課題】 浸水以外の影響として、引き波についての感度解析を実施している。また、漂流物 により取水機能喪失が発生した場合は最終ヒートシンク喪失に至るが、これについ ては発電所付近に取水ロすべてを閉塞させるほどの漂流物の漂着は考えにくいこ と、また少量であればスクリーン等により除去可能であることから現在はモデル化 の対象から除外している。
		運転員操作のモ デル化	津波による事故シーケンスの中には、プラントの過渡事象につなが るものがある。過渡事象の事故シーケンスモデルにおける運転員操 作は、これらの操作及びそれらのHEP値に対する津波事象の影響を 考慮すべきである。一部のケース・シナリオでは、過渡事象事故 シーケンスにおいてモデル化された運転員操作は、津波事象に対し て期待できない。	【対応済】 今回の評価では、浸水後の緩和措置に期待できないため、いずれの事故シーケン スにおいても炉心損傷に直結し、運転員による緩和には期待できないモデルとなっ ている。 福島第一原子力発電所事故後の津波対策や各種安全対策実施後の評価では、 人的過誤に対するモデル化も必要となるため、適宜津波PRAモデルに組み込んで いく。
		浸水のモデル化	以下の点から、津波による浸水のモデル化は概ね保守的であること を確認した。このモデル化上の仮定の影響を評価するために、感度 解析を実施すべきである。 ・モデルは、RSWポンプ室のマンホールを経由してタービン建屋に流 れ込む水の量を考慮していない。タービン建屋並びに原子炉建屋内 の溢水による機器損傷を評価するために、浸水高さのみを用いてい る。 ・モデルは、タービン建屋から原子炉建屋への配管貫通部のシール を考慮していない。	【対応済】 今回評価では水密扉等の浸水後の対策に期待しない状態であり、それらのリスク について抽出するという観点での評価を実施しているため、また、福島第一原子力 発電所事故後の津波対策実施前のマンホールカバーの耐久性等について詳細に 解析することに意義は小さいため、今回の保守的なモデルを採用している。
			・モデルはRSWポンプ室のマンホールのカバーに期待しておらず、 RSWポンプ室から通常閉じているRSWポンプ室の扉を通って、タービ ン建屋の他の領域へと浸水すると仮定している。この仮定によれば 水はポンプ室には蓄積せずに、RSWポンプ室のドアから流れ出るこ とになる。実際にはRSWポンプ室内に水がたまるとすべてのRSWポ ンプ室のRSWポンプが浸水して最終ヒートシンクの喪失に至る可能 性があるため、この仮定は楽観的である。	【対応済】 前提条件として、本評価では津波の高さと同じエレベーションの機器は没水すると 判断としている。 RSWポンプエレベーション>RCWポンプエレベーションであることから、RCWポンプ 没水による最終ヒートシンク喪失(LUHS)が先に発生し、その後にRSWポンプが没 水するという評価となっていることから、楽観的な扱いというわけではないと考え る。
力転レル 1.5 PRA	文 定 の 善 援 案	文章化の改善 提案	ピアレビューアからの当初のコメントのほとんどは、報告書にある種 の情報が欠如しているということに関連していた。追加の詳細情報 が要求され、レビューアはそれらを後に受け取った。文書化に関す る問題と考えられるこれらのコメントは、すでに解決された。	【対応済】 確認いただく報告書の範囲について、ピアレビュー実施当初、当社とレビューア間 で差異があり(文書化の改善提案)、情報が不足しているというコメントをいただい た。これらについては文書化に関する問題として整理し、改めて内容について確認 いただいた。 文章化に対する問題については報告書の記載にて改善を実施した。
「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対			
---	---			
 (はじめに) 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37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。 	「別添 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉 確率論的リスク評価 科に示し,その対応箇所の項目を()で記載する。			
 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 新規制基準では、「解釈第3章第37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P RA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<u>それに代わる方法</u>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。 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。 	従来から定期安全レビュー (PSR) 等の機会に内部事象レベル 1PL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 て,一般社団法人 日本原子力学会において実施基準が標準化され 及び津波レベル 1 PRA を適用対象とし,建物,構築物,大型機器等 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。(PRA の実施範囲・評価対象・実施手法) 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付 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 別紙 1 における外部事象の考慮について)			
 2. PRAの評価対象 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り、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。)。 	評価の対象とするプラント状態は,通商産業省「原子力発電所備について」(平成4年7月)(以下,「AM 要請」という。)以前のなお,給復水系による冷却や,外部電源の復旧など,AM 要請以前 ECCS の手動起動などの AM 要請以前より設備の設計方針の前提とし 重大事故対応を目的として特別に整備したものではないことから (2.事故シーケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評			
 3. レベル1PRA 3. 1 内部事象(出力運転時) a. 対象プラント ① 対象とするプラントの説明 ●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、P RAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ② 停止時のプラント状態の推移(停止時PRAのみ) 	 ①PRA において考慮する緩和機能,系統設備及び系統構成の概要 ②停止時 PRA で記載。 			

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

応状況

「(PRA)について」における対応状況を

PRA (出力運転時,停止時) 及びレベル 1.5PRA と。また、現段階で適用可能な外部事象とし L, 試評価等の実績を有する地震レベル1PRA 爭の大規模な損傷から発生する事象について (2. 事故シーケンスグループ等の選定に係る

性的な方法で分析を実施した。(事故シーケ 有効性評価の事故シーケンスグループ選定

行内におけるアクシデントマネジメントの整 O状態とした。 前より運用されている通常の操作・対応や、 して考慮され、手順があるものについては、 評価対象として含めることとした。 「価対象・実施手法)

を示した。(3.1.1.a 対象プラント)



「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の
③ プラント状態分類(停止時PRAのみ)	③停止時 PRA で記載。
●プラント状態分類の考え方	
●プラント状態の分類結果	
b. 起因事象	
① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度	1
 ●起因事象リスト、説明及び発生頻度 ●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 	 ●国内のプラント異常事象や設備を網羅している資料として (EPRI NP-2230)を分析し,評価対象とした起因事象をリン 定,3.1.1.b①(1)起因事象の選定) ●同定された起因事象において、プラント応答や必要となる。
	 ●同足されに起因事家において、ワラント応告て必要となる、 ツリー及びフォールトツリーで扱える事象をグループ化した ●主に国内の運転経験データから得られた起因事象の発生 (3.1.1.b①(4)起因事象発生頻度の評価)
●対象外とした起因事象と、対象外とした理由	●同定した起因事象の内,発生の可能性が極めて低い場合, 場合にはリスク評価上の重要性は低いと考え,評価対象かり 起因事象)
c. 成功基準	
① 成功基準の一覧表	1
●炉心損傷の定義	●炉心損傷は燃料被覆管の最高温度が1200℃を超える状態に 損傷の定義)
●起因事象ごとの成功基準の一覧表	 ●成功基準の検討にあたっては、プラントの構成・特性(設計許可申請書)などを参考に、起因事象グループ毎にそれぞれ(3.1.1.c①(2)起因事象ごとの成功基準の一覧表)
●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間	●MAAP による事故進展解析結果を用いて,各事故シーケンス した。また,緩和設備が要求される安全機能を果たすためは 喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できる時間。 対処設備作動までの許容時間及び 3.1.1.c ①(4)対処設
●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	●今回の評価では、概ね既往の設計情報から成功基準を設定施した事故進展解析には MAAP コードを使用した。MAAP は進展を解析可能なコードであり、重大事故等防止対策の有法(3.1.1.c ①(5)熱水力解析等の解析結果及び解析コード
d. 事故シーケンス	
① イベントツリー	
●イベントツリー図	●選定した起因事象に対して、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 シーケンスを明らかにするために、イベントツリー手法を見
●ヘディング、事故進展及び最終状態の説明	●選定した各起因事象の特徴を踏まえ、ヘディング及び事故:

別紙 10-2

対応状況

て原子炉設置許可申請書及び海外の評価事例 スト化した。(3.1.1.b ① (1) 起因事象の選

緩和設備などが同等となり、同一のイベント た。(3.1.1.b ① (3) 起因事象のグループ化) :件数と運転実績から発生頻度を評価した。

又は発生を仮定してもその影響が限定される ら除外した。(3.1.1.b ① (2) 対象外とした

至ることと定義した。(3.1.1.c ①(1) 炉心

計情報)や,先行 PRA,既往の安全解析(設置 れの安全機能に対し、成功基準を検討した。

における運転員操作のための時間余裕を設定 こ必要な運転時間である使命時間については、 として,24時間を適用した。(3.1.1.c ① (3) と備の使命時間)

しているが、一部の成功基準設定のために実 格納容器を含めたシビアアクシデントの事象 効性評価においても MAAP を使用している。 (の検証性)

要な安全機能及び安全機能を達成するために シーケンスを展開した。炉心損傷に至る事故 用いた。(3.1.1.d ① (1) イベントツリー図) 進展の説明とイベントツリー作成上の主要な

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
	仮定を示した。(3.1.1.d ① (3) 事故シーケンスグループの
●イベントツリー作成上の主要な仮定	●イベントツリーによって抽出された炉心損傷事故シーケンス
	プラントの状態及び緩和系に与える影響によって分類した。
	の説明とイベントツリー作成上の主要な仮定)
e. システム信頼性	
① 評価対象としたシステムとその説明	①評価対象としたシステムを、各系統間の従属性も含めて一覧に
●評価対象システム一覧	必要とするサポート系,試験及びシステム信頼性評価上の主要
●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	トの構成・特性の調査 及び 3.1.1.e ① 評価対象としたシスラ
② システム信頼性評価手法	
	②システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき、
③ システム信頼性評価の結果	が可能である手法として、フォールトツリー法を用いた。(3.1
●起因事象ごとのシステム信頼性評価結果	③システムの信頼性解析モデルを基に、頂上事象の発生確率を定
●主要なミニマルカットセット(FTを用いた場合)	した。
	(3.1.1.e ③ システム信頼性評価の結果)
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	④原子炉停止及び圧力制御に関する故障については、システム信
	信頼度とその根拠を示した。(3.1.1.e ④ システム信頼性評価
f. 信頼性パラメータ	
 非信頼度を構成する要素と評価式 	①系統の非信頼度を評価するフォールトツリーの基事象(要素)
	器,信号系の機器の故障,保守,人的過誤などを用い,故障モー
	率の評価式に基づき非信頼度を評価した。(3.1.1.f ① 非信頼
② 機器故障率パラメータの一覧	②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,
●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)	全推進協会(旧:日本原子力技術協会)が整備した、「故障件数
●機器故障率パラメータの一覧(故障モード、故障率等)	の推定(1982年度~2002年度21ヵ年)49基データ」(21ヵ年
●機器故障率パラメータの不確実さ幅	ヵ年データが参照している「原子力発電所に関する確率論的安
	1997 年度 16 ヵ年 49 基データ改訂版)」を用いた。(3.1.1.f ②
③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率	③今回の評価では外部電源の復旧のみを考慮し、その失敗確率を
	方法及び機器復帰失敗確率)
④ 待機除外確率	④点検等により発見された故障機器の保守作業に伴う系統の非信
	④待機除外確率)
⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ	⑤同一または異なる区分の系統で、多重性を持たせるために用い
	モード, 試験・保守の手順等を考慮して, モデル化すべき共通原
	原因故障のモデル化には MGL 法を用いた。(3.1.1.f ⑤ 共通原
	タ)
g. 人的過誤	
 評価対象とした人的過誤及び評価結果 	1
●人的過誤の評価に用いた手法	●人的過誤の発生確率の分析においてはヒューマンエラーハン

別紙 10-3

1応状況

)分類(最終状態の説明)) 、は, 炉心損傷防止の緩和機能の喪失状況, (3.1.1.d ① (2) ヘディング及び事故進展

整理し、システム毎に概要、機能、系統図、 長な仮定を示した。(3.1.1.a ①(1)プラン テムとその説明)

システムのアンアベイラビリティの定量化 1.1.e ② システム信頼性評価手法) 王量化することでシステムの非信頼度を評価

言頼性評価を実施せずに設定し、設定した非 を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)

として,動的機器,静的機器,電源関係の機 ード別に状態変更失敗確率や機能維持失敗確 夏度を構成する要素と評価式)

故障モードの分類等) については, 原子力安 数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率 ミデータ)を,機器バウンダリについては21 そ全評価用の機器故障率の算出(1982 年度~ 2)機器故障率パラメータの一覧)

と評価した。(3.1.1.f ③ 機器復帰の取扱い

「頼度(待機除外確率)を考慮した。(3.1.1.f

いられる機器については、機器の形式、運用 原因故障機器と故障モードを同定した。共通 原因故障の評価方法と共通原因故障パラメー

ドブック (NUREG/CR-1278) の THERP 手法を

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対応状況
●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	用いた。(3.1.1.g ①(1)人的過誤の評価に用いた手法) ●分析対象とする人的過誤の抽出にあたっては,評価対象とする人的
●人的過誤評価結果	的過誤に分類し、それぞれに対して、プラントの運転、保守、点検な
	ぼし得る人間のタスクを分析し、タスクを遂行する過程で起こり得
	結果を示した。事象発生前に関する許容時間は,通常状態であり、-
	象発生後に関する人的操作に対する許容時間は MAAP による事故進
	THERP の標準診断曲線を参照して失敗確率を設定した。また,過誤回
	慮し,過誤回復に期待できるか否かを判断の上,設定した。(3.1.1
	結果 及び 3.1.1.g ① (3) 人的操作に対する許容時間、過誤回復の
●人的過誤評価に用いた主要な仮定	●人的過誤は THERP 手法に基づいて実施しており,これに加える形
	(3.1.1.g ①(4)人的過誤の評価に用いた主要な仮定)
h. 炉心損傷頻度	
① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法	(①本評価では小イベントツリー/大フォールトツリーのモデルを作成し
	用いて、フォールトツリー結合法による定量化を行った。(3.1.1.h()
	②全炉心損傷頻度,起因事家別及びフラント損傷状態別の炉心損傷頻度 (2) 生用のいたさた。た。(2) 1 1 1 (2) に、出版版座)
●全炉心損傷頻度及び土安な争战シーケンスと分析	結果の分析を行った。(3.1.1.h ② 炉心損傷頻度)
●起囚事家別の炉心損傷頻度及い土安な事故シーケンスと分析	
●ノノント復傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事政シーリンスの分析	の伝え場復婚度の相対的な割合の確認に際しての参考として、不確実も
③ 里安反胜机、小唯天已胜机及仍恐反胜机	のが心損傷頻度の伯利的な割白の確認に际しての参考として,不確実で 配的か更因を確認する組占で重更度解析を実施した。また、対象項目
	他のあろ仮定 データ等を選定し咸度解析を実施した (3.1.1.h. (3)
	解析)
3. レベル1PRA	
3. 1 内部事象 (停止時)	
a. 対象プラント	
① 対象とするプラントの説明	①PRA において考慮する緩和機能,系統設備及び系統構成の概要を示した
●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、P	するプラントの説明)
RA の中で考慮する設備の一覧及び設備の説明	
② 停止時のプラント状態の推移(停止時PRAのみ)	②評価対象期間における停止時のプラント状態の推移をプラント状態(3.1.2.a 対象プラント②停止時のプラント状態の推移)
 プラント状態分類(停止時PRAのみ) 	③原子炉の水位,温度,圧力などのプラントパラメータの類似性,保守
●プラント状態分類の考え方	用可能性,起因事象及び成功基準に関する類似性によって,評価対象期
●プラント状態の分類結果	対象プラント③プラント状態分類)
b. 起因事象	
① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度	
●起因事象リスト、説明及び発生頻度	●評価対象期間において発生し得る異常事象のうち、人的過誤による

別紙 10-4

的過誤を事象発生前と事象発生後の人 など, 炉心損傷頻度に有意な影響を及 导る人的過誤を同定し,人的過誤評価 十分な時間があるため設定しない。事 進展解析の結果等を考慮して決定し,

回復については各人的過誤の特徴を考 1.g ① (2) 人的過誤の分類及び評価 の取り扱い)

どでの主要な仮定は設定していない。

ノ, 計算コードには Safety Watcher を 炉心損傷頻度の算出に用いた手法) 及び主要な事故シーケンスを整理し,

・解析を実施した。 炉心損傷に至る支 |として評価結果に影響を及ぼす可能 重要度解析、不確実さ解析及び感度

た。(3.1.2.a 対象プラント① 対象と

態(以下 POS という)毎に整理した。

子点検状況などに応じた緩和設備の使 間を複数のPOSに分類した。(3.1.2.a

事象を含めて炉心損傷(燃料損傷)

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
 ●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 ●対象外とした起因事象と、対象外とした理由 	 に至る可能性のある異常事象を分析し、POS 毎に起因事象を 至る可能性のある起因事象のうち除外できない事象を評価す 因事象①(1)起因事象の選定方法、(3)選定した起因事象 体系的な分析の方法として、マスターロジックダイヤグラム ト運転経験等(原子力施設運転管理年報などを基に調査した 展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされる起因事 ①(2)起因事象のグループ化) 国内の運転経験データから得られた起因事象の発生件数と認 ら発生頻度を評価した。(3.1.2.b.起因事象①(5)起因事 同定した起因事象の内、発生の可能性が極めて低い場合、2 場合にはリスク評価上の重要性は低いと考え、評価対象から 事象選定の除外)
c. 成功基準	
① 成功基準の一覧表 ● IE > IE / E = 1 > 12 / E = 12 / E	
●炉心損傷の定義	●炉心損傷(燃料損傷)の判定条件を"燃料集合体の露出"と
 ・起因事家ことの成功基準の一覧表 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 	 ●炉心損傷(燃料損傷)を防止するために必要な安全機能を同に対して、各起因事象における成功基準を設定し、一覧表に全機能の成功基準) ●炉心損傷(燃料損傷)防止のために必要な操作や緩和設備の喪失した場合の余裕時間である短期余裕時間と長期余裕時間間をそれぞれ設定した。また、緩和設備が要求される安全核命時間については、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作た。(3.1.2.c. 成功基準①(3)対処設備作動までの余裕時 ●本評価において、熱水力学解析等は実施していない。(3.1.2. 果、及び解析コードの検証性)
 d. 事故シーケンス ① イベントツリー ●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 	 ●選定した起因事象に対して、炉心損傷(燃料損傷)を防止す 成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 した。炉心損傷(燃料損傷)に至る事故シーケンスを明られ た。(3.1.2.d.事故シーケンス) ●選定した各起因事象の特徴を踏まえ、ヘディング及び事故は 仮定を示した。(3.1.2.d.事故シーケンス) ●展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷(燃料損傷)

対応状況

:同定した。同定した炉心損傷(燃料損傷)に する起因事象として選定した。(3.1.2.b. 起 ム,先行停止時レベル 1PRA 及び国内のプラン たトラブル情報)を用いた。事象シナリオの 事象をグループ化した。(3.1.2.b. 起因事象 軍転実績及び論理モデルによる信頼性解析か 事象の発生頻度) 又は発生を仮定してもその影響が限定される 5除外した。(3.1.2.b. 起因事象①(4) 起因

:した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(1) 炉心損傷

同定し、当該機能として期待できる緩和設備 L整理した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(2) 各安

の動作までの余裕時間について、除熱機能を 間、冷却材流出事象が発生した場合の余裕時 幾能を果たすために必要な運転時間である使 乍が期待できる時間として、24 時間を適用し 間及び使命時間)

2.c. 成功基準 ①(4) 熱水力解析等の解析結

するために必要な安全機能及び安全機能を達 傷(燃料損傷)に至る事故シーケンスを展開 かにするために、イベントツリー手法を用い

進展の説明とイベントツリー作成上の主要な

状態または成功状態のいずれかに分類した。

「PRAの説明における参照事項(平成 25 年 9 月 原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の家
	(3.1.2.d. 事故シーケンス)
e. システム信頼性	
 評価対象としたシステムとその説明 ●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 	 ①評価対象としたシステムを、各系統間の従属性も含めて一覧に 必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要 性①評価対象としたシステムとその説明)
(2) システム信頼性評価手法	(2)システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき, が可能である手法として,フォールトツリー法を用いた。(3.1. 価手法)
③ システム信頼性評価の結果	③システムの信頼性解析モデルを基に、頂上事象の発生確率を定
 ●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) 	した。(3.1.2.e. システム信頼性③ システム信頼性評価の結果
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	 ④イベントツリーのヘディングに対応するシステムの信頼性モデ 換)及び RIP 点検時における冷却材流出の認知失敗についてはたが、非信頼度とその根拠を示した。(3.1.2.e. システム信頼 した非信頼度とその根拠)
f. 信頼性パラメータ	
 非信頼度を構成する要素と評価式 	 ①系統の非信頼度を評価するフォールトツリーの基事象(要素) 器,信号系の機器の故障,保守,人的過誤などを用い,故障モー率の評価式に基づき非信頼度を評価した。(3.1.2.e. システム式)
② 機器故障率パラメータの一覧	 ②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,
●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)	全推進協会(旧:日本原子力技術協会)が整備した、「故障件数
●機器故障率パラメータの一覧(故障モード、故障率等)	の推定(1982年度~2002年度21ヵ年)49基データ」(21ヵ年
●機器故障率パラメータの不確実さ幅	 ヵ年データが参照している「原子力発電所に関する確率論的安 1997 年度 16 ヵ年 49 基データ改訂版)」を用いた。(3.1.2.e. 覧)
③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率	③今回の評価では外部電源,非常用ディーゼル発電機及び注水系 (3.1.2.e. システム信頼性③ 機器復帰(復旧)の取扱い方法及
④ 待機除外確率	④定期検査期間中は計画的に機器を点検することから、機器の待 直接考慮した。(3.1.2.e.システム信頼性④ 待機除外確率)
⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ	⑤同一または異なる区分の系統で、多重性を持たせるために用い モード、試験・保守の手順等を考慮して、モデル化すべき共通原 原因故障のモデル化には MGL 法を用いた。(3.1.2.e. システム 因故障パラメータ)
g. 人的過誤	
① 評価対象とした人的過誤及び評価結果	\square

1応状況

主整理し、システム毎に概要、機能、系統図、 長な仮定を示した。(3.1.2.e. システム信頼

システムのアンアベイラビリティの定量化 .2.e. システム信頼性② システム信頼性評

E量化することでシステムの非信頼度を評価 果)

デルの中で, CRD 点検(交換), LPRM 点検(交 は、システム信頼性評価を実施せずに設定し i性④ システム信頼性評価を実施せずに設定

として,動的機器,静的機器,電源関係の機 ード別に状態変更失敗確率や機能維持失敗確 ム信頼性① 非信頼度を構成する要素と評価

故障モードの分類等) については, 原子力安 数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率 ミデータ)を,機器バウンダリについては21 そ全評価用の機器故障率の算出(1982 年度~ システム信頼性機器故障率パラメータの一

統復旧を考慮し、その失敗確率を評価した。 び機器復帰(復旧)失敗確率)

持機除外状態は、プラント状態の分類の中で

いられる機器については、機器の形式、運用 原因故障機器と故障モードを同定した。共通 信頼性⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
●人的過誤の評価に用いた手法	●人的過誤の発生確率の分析においてはヒューマンエラーハン
	用いた。(3.1.2.g. 人的過誤①(1)人的過誤の評価に用いた
●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	●分析対象とする人的過誤の抽出にあたっては、評価対象とす
●人的過誤評価結果	的過誤に分類し、それぞれに対して、 プラントの運転、保守、
	ぼし得る人間のタスクを分析し、タスクを遂行する過程で起
	結果を示した。事象発生前に関する許容時間は、通常状態でな
	象発生後に関する人的操作に対する許容時間は余裕時間から
	失敗確率を設定した。また、過誤回復については各人的過誤
	否かを判断の上,設定した。(3.1.2.g. 人的過誤①(2)人的
	対する許容時間,過誤回復の取り扱い)
●人的過誤評価に用いた主要な仮定	●イベントツリーのヘディングに対応するシステムの信頼性モ
	仮定として, CRD 点検(交換), LPRM 点検(交換)及び RIP 点
	極めて小さい値を設定した。(3.1.2.g. 人的過誤①(4) 人的
h. 炉心損傷頻度	
 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 	①本評価では小イベントツリー/大フォールトツリーのモデルを
	用いて,フォールトツリー結合法による定量化を行った。(3.1
	に用いた手法)
② 炉心損傷頻度	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
●全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は停止時 PRA では不要である
●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	頻度② 炉心損傷頻度)
●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	
③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析	③PRA 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
	際しての参考として不確実さ解析を実施した。炉心損傷(燃料
	で重要度解析を実施した。また、対象項目として評価結果に影
	選定し感度解析を実施した。(3.1.2.h 炉心損傷頻度③ 重要度
3.2 外部事象(地震)	
a. 対象プラントと事故シナリオ	
① 対象とするプラントの説明	①内部事象出力運転時レベル 1PRA で収集したプラントの基本的な
●地震PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明	に加え,地震レベル 1PRA を実施するために,プラントの耐震認
●ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果	き関連情報を追加で収集・分析した。
	また、机上検討において十分確認ができないプラント情報を取
	の妥当性を確認することを目的として、地震 PRA の観点からリ
	プラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点にてフラジ
	に考慮する事項が無いことの確認を実施した。
	・耐震安全性の確認
	・地震による二次的影響の確認

別紙 10-7

応状況

/ドブック(NUREG/CR-1278)の THERP 手法を た手法)

る人的過誤を事象発生前と事象発生後の人 点検など, 炉心損傷頻度に有意な影響を及 己こり得る人的過誤を同定し、人的過誤評価 あり、十分な時間があるため設定しない。事 っ決定し、THERP の標準診断曲線を参照して その特徴を考慮し,過誤回復に期待できるか 的過誤の分類及び評価結果,(3)人的操作に

デルの中で、人的過誤評価に用いた主要な (検時における冷却材流出の認知失敗確率に))過誤の評価に用いた主要な仮定)

と作成し, 計算コードには Safety Watcher を .2.h 炉心損傷頻度① 炉心損傷頻度の算出

/ーケンスを整理し,結果の分析を行った。 っため,評価を省略した。(3.1.2.h 炉心損傷

L係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に |損傷) に至る支配的な要因を確認する観点 >響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を 解析、不確実さ解析及び感度解析)

な情報(設計情報,運転・保守管理情報等) と計や機器配置といった地震固有に考慮すべ

Q得すること,及び地震時の事故シーケンス リスク上重要な建屋・構築物、機器を対象に ジリティ評価及びシステム評価において新た

「PRAの説明における参昭事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の家
	(3 2 1 a 対象プラントと事故シナリオ①対象とするプラント
② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析	②重要な建屋・構築物、機器の損傷により炉心損傷に直結する事
 ●事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 	のな影響による事故シナリオも広範囲に分析した。 選定した事
● 事故シナリオと起因事象の分析結果	響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮し
 ●建物・機器リストの作成結果 	いてはスクリーニングを行った結果から、事故シーケンス評価
	te.
	 ・建屋・構築物の損傷(原子炉建屋(R/B))
	・建屋・構築物の損傷(原子炉圧力容器・格納容器(RPV・P
	・格納容器バイパス事象
	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
	・計測・制御系喪失
	・直流電源喪失
	・原子炉補機冷却系喪失
	・交流電源喪失
	・外部電源喪失
	 ・過渡事象
	また、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合
	出し,地震 PRA で対象となる建屋・機器リストを作成した。
	(3.2.1.a 対象プラントと事故シナリオ②地震により炉心損傷
b. 地震ハザード	
① 地震ハザード評価の方法	①「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準
●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	確率論的地震ハザード①確率論的地震ハザード評価の方法)
用いた手法の説明	
② 地震ハザード評価に当たっての主要な仮定	②サイトから 30km 程度の範囲内の活断層は,地質調査結果による
●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	準じてモデル化を行った。サイトから 30km 程度以遠の活断層に
●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	に基づいてモデル化を行った。また、敷地への影響が大きい活
いて設定した重みの根拠の説明	連動を考慮した。日本海東縁部の特定震源モデルについては、
	デル化を行った。また、津波評価で考慮している地震について
	見・他(2003)の領域区分を参照して,サイトから半径 150km
	については, 地震動特性を踏まえ, 海域と陸域で領域分けを行
	調査の内容を考慮して,敷地から半径 30km 以内の領域を設定し
	の過去の地震の最大値をもとに設定することを基本とし、ロシ
	考慮した。
	地震動伝播モデルとしては Noda et al. (2002)による距離減衰ま
	観測記録に基づく補正の有無を考慮した。
	ロジックツリーの作成では、震源モデルおよび地震動伝播モテ

別紙 10-8

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

1応状況

の説明)

事故シナリオだけでなく,安全機能への間接 事故シナリオのうち,安全機能への間接的影 した場合の影響を考慮した事故シナリオにつ 西の対象となる起因事象を以下の通り抽出し

PCV))

うの緩和設備に係る建屋・構築物、機器を抽

らに至る事故シナリオと分析)

準:2007」の方法に基づき評価した。(3.2.1.b

る見解に基づく基準地震動の策定上の評価に については、地震調査研究推進本部(2012) 舌断層については、ロジックツリーにおいて 地震調査研究推進本部(2009)に基づいてモ も考慮した。領域震源モデルについては、垣 m 以内の領域を対象とした。敷地に近い領域 った。さらに、基準地震動策定における地質 した。各領域の最大マグニチュードは領域内 ジックツリーにおいて島崎(2009)の知見を

式を用いた。また、ロジックツリーにおいて

デルの設定において、選定した認識論的不確

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対応状況
 ③ 地震ハザード評価結果 ●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フラジリティ評価用地震動の作成方法の説明 	かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選加 と考えられる活断層の連動については,詳細なロジックツリーに展開し評 (3.2.1.b 確率論的地震ハザード②確率論的地震ハザード評価に当たって 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 答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルを比較した。フラ 値評価による10 ⁻⁴ ,10 ⁻⁵ の一様ハザードスペクトル形状を比較し,相似形成 らを包絡するスペクトルを目標スペクトルとして模擬地震波を作成した。 同様にNoda et al. (2002)に基づき地震規模 M=8.1,等価震源距離 Xeq=25k 率論的地震ハザード③確率論的地震ハザード評価結果)
c. 建屋・機器のフラジリティ	
① 評価対象と損傷モードの設定	1~6
② フラジリティの評価方法の選択	以下の手順でフラジリティ評価を実施した。
③ フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実さの設定、応答係数等)	・評価対象と損傷モードの設定
④ フラジリティ評価における耐力情報	・評価方法の選択
●評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布	・現実的耐力の評価
●評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】	・現実的応答の評価
●機能限界値の諸元【機能損傷の場合】	・フラジリティの評価
⑤ フラジリティ評価における応答情報	
●評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布	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
●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	係数と応答係数による方法(安全係数法)を評価手法として採用した。
訳【構造損傷の場合】	また、各機器に対する耐震計算結果・加振試験結果・文献値等をもとに、現象
●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】	リティを算出した。なお、構造損傷に関する評価では、各部位及び各評価応ス
⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果	厳しいものに着目しフラジリティ評価を実施した。(3.2.1.c 建屋・機器の)
d. 事故シーケンス	
(1)起因事象	
(1) 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度	①地震時特有の要因による分類を踏まえた地震 PRA における起因事象は以下
●地震により誘発される起因事象の選定方法とその結果	・ 建屋・ 構築物の 損傷 (R/B)
●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 ● パトリン、、トローナト、	・ 建屋・ 構築物の 損傷 (RPV・PCV)
●対象外とした起因事象と、対象外とした理由	 ・格納容器バイパス事象 ・ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
●地震固有の事象とその取扱い	・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
	・計測・制御糸喪失
	・ 原子炉補機 (和 法 喪失 (全交 流動 力 電源 喪失 (RCW・RSW 損傷))
	・ 父流電源喪矢 (全父流動力電源喪矢 (非常用ティーセル発電機損傷))
	• 外部電源喪失
	 ・ 過渡事家

一要因を選定した。特に敷地に影響を及ぼす に展開し評価した。

iに当たっての主要な仮定)

・ド曲線を作成した。また,基準地震動の応 なした。フラジリティ評価用地震動は、平均 し、相似形になることを確認した上で、それ *作成した。経時特性を基準地震動の策定と E離 Xeq=25km として設定した。(3.2.1.b 確

析に基づく方法),機器フラジリティは耐力 した。

もとに、現実的耐力・応答を評価してフラジ び各評価応力の種類の中から, 耐震性評価上 **耊・機器のフラジリティ**)

|事象は以下のとおりである。

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
② 階層イベントツリーとその説明	②階層イベントツリーは、起因事象が発生した時の炉心損傷への
●起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明	グとした。(3.2.1.d 事故シーケンス①起因事象)
(2)成功基準	(2)
 成功基準の一覧 	 ①起因事象の発生原因(内的要因か地震要因か)が成功基準の設
●起因事象ごとの成功基準	内的事象レベル 1PRA をベースに成功基準を設定した。
●炉心損傷の定義	使命時間については、内的事象レベル 1PRA では 24 時間と設定
●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間	失した設備の修復,及びサイト内,サイト外からの支援に時間
●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	援が可能となるまでの時間として 72 時間を設定した。(3.2.1
の検証性	
(3)事故シーケンス	(3)
① イベントツリー	①起因事象の階層イベントツリーと炉心損傷直結事象以外の起因
●イベントツリー図	トツリーを作成した。イベントツリーの展開方法には小イベン
●ヘディング、事故進展及び最終状態	(3.2.1.d 事故シーケンス③事故シーケンス)
●イベントツリー作成上の主要な仮定	
(4)システム信頼性	(4)
① 評価対象としたシステムとその説明	①評価対象システムの各系統の情報や依存性については内的事象
●評価対象システム一覧	いて地震における故障の分析を行い、起因事象に係るフォール
●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	ーを作成した。フォールトツリーのモデル化にあたっては,内
●B及びCクラス機器の取扱い	ースとし,既に考慮されている機器故障,人的過誤などに加;
	傷を基事象としてフォールトツリーに追加した。さらに地震
	事象としてフォールトツリーに追加した。
	常用系の耐震クラスが低い給水系,復水系及び PCS は緩和系
	実的耐力が極端に小さい給水建屋,純水タンク及びろ過水タン
	ないため、地震時には使用不可能と想定した。
② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い	②相関性が考えられる全ての構造物,系統,又は機器に対する 一系統での同種の機器間において損傷の完全相関(完全従属)
③ システム信頼性評価結果	③フォールトツリー毎にミニマルカットセットを抽出する方法
●起因事象ごとのシステム信頼性評価結果	論理及び基事象のチェックや主要な事故シーケンスにおける
●主要なミニマルカットセット(FTを用いた場合)	慮した俯瞰的なレビュー等により,フォールトツリーの論理モ
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	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
	(3.2.1.d 事故シーケンス④システム信頼性)
(5)人的過誤	(5)
 評価対象とした人的過誤及び評価結果 	①地震発生後の運転員操作に対する人間信頼性解析手法には、内
●人的過誤の評価に用いた手法	法(NUREG/CR-1278)を採用した。中央制御室操作について、
●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	運転員操作の阻害要因となることから、地震発生後の比較的短
●人的過誤評価用いた主要な仮定	操作の定量化においては、地震発生後の混乱に伴う高ストレン

対応状況

の影響が大きい順に並べ、これらをヘディン

没定に直接関係しないと考えられることから,

定しているのに対し、地震 PRA では、機能喪 引を要することが想定され、これらの修復、支 1.d 事故シーケンス②成功基準)

因事象に対して,緩和系の状態を表すイベン レトツリー/大フォールトツリー法を用いた。

象レベル 1PRA と同等であるが, それぞれにつ ルトツリー及び緩和系に係るフォールトツリ 内的事象レベル 1PRA のフォールトツリーをベ えて、地震による動的機器や電気的機器の損 時特有の建屋・構築物、大型機器の損傷も基

として期待しない。また、地震動に対する現 ンクについてフラジリティ評価を実施してい

本評価モデルにおける相関性の取扱いは、同 を仮定する方法を採用した。

ではなく、全てのフォールトツリーに対する ミニマルカットセット抽出による従属性を考 モデルの妥当性を確認した。

頼度はない。

内的事象レベル 1PRA で採用している THERP 手 地震発生後の混乱に伴う高ストレス状態は, 短時間(地震発生後数時間以内)での運転員 ス状態を仮定した。現場操作については、本

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
●人的過誤評価結果	評価では,AM策で実施した各対策については評価対象外として 作は期待していない。(3.2.1.d 事故シーケンス⑤人的過誤)
	(0)
(0) が心頂傷残及 ① 仮心損復頻度の管理に用いた古法	①争取シークシスの定重化于伝にはノオールドノリー 粘古伝を用 ード (Safaty Watabar) を用いた
①ゲ心損防頻度の昇山に用いた力伝	
② 后入揖復婚度结果	②起囚事家別の炉心損傷頻度,炉心損傷シークシス別の炉心損傷 出し 主要な事故シーケンスを確認した
 ② 炉心頂扇残反和木 ● 今に立坦復始座及び主要な事故シュケンスト八折 	山し、土安な争取シークンへを確認した。
● お田東毎回の伝さ提復短度及び主要な事故シークシスと分別	なわ, 地長レッシル 1. 5PKA は今回 夫施 しないため, ノノント損害
●起囚事家別の炉心損傷頻度及び主要な事故シークノスと分析	
 ●ノフント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シークンスと分析 ● 地震和学校上に入場を展開をしますが 	
●地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析	③PKA 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
③ 車要度解析、个確実さ解析及び感度解析	除しての参考として个確美さ解析を実施した。炉心損傷に至る
	を実施した。また、対象項目として評価結果に影響を及はず可
	析を実施した。
	(3.2.1.d 事故シーケンス⑥炉心損傷頻度)
3. 2 外部事象(津波)	
a. 対象プラントと事故シナリオ	
① 対象とするプラントの説明	①内部事象出力運転時レベル 1PRA で収集したプラントの基本的な
●津波PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明	に加え,津波レベル 1PRA を実施するために,プラントの耐津波
●ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果	べき関連情報を追加で収集・分析した。
	また、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討
	下の観点でプラントウォークダウンを実施し、対象機器及び開
	過不足等が無いことを確認した。
	・津波影響
	・間接的影響の有無
	・ 津波伝播経路及び建屋開口部 (貫通部)
	(3.2.2.a 対象プラントと事故シナリオ①対象とするプラントの
② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析	②津波 PRA 学会標準を参考に津波による影響を,直接的な被災に
●事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明	故シナリオに区別して分析し、津波により誘発される起因事象
●事故シナリオと起因事象の分析結果	・外部電源喪失
●建物・機器リストの作成結果	・直流電源喪失
	 ・全交流動力電源喪失
	・最終ヒートシンク喪失(原子炉補機冷却系機能喪失)
	 ・過渡事象(全給水機能喪失等)
	また、津波による損傷によりプラントに影響を及ぼす機器を考
	(3.2.2.a 対象プラントと事故シナリオ②津波により炉心損傷に

1応状況

いるため, 地震発生後の AM 策に係る現場操

引いた。計算コードは、内部事象と同様のコ

弱頻度及び加速度区分別の炉心損傷頻度を算

傷状態別の分析評価は行っていない。

L係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に う支配的な要因を確認する観点で重要度解析 J能性のある仮定,データ等を選定し感度解

な情報(設計情報,運転・保守管理情報等) 安設計や機器配置といった津波固有に考慮す

けしたシナリオの妥当性確認のため、主に以 口部(貫通部)等について,図面との相違や

説明)

こよる事故シナリオと間接的な被災による事 を分析し、以下のとおり選定した。

慮し、建屋・機器リストを作成した。 至る事故シナリオと分析)

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対応状況
b. 津波ハザード	
 	①確率論的津波ハザードの検討にあたっては、地震による津波を検討対 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 ザード解析の方法(土木学会,2011)」に基づき評価した。(3.2.2.b 確 ハザード評価の方法)
 ② 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定 ●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 	 ②認識論的不確かさとして、地震規模、平均発生間隔、波源のモデル化て、津波水位のばらつきの分布を対数正規分布として考慮した。ロジは、2011年東北地方太平洋沖地震後の知見を反映して設定した。津波 準津波の評価と同じ手法を用いて検討を実施した。(3.2.2.b 確率論 ード評価の方法、②確率論的津波水位評価の概要)
 ③ 津波ハザード評価結果 ●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フラジリティ評価用津波水位変動の作成方法の説明 	(③ロジックツリーを基に津波ハザード曲線(フラクタイルハザード曲線) 年超過確率はいずれも 10 ⁻⁴ ~10 ⁻⁵ 程度である。(3.2.2.b 確率論的津波 結果)
c. 建屋・機器のフラジリティ	
① 評価対象と損傷モードの設定	①プラント情報の収集・分析で得られた建屋・機器フラジリティ評価関 て抽出された建屋・機器リストに基づき、起因事象及び緩和系に着目 定した。次に、対象とする建屋・機器が津波によって機能喪失に至る 的・電気的な機器の「被水・没水」による損傷を評価対象として抽出 リティ①評価対象と損傷モードの設定)
② フラジリティの評価方法の選択	2~6
 ③ フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実さの設定、応答係数等) ④ フラジリティ評価における耐力情報 ●評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ●課価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ⑤ フラジリティ評価における応答情報 ●評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ●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】 ⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果 	動的・電気的な機器に対する「被水・没水」の損傷モードでは、海水 で、当該機器が確率 1 で損傷すると仮定した。津波の高さが、建屋の れよりも高い場合に「被水・没水」するとした。(3.2.2.c 建屋・機器 について)
d. 事故シーケンス	
 (1) 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度 ● 決地にたいぎぶたねスロロ声をの深まさたは、このは思 	①律波 PRA では以下の起因事象を抽出した。
● 津波により誘発される起因事象の選定万法とその結果	・外部電源喪失(12m≤x)(12mは低起動変圧器の設置高さ)

す象とし,解析手順については「原子 国基準:2011」及び「確率論的津波ハ 確率論的津波ハザード①確率論的津波

公等を考慮した。偶然的不確かさとし ジックツリー及び分岐の重みについて 皮伝播の数値シミュレーションは、基 論的津波ハザード①確率論的津波ハザ

)を算定した。最高水位・最低水位の 皮ハザード③津波ハザード曲線の評価

「連情報と事故シナリオの検討におい 目して評価対象とする建屋・機器を設 影響モードを検討した。その結果,動 」した。(3.2.2.c 建屋・機器のフラジ

いが各機器の設置高さに到達した時点 の浸水口高さと機器の設置高さのいず 器のフラジリティ②フラジリティ評価

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	h崎刈羽6号及び7号炉の対
●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	・直流電源喪失(6.5m≦x)
●対象外とした起因事象と、対象外とした理由	・全交流動力電源喪失(4.8m≦x)
●津波固有の事象とその取扱い	・最終ヒートシンク喪失(原子炉補機冷却系機能喪失)(4.2
	・過渡事象(全給水機能喪失等)(3.5m≦x)
	なお、上記の起因事象を発生させる各機器は、各々の損傷高さ
	ると評価していることから、起因事象発生頻度は各機器の損傷
	超過頻度と同じとなる。
② 階層イベントツリーとその説明	②本評価では、津波高さに応じて発生する起因事象が変化するこ
●起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明	イベントツリーを作成した。
	(3.2.2.d 事故シーケンス(1)起因事象)
(2)成功基準	(2)
 成功基準の一覧 	①炉心損傷防止の成功基準は、内部事象 PRA と津波 PRA での相違
●起因事象ごとの成功基準	した成功基準(過渡事象・手動停止)を用いた。
●炉心損傷の定義	また、福島第一及び第二原子力発電所における被災直後の対応
●対処設備作動までの余裕時間及び使命時間	クセス性が悪化すること等を考慮し、外部支援等に期待可能と
●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	とした。(3.2.2.d 事故シーケンス(2)成功基準)
の検証性	
(3)事故シーケンス	(3)
① イベントツリー	①起因事象の発生要因は津波と内的事象では異なるが、起因事象
●イベントツリー図	に期待した。そのため、内部事象のイベントツリーを基に、前
●ヘディング、事故進展及び最終状態	作成した。(3.2.2.d 事故シーケンス(3)事故シーケンス)
●イベントツリー作成上の主要な仮定	
(4)システム信頼性	(4)
① 評価対象としたシステムとその説明	①内部事象 PRA に際してまとめた情報や、津波による機器ごとの
●評価対象システム一覧	作成した建屋・機器リストを用い、評価対象範囲を明確にした
●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	同じである。
●B及びCクラス機器の取扱い	
② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い	②機器間の相関について、系統間の従属性の取り扱いは内部事象
	響については、建物内に浸水した場合、フロア全体が一様な深
	失するとした。
③ システム信頼性評価結果	③システムの非信頼度は、内部事象レベル 1PRA と同様の評価を用
●起因事象ごとのシステム信頼性評価結果	本評価では、機器の機能喪失の原因の殆どが「被水・没水」であ
●主要なミニマルカットセット(FTを用いた場合)	も、各機器の機能喪失の原因は建屋への浸水経路に依存するこ
	等の対策を施すことによって炉心損傷を防止できることが明ら
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	④最終ヒートシンク喪失時の高圧注水 (RCIC) については、水没ひ
	↓ お洞にとる DCTC タービント 川 いプにとって 掛金 両先に 云るたく

1応状況

2m≦x(7 号炉), 4.4m≦x(6 号炉))

さまで浸水した時点で,確率1 で機能喪失す 傷が起因事象となる津波が発生する範囲の年

とから、津波高さの順に起因事象を並べた

韋がないため,基本的に内部事象 PRA で設定

芯も踏まえて、被災直後はプラント周辺のア となるまでの時間として、使命時間は72時間

除発生後の緩和設備は内部事象と同様の設備 前述の成功基準を考慮してイベントツリーを

の損傷モードとプラントへの影響を整理して こ。各系統の情報や依存性は内部事象 PRA と

象レベル 1PRA と同様とした。また、津波の影 **架さで浸水し当該フロアの機器は全て機能**喪

用いた。

ある。仮にミニマルカットセットを抽出して こととなる。即ち、建屋への浸水経路に止水 らかである。このため, MCS は抽出しない。 又はタービン排気圧高あるいは、直流電源の 枯渇による RCIC タービントリップによって機能喪失に至るものと考え,当該ヘディングの失敗確率を1と

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
	して評価した。(3.2.2.d 事故シーケンス(4)システム信頼性)
(5)人的過誤	(5)
① 評価対象とした人的過誤及び評価結果	①本評価においては、人的過誤の要素を考慮するヘディングが存
●人的過誤の評価に用いた手法	的過誤)
●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	
(6) 炉心損傷頻度	(6)
 炉心損傷頻度の算出に用いた方法 	①事故シーケンスの定量化手法にはフォールトツリー結合法を用
② 炉心損傷頻度結果	ード (Safety Watcher) を用いた。
●全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析	②津波シナリオ区分毎の炉心損傷頻度、起因事象別の炉心損傷頻
●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	傷頻度を算出し、主要な事故シーケンスを確認した。
●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	なお,津波レベル 1. 5PRA は今回実施しないため,プラント損
③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析	③PRA 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
	際しての参考として不確実さ解析を実施した。また、対象項目
	る仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。
	重要度解析は、各基事象の CDF やシステムの非信頼度への寄り
	失の原因は T/B のマンホールから津波が浸水することによる
	ールの止水対策となるため、機器の重要度に関係ないものとな
	(3.2.2.d 事故シーケンス(6)炉心損傷頻度)
4. レベル1. 5 P R A	
4.1 内部事象	
a. プラントの構成・特性	
① 対象プラントに関する説明	①対象プラントの機器・系統の配置,形状・設備容量,事故の緩和
●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	た。(4.1.1.a プラントの構成・特性)
b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度	
① プラント損傷状態の一覧	12
●プラント損傷状態の考え方	内部事象出力運転時レベル 1PRA で得られた炉心損傷に至るす。
●プラント損傷状態の一覧	及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態(PDS)を定義し、PI
●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	プラント損傷状態の分類及び発生頻度)
●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)	
② プラント損傷状態ごとの発生頻度	
●プラント損傷状態ごとの発生頻度	
c. 格納容器破損モード	
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	
●格納容器破損モード分類の考え方	●炉心損傷後の格納容器内の物理化学的挙動を分析すること

別紙 10-14

対応状況 存在しない。(3.2.2.d 事故シーケンス(5)人 用いた。計算コードは、内部事象と同様のコ 頻度及び事故シーケンスグループ別の炉心損 傷状態別の分析評価は行っていない。 に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に 目として評価結果に影響を及ぼす可能性のあ 与を評価する手法であるが、緩和系の機能喪 「被水・没水」であり、有効な対策はマンホ なる。そのため重要度解析は実施しない。

和操作,燃料及びデブリの移動経路を整理し

べての事故シーケンスについて、事象の進展 DSの分類及び発生頻度を評価した。(4.1.1.b

こによって格納容器破損モードを抽出した。

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
	(4.1.1.c 格納容器破損モード)
●格納容器破損モードの一覧	●炉心損傷後の格納容器内の物理化学的挙動を網羅的に考慮し
	の健全性に影響を与える負荷を、発生時期に沿って示した。
●各破損モードに関する説明	●抽出した負荷、負荷の概要及び格納容器破損モードの説明を
d. 事故シーケンス	
① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス	12
●格納容器イベントツリー構築の考え方	PDS ごとに事故進展フェーズを考慮して、緩和設備の作動状態
●格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明	容器イベントツリーのヘディングとその定義を選定した。また
② 格納容器イベントツリー	間の従属性を考慮して順序付けして、格納容器イベントツリー
●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	終状態へ格納容器破損モードを割り付けた結果をあわせて示し
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	
e. 事故進展解析	
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	①解析対象事故シーケンスの選定にあたっては、操作時間余裕が
●事故シーケンス選定の考え方	点等を考慮した。事故進展解析の対象とした代表事故シーケン
●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と対象事故シーケンスの説明)
●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	
② 事故シーケンスの解析結果	②選定した各事故シーケンスについて、プラントの熱水力挙動の
	② 事故シーケンスの解析結果)
f. 格納容器破損頻度	
 格納容器破損頻度の評価方法 	①格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率を設定,又はフォー
	容器破損頻度を算出した。計算コードには Safety Watcher を月
	価方法)
② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率	②シビアアクシデント現象のヘディングにおいて、不確実さが大
●分岐確率の算出方法	不確実さ幅及び格納容器の構造健全性への影響の因果関係を明
●格納容器イベントツリーへディングの分岐確率	を用いて、分岐確率を設定した。事故の緩和手段に関するヘデ
	トツリーを基に、フォールトツリーを作成することにより、緩
	た。(4.1.1.f ② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確
 各納容器破損頻度の評価結果 	③評価結果を整理し、全格納容器破損頻度、PDS 別の格納容器破損
●全格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析	損頻度を整理し、主要な事故シーケンスの分析を実施した。さ
●起因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	重要度評価結果から、レベル1.5PRA で支配的な因子を分析した
●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	果 及び 4.1.1.f ④ 重要度評価について)
g. 不確実さ解析及び感度解析	

讨応状況

し、事故進展に応じて想定される、格納容器 (4.1.1.c 格納容器破損モード) を示した。(4.1.1.c 格納容器破損モード)

及び物理化学現象の発生状況を分析し,格納 と、選定したヘディングについてヘディング -を作成した。格納容器イベントツリーの最 した。(4.1.1.d 事故シーケンス)

が厳しくなる観点,発生頻度が大きくなる観 /ス及び基本解析条件を示した。(4.1.1.e ①)

の解析を実施した結果を記載した。(4.1.1.e

-ルトツリーをリンキングし, PDS ごとに格納 用いた。(4.1.1.f ① 格納容器破損頻度の評

、きい現象に対しては、当該現象の支配要因、 月らかにし,分解イベントツリー(DET)手法等 「ィングについては,レベル 1PRA のフォール 和手段の非信頼度(分岐確率)をモデル化し 崔率)

損頻度,格納容器破損モード別の格納容器破 らに、レベル 1PRA にて実施した基事象別の た。(4.1.1.f ③ 格納容器破損頻度の評価結

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の蒸
 不確実さ解析結果 	①PRA 結果の活用目的である格納容器破損モード等の選定に係る
	ての参考として,不確実さ解析を実施した。(4.1.1.g ① 不確
②感度解析結果	②格納容器破損頻度を解析するモデル上の仮定について、結果~
	た。(4.1.1.g ② 感度解析)
4.2 外部事象(地震)	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;
a. プラントの構成・特性	・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 P
① 対象プラントに関する説明	・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷す
●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	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で
●ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果	の実施に向けた検討を始めたところである。
② 地震により格納容器破損に至る事故シナリオ	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
●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
●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	
b. 地震ハザード	同上
① 地震ハザード評価の方法	
●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	
② 地震ハザード評価に当たっての主要な仮定	
●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	
③ 地震ハザード評価結果	
●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フラジリティ評価用地震動の作成方法の説明	
c. 建屋・機器のフラジリティ	同上
① 評価対象と損傷モードの設定	
② フラジリティの評価方法の選択	
③ フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実さの設定、応答係数等)	
④ フラジリティ評価における耐力情報	
●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】	
⑤ フラジリティ評価における応答情報	
●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	

対応状況

る格納容器破損頻度の寄与割合の確認に際し 雀実さ解析)

への影響を把握するため、感度解析を実施し

な段階である。

PRA 手法が確立されていない。

することが考えられるが、これらの損傷評価 する知見がないことから, 地震レベル 1.5PRA

震及び津波等の外部事象起因であっても内部 と考えている。

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
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】	
⑥ 建物・機器のフラジリティ評価結果	
d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度	同上
① プラント損傷状態の一覧	
●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)	
② プラント損傷状態ごとの発生頻度	
e. 格納容器破損モード	同上
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	
●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	
f. 事故シーケンス	同上
① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス	
●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	
② 格納容器イベントツリー	
●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	
g. 事故進展解析	同上
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	
●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	
② 事故シーケンスの解析結果	
h. 格納容器破損頻度	同上
 格納容器破損頻度の評価方法 	
② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率	
●分岐確率の算出方法	
●使用した分岐確率	
③ 格納容器破損頻度の評価結果	

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対

1応状況	
------	--

)対応状況

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」の記載内容	柏崎刈羽6号及び7号炉の対
●全格納容器破損頻度及び主要事故シーケンスと分析	
●起因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	
i. 不確実さ解析及び感度解析	同上
 不確実さ解析結果 	
② 感度解析結果	
5. その他	
a. 専門家判断	
 専門家判断を用いた事項と専門家判断の結果 	①評価上の仮定及び計算が適切になっているかどうかを判断する
② 専門家判断の導出のプロセス	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
b. ピアレビュー	
① ピアレビューチーム及びメンバー構成	①レビュアーの選定にあたっては、専門性、経験、独立性及び公
●海外の専門家も含めたメンバーであること	●今回実施したレビュー方法を含め, PRA 全般を俯瞰した上で
	験豊富な海外レビュアーを招聘し、米国での PRA 実施状況と
② ピアレビューの手順	②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、オン
	概要説明資料を提出した。これに基づき、各レビュアーによる
	おいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理が実施された
	レビュアーとの質疑応答を行い、評価の詳細や具体的な課題を
③ ピアレビューの結果	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
	果に影響を及ぼすと考えられる様な技術的な問題点は無いこと
	書化に関して良好事例が挙げられた。
④ ピアレビュー結果のPRAへの反映状況	④人間信頼性解析については、人的過誤確率の算出方法に関する
	実施した。その他、今後の PRA の品質向上に向けた推奨事項に
	と考えられるものについては反映していく。
c. 品質保証	
① PRAを実施するに当たって行った品質保証活動	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。
●PRAの実施体制	●実施に当たっては PRA を含む関連分野に深い知識,経験をす
	委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。
●更新、記録管理体制	●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

「PRAの説明における参照事項(平成25年9月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のPRAの対応状況

対応状況

る場合、専門家判断を実施した。 家判断を実施した。

公正性の4つの要素を考慮して選定した。 の改善事項を抽出するため、PRA について経 この比較に基づく助言を得ることとした。 、サイトレビュー前に, 各レビュアーに PRA の る全体の内容把握及びオンサイトレビューに こ。レビューに際しては、適宜 PRA 実施者と を共有した。

事項」は0件であり、今回実施した PRA の結 とが確認された。また、システム解析及び文

」推奨事項が抽出されたため、PRAの見直しを ついては精査の上, PRA の品質向上に資する

有する者を選定した。また、解析をメーカー

〔適切に行っている。

別添

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 確率論的リスク評価(PRA)について

目 次

- 1. PRA 実施の目的
- 2. 事故シーケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評価対象・実施手法
- 3. レベル 1PRA
 - 3.1 内部事象 PRA
 - 3.1.1 出力運転時 PRA
 - 3.1.1.a 対象プラント
 - 3.1.1.b 起因事象
 - 3.1.1.c 成功基準
 - 3.1.1.d 事故シーケンス
 - 3.1.1.e システム信頼性
 - 3.1.1.f 信頼性パラメータ
 - 3.1.1.g 人的過誤
 - 3.1.1.h 炉心損傷頻度
 - 3.1.2 停止時 PRA
 - 3.1.2.a 対象プラント
 - 3.1.2.b 起因事象
 - 3.1.2.c 成功基準
 - 3.1.2.d 事故シーケンス
 - 3.1.2.e システム信頼性
 - 3.1.2.f 信頼性パラメータ
 - 3.1.2.g 人的過誤
 - 3.1.2.h 炉心損傷頻度
 - 3.2 外部事象 PRA
 - 3.2.1 地震 PRA
 - 3.2.1.a 対象プラントと対象シナリオ
 - 3.2.1.b 地震ハザード
 - 3.2.1.c 建屋・機器のフラジリティ
 - 3.2.1.d 事故シーケンス
 - 3.2.2 津波 PRA
 - 3.2.2.a 対象プラントと対象シナリオ
 - 3.2.2.b 津波ハザード
 - 3.2.2.c 建屋・機器のフラジリティ
 - 3.2.2.d 事故シーケンス

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

- 4.1.1 出力運転時 PRA
 - 4.1.1.a プラントの構成・特性
 - 4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度
 - 4.1.1.c 格納容器破損モード
 - 4.1.1.d 事故シーケンス
 - 4.1.1.e 事故進展解析
 - 4.1.1.f 格納容器破損頻度
 - 4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

添付資料 目 次

3. レベル 1PRA

3.1 内部事象 PRA

- 3.1.1 出力運転時 PRA
 - 添付資料 3.1.1.a-1 サプレッションプール(S/C)温度が上昇した場合の高圧炉心注水系 (HPCF)の機能維持
 - 添付資料 3.1.1.b-1 起因事象の LOCA の発生頻度算定の考え方
 - 添付資料 3.1.1.b-2 起因事象から除外している事象の考え方と原子炉圧力容器(RPV)破 断発生確率の評価結果
 - 添付資料 3.1.1.b-3 運転時 PRA において通常停止を起因事象として取扱う考え方
 - 添付資料 3.1.1.b-4 「起動操作」を起因事象に含めないことの考え方
 - 添付資料 3.1.1.b-5 起因事象発生頻度の評価における考え方
 - 添付資料 3.1.1.b-6 起因事象「外部電源喪失」の発生頻度の算出に用いる運転実績
 - 添付資料 3.1.1.b-7 具体的破断箇所を想定した場合の LOCA 後の炉心損傷頻度
 - 添付資料 3.1.1.b-8 インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)の発生箇所の考え方
 - 添付資料 3.1.1.b-9 ISLOCA の評価に関する海外(米国)との違い(データ及びシナリオ)
 - 添付資料 3.1.1.c-1 PRA における炉心損傷の定義としての燃料被覆管の酸化率の扱い
 - 添付資料 3.1.1.c-2 成功基準設定の考え方
 - 添付資料 3.1.1.c-3 事象進展解析結果を踏まえた成功基準の設定例
 - 添付資料 3.1.1.d-1 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機内的事象出力運転時レベル 1PRA イ ベントツリー
 - 添付資料 3.1.1.d-2 逃がし安全(S/R)弁の開固着を想定する考え方
 - 添付資料 3.1.1.d-3 外部電源復旧の考え方と外部電源復旧に関する最新データ整備状況
 - 添付資料 3.1.1.d-4 PRA において RCIC 運転時間 8 時間とすることの妥当性
 - 添付資料 3.1.1.d-5 常用系と非常用系で共用しているサポート系において、常用系機能喪 失と常用系隔離失敗(隔離弁故障等)が重畳する場合の取り扱い
 - 添付資料 3.1.1.d-6 事故シーケンスの最終状態の分類の考え方
 - 添付資料 3.1.1.e-1 ホウ酸水注入系(SLC)の失敗確率
 - 添付資料 3.1.1.e-2 サポート系が一部故障している場合の評価
 - 添付資料 3.1.1.e-3 スクラム系(機械系)における原子炉停止失敗の定義
 - 添付資料 3.1.1.f-1 故障率データが整備されていない機器の故障率の扱い
 - 添付資料 3.1.1.f-2 中性子束検出器のモデル化について
 - 添付資料 3.1.1.f-3 保守作業に伴う待機除外の考え方と実績との比較
 - 添付資料 3.1.1.f-4 共通原因故障パラメータを適用している系統
 - 添付資料 3.1.1.f-5 共通原因故障に関する MGL パラメータ適用の考え方
 - 添付資料 3.1.1.g-1 ストレスファクタの適用の考え方とその影響
 - 添付資料 3.1.1.g-2 起因事象発生前の人的過誤として評価した事例の抽出過程

- 添付資料 3.1.1.g-3 人間信頼性解析(HRA)ツリーによる人的過誤の分析例
- 添付資料 3.1.1.h-1 炉心損傷頻度の計算に用いた計算コードの特徴(検証結果)
- 添付資料 3.1.1.h-2 ドミナントシーケンスのイベントツリー上への表示
- 添付資料 3.1.1.h-3 不確実さ解析における計算回数と収束性の確認
- 添付資料 3.1.1.h-4 不確実さ評価において、各入力変数のサンプリングから炉心損傷頻度 の確率分布を生成するプロセス
- 添付資料 3.1.1.h-5 設計基準事故対処設備のみに期待する場合の PRA
- 3.1.2 停止時 PRA
- 添付資料 3.1.2.a-1 評価した工程の代表性及び成功基準の選定の考え方,燃
- 料取り出しの考え方について
- 添付資料 3.1.2.b-1 反応度投入事象を起因事象から除外した考え方について
- 添付資料 3.1.2.b-2 起因事象における RHR の機能喪失および冷却材流出事象の取扱に ついて
- 添付資料 3.1.2.b-3 起因事象発生頻度の評価における考え方
- 添付資料 3.1.2.b-4 冷却材流出事象の発生頻度の算出方法について
- 添付資料 3.1.2.c-1 燃料損傷防止の成功に必要な安全機能について
- 添付資料 3.1.2.c-2 燃料プールの水位低下に伴うプール付近の線量率上昇と接近作業に ついて
- 添付資料 3.1.2.c-3 冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について
- 添付資料3.1.2.d-1 柏崎刈羽原子力発電所6,7号機内的事象停止時レベル1PRAイベント ツリー
- 添付資料 3.1.2.e-1 停止時 PRA 及び出力運転時 PRA における余裕時間を考慮した診断操 作失敗確率の設定について
- 添付資料 3.1.2.g-1 停止時 PRA と出力運転時 PRA とのストレスファクタ設定の考え方の違い
- 3.2 外部事象 PRA
- 3.2.1 地震 PRA
 - 添付資料 3.2.1.c-1 PRA における炉心損傷の定義としての燃料被覆管の酸化率の扱い

添付資料 3.2.1.d-1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号機および 7 号機の比較

- 3.2.2 津波 PRA
- 添付資料 3.2.2.a-1 プラント停止の手順について
- 添付資料 3.2.2.b-1 確率論的津波ハザード評価に関する検討
- 添付資料 3.2.2.d-1 引き波の津波 PRA への寄与について
- 4. レベル 1.5PRA
 - 4.1 内部事象 PRA
 - 4.1.1 出力運転時 PRA
 - 添付資料 4.1.1.a-1 内部事象運転時レベル 1.5PRA のシーケンス選定における福島第一原

子力発電所事故の知見の考慮

- 添付資料 4.1.1.c-1 炉内溶融燃料-冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理
- 添付資料 4.1.1.c-2 「水素燃焼」及び「溶融物直接接触(シェルアタック)」を格納容器破 損モードの評価対象から除外する理由
- 添付資料 4.1.1.d-1 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機内的事象出力運転時レベル 1.5PRA イ ベントツリー集
- 添付資料 4.1.1.f-1 内部事象運転時レベル 1.5PRA における物理化学現象の考慮 補足 1 格納容器雰囲気直接加熱発生時の格納容器への温度負荷 補足 2 炉外 FCI による格納容器破損確率評価におけるペデスタルフ ラジリティの設定
- 添付資料 4.1.1.f-2 余裕時間の設定方法
- 添付資料 4.1.1.f-3 格納容器隔離の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応

1. PRA 実施の目的

本 PRA は、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、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。)第 3 章第 37 条に基 づいて実施したものである。

本 PRA の結果は、解釈第3章第37条において炉心損傷防止対策等の有効性評価 の対象として定められている、必ず想定する事故シーケンスグループ等に追加して評 価すべき事故シーケンスグループ等の抽出及び重要事故シーケンス等の選定に活用 する。 2. 事故シーケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評価対象・実施手法

PRAの実施範囲は、日本原子力学会において実施基準が標準化されているなど、現 段階で実施可能な、内部事象レベル1(出力運転時、停止時)、内部事象レベル1.5(出 力運転時)、外部事象として地震レベル1及び津波レベル1とした。

評価の対象とするプラント状態は、通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備について」(平成4年7月)(以下、「AM 要請」という。)以前の状態とした。

これは、今回の PRA の目的が、設計基準事象を超えた重大事故に対する有効性評価を行うための事故シーケンスグループ等の抽出及び重要事故シーケンス等の選定であることに鑑み、設計基準設備による対応を基本とし、AM 要請以降に整備したアクシデントマネジメント策には期待しないことを前提に評価を行うこととしたものである。

なお、給復水系による冷却や、外部電源の復旧など、AM 要請以前より運用されて いる通常の操作・対応や、ECCS の手動起動などの AM 要請以前より設備の設計方針 の前提として考慮され、手順があるものについては、重大事故対応を目的として特別 に整備したものではないことから、評価対象として含めることとした。 3. レベル 1PRA

- 3.1 内部事象 PRA
 - 3.1.1 出力運転時 PRA

出力運転時 PRA は、(社)日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 1PSA 編): 2008」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA 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。評価フローを第 3.1.1-1 図に示す。

3.1.1.a 対象プラント

プラントの設計及び運転の特性を把握するため、プラントに関する各種情 報を収集した。

- ①対象とするプラントの説明
 - (1) プラントの構成・特性の調査

プラントの構成・特性の調査の目的は、対象施設の設計及び運転の特 性を把握するために、プラントに関する各種情報を収集することである。

以下、a.に記載の通りに PRA に必要な KK6/7 号機の情報を収集し、 b.にプラントの概要を、c.に PRA において考慮する系統の概要を示した。

a. PRA に必要な情報の収集

PRA の実施に必要な情報として、次のプラント情報を収集した。

・PRAの実施にあたり必要とされる基本的な情報(設計情報、運転・ 保守管理情報等)

・定量化にあたり必要とされる情報(事象発生に関する運転経験等) 情報収集に使用したリストを第3.1.1.a-1表に示す。

- b.プラントの概要
 - ・出力 熱出力 3,926 MW
 - 電気出力 1,356 MW
 - ・プラント型式 改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)

・格納容器型式 圧力抑制型鉄筋コンクリート造格納容器(RCCV) c. PRA において考慮する緩和機能(系統)の概要

PRA において考慮する緩和機能(系統)の概要を次に示す。また、系統設備及び構成の概要を第 3.1.1.a-2 表及び第 3.1.1.a-1 図に示す。

1) 原子炉停止に関する機能

通常運転時は、原子炉再循環流量制御系と、制御棒及び制御棒駆 動系からなる反応度制御系により、原子炉の出力の調整を行う。異 常時にあっては、以下の系統により原子炉を停止する。

○スクラム系(第 3.1.1-a-2, 3 図)

原子炉水位低(L3)等の異常を検知して、急速かつ自動的に制御

棒を炉心に挿入し、原子炉を停止させる。本系統は、各制御棒に スクラム信号を発する原子炉保護系(RPS)及び制御棒の駆動系か ら構成される。

○代替制御棒挿入(ARI)

原子炉保護系とは別の信号系により制御棒を挿入し、原子炉を 停止させる。

○再循環ポンプトリップ(RPT)

原子炉の出力を抑制し原子炉停止を補助する設備。ATWS 時に RIP をトリップさせて、炉心流量を減少させ、急速に負の反応度 を印加することにより、原子炉圧力上昇を緩和する。

○ほう酸水注入系(SLC)(第 3.1.1-a-4 図)

手動でポンプを起動し、ほう酸水を原子炉へ注入することによ り、炉心に負の反応度を与え、原子炉を停止させる。

2) 炉心冷却に関する機能(第 3.1.1-a-5, 6, 7 図)

通常運転時は、給水系より原子炉へ冷却材を給水し、炉心で発生 する蒸気を原子炉から主蒸気系を通して取り出し、タービン発電機 を駆動する。タービンを出た低圧の蒸気は復水器にて凝縮され、再 び復水系から給水系へ冷却材を供給する。プラント停止時には、残 留熱除去系により原子炉の崩壊熱を除去する。異常時にあっては、 以下の系統により原子炉を冷却する。

○高圧炉心注水系(HPCF)(第 3.1.1-a-8 図)

原子炉水位低(L1.5)またはドライウェル圧力高の信号で自動起動し、復水貯蔵槽(CSP)(第1水源)あるいはサプレッションプール(S/C)(第2水源)の水を炉心上部に設けられたスパージャ・ヘッダのノズルから燃料集合体に注水して炉心を冷却する。非常用炉心冷却系(ECCS)の一つ。各水源の使い分けについては添付資料3.1.1.a-1に示す。

○原子炉隔離時冷却系(RCIC)(第 3.1.1-a-9 図)

原子炉水位低(L2 及び L1.5)またはドライウェル圧力高の信号 で自動起動し、復水貯蔵槽(CSP)(第 1 水源)あるいはサプレッシ ョンプール(S/C)(第 2 水源)の水を給水スパージャより注水し、炉 心を冷却する。本系統は、原子炉で生じる蒸気で駆動する蒸気タ ービンの回転を注水ポンプの動力源としている。また、制御用電 源及び機器駆動用電源には直流電源及び蓄電池を用いており、プ ラントが全交流動力電源喪失に至っても炉心冷却が可能である。 非常用炉心冷却系(ECCS)の一つ。

○自動減圧系(ADS)

主蒸気系の逃がし安全弁18個の内8個からなり、低圧注水系

と連携して炉心を冷却する機能を持つ。本系統は、原子炉水位低 (L1)及びドライウェル圧力高の両信号をうけて作動し、原子炉圧 力を低下させる。非常用炉心冷却系(ECCS)の一つ。

○低圧注水系(LPFL)(第 3.1.1-a-10 図)

原子炉水位低(L1)またはドライウェル圧力高の信号で自動起 動し、サプレッションプール水を低圧注水スパージャ(B系、C系) または給水スパージャ(A系)より注水して炉心を冷却する。非常 用炉心冷却系(ECCS)の一つ。

○給水系(FDW)

主復水器ホットウェルを水源とし、低圧復水ポンプ(LPCP)及 び高圧復水ポンプ(HPCP)により昇圧した冷却水を電動機駆動原 子炉給水ポンプ(M/D-RFP)により原子炉へ注入して炉心を冷却 する。

○復水系(CP)

主復水器ホットウェルを水源とし、低圧復水ポンプ(LPCP)に より原子炉へ注入して炉心を冷却する。

3) 放射性物質の閉じ込めに関する機能

通常運転時は、格納容器内雰囲気は窒素置換されるとともにドラ イウェル内ガス冷却装置により循環冷却されている。異常時にあっ ては、以下の系統により格納容器の機能を維持する。

○原子炉格納容器(格納容器)(第 3.1.1-a-11 図)

格納容器は円筒形をしたドライウェルとサプレッションチェ ンバに区分されている。ドライウェルとサプレッションチェンバ の液相部は、10本のベント管により連通されており、原子炉冷却 材喪失事故(以下、LOCA という)時に原子炉から放出される蒸気 はベント管を通ってサプレッションプールに導かれて凝縮され る。

格納容器内雰囲気は、大量の水素ガスが発生したとしても可燃 限界に至らないよう、通常運転中は常時窒素置換されている。

○通常除熱(復水器を用いた除熱)(第 3.1.1-a-5 図)

原子炉と主復水器の循環サイクルの確立により、原子炉圧力容器(RPV)の崩壊熱を除去する。起因事象発生後、RPV が隔離された場合、主蒸気隔離弁(MSIV)を開放し、循環サイクルの再確立をする必要がある。

○残留熱除去系(第 3.1.1-a-12 図)

・格納容器スプレイ冷却モード

残留熱除去系(RHR)の一つの機能であり、サプレッションプ ール水をドライウェル内及びサプレッションプール内にスプ

$3.1.1 \cdot 3$

レイすることで、事故時に格納容器内に浮遊しているよう素を 除去するとともに、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容 器の健全性を維持する。

・S/C プール水冷却モード(第 3.1.1-a-13 図)

残留熱除去系(RHR)の一つの機能であり、サプレッションプ ール水を残留熱除去系熱交換器で冷却することにより、格納容 器内の温度、圧力を低減し、格納容器の健全性を維持する。

4) 安全機能のサポートに関する機能

補機冷却は、海水系及び中間ループ系からなる補機冷却系により 原子炉建屋またはタービン建屋内の補機を冷却する。

○補機冷却系

・原子炉補機冷却系(第 3.1.1-a-14 図)

高圧炉心注水系(HPCF)、低圧注水系(LPFL)及び非常用デ ィーゼル発電機を、原子炉補機冷却水系(RCW)及び同海水系 (RSW)によって冷却する。

・タービン補機冷却系(第 3.1.1-a-15 図)

給復水系関連設備を、タービン補機冷却水系(TCW)及び同 海水系(TSW)によって冷却する。

○復水器真空度維持に関するサポート系(第 3.1.1-a-16 図)

・循環水系(CW)

通常運転中は3台の循環水ポンプによって冷却水(海水)を復水器に導き、主復水器に流入する蒸気を凝縮する。熱交換した 冷却水は放水口を経て海に放出される。

・タービングランド蒸気系(TGS)

タービン及び弁類のグランド部のシールのための蒸気を供 給すること、復水器へ蒸気及び空気を戻すことにより内部への 空気の流入を防止すること等を目的とした系統である。

・復水器空気抽出系(AO)

主復水器に漏入する空気及びタービン排気に含まれる水素、 酸素等の非凝縮ガスを連続的に高真空の主復水器より抽出し、 気体廃棄物処理系(OG)へ送り、復水器真空度を保持するための 系統である。

・気体廃棄物処理系(OG)

¹⁶N、¹⁹O のような短寿命放射性核種に対して十分な時間減 衰を図り、平常時に排気筒より放出される放射能を許容放出率 より低くする設備である。PRA では AO からの非凝縮性ガス からの排気機能を維持するための機能として考慮する。すなわ ち、復水器真空度維持に必要な系統としている。 ○電源系(第 3.1.1-a-17~19 図)

·非常用電源系

主発電機トリップ等により所内常用電源が失われると、常用 母線への給電は自動的に起動変圧器からの受電に切り替わる。 さらに、常用母線から非常用母線への給電がない場合には、非 常用母線の電圧低下を検知して 3 台の非常用ディーゼル発電 機が自動起動し、非常用機器に給電する。

直流電源装置は、原子炉系の DC125V の蓄電池 4 組、 DC250V の蓄電池 1 組が設けられている。直流電源系は、電源 の制御として遮断器の開閉の他、非常用ディーゼル発電機の起 動等にも用いられる。 3.1.1.b 起因事象

炉心損傷に至る可能性のある起因事象を同定し、その発生頻度を評価した。 ①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度

- (1) 起因事象の選定
 - a. 検討手順

起因事象を体系的に分析し同定するため、国内のプラント異常事 象や設備を網羅している資料として原子炉設置許可申請書及び海 外の評価事例(EPRI NP-2230)を以下の手順で分析した。

- 原子炉の外乱に至る起因事象を同定するため、設置許可申請書添付書類十で評価されている原子炉の異常な過渡変化及び事故について分析した。
- 2)従属性を有する起因事象(サポート系故障や起因事象従属性を有 する事象)を抽出するため、設置許可申請書添付書類八等に記載 されている原子炉の運転に係わる設備毎に機能喪失時の影響を 検討した。
- 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリに関する事象(LOCA)については、 その規模により、プラント応答などが異なるため、別途検討した。
- b. 起因事象の分析・同定

起因事象を分析及び同定した結果を以下に示す。

1) 過渡変化・事故による起因事象の同定

設置許可申請書添付書類十に基づく事象に関して、過渡事象を 分析している EPRI NP-2230 における事象分類との対応をとり、 考慮すべき事象を相互に確認した。さらに、各事象の特徴を把握 するために、起因事象発生時の主要な状況と緩和設備の主要な状況について整理した。整理した結果を第3.1.1.b-1 表に示す。

起因事象の状況や緩和設備の状況が同等となる事象について は同類の事象として事象分類を行なった。この事象分類に基づき、 起因事象のグループ化を検討する。

2) 従属性を有する起因事象の同定(手動停止等)

設置許可申請書添付書類八等に基づく原子炉の運転に係わる 設備毎に機能喪失時の影響を検討し、従属性を有する起因事象を 分析・同定した。整理した結果を第3.1.1.b-2表に示す。

当該設備が機能喪失しても原子炉への外乱に至らないものは、 起因事象対象外とした。また、1)項により検討済みの場合には、 過渡変化で考慮済みとした。当該設備が機能喪失した場合に、広 範な緩和設備が合わせて機能喪失に至るサポート系故障などを、 従属性を有する起因事象として摘出した。

3) 原子炉冷却材圧力バウンダリに係る起因事象の同定(LOCA)

原子炉冷却材圧力バウンダリに該当する容器・配管等の設備を 抽出し、想定される破損モードを整理した。想定される破損モー ドに基づき起因事象の分析・同定を行った。整理した結果を添付 資料 3.1.1.b-1 に示す。

格納容器内での破損はLOCAとして検討した。また、格納容器 外での破損で破損部位が隔離できない場合は、格納容器バイパス として検討した。

LOCA では、バウンダリからの冷却材の流出規模によりプラン ト応答や成功基準などが異なるため、流出規模に応じて、漏えい、 小破断 LOCA、中破断 LOCA、大破断 LOCA(以下、それぞれ「小 LOCA」、「中 LOCA」、「大 LOCA」という。)及び設計基準事故 (DBA)超過 LOCA に事象を分類した。

LOCAは、発生経験のない事象であるため、プラント実績に基づいた統計による発生頻度評価は困難であるため、発生頻度についても合わせて検討した。

格納容器バイパスには、隔離弁の多重故障や弁試験時の隔離失 敗などにより原子炉圧力が低圧設計部等にかかることでこれが 破損し、原子炉冷却材が格納容器外で流出する事象(ISLOCA)と、 常時開状態などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破 損し、これに重ねて隔離弁の閉鎖失敗により原子炉冷却材が格納 容器外で流出する事象(バイパス破断)が考えられる。両事象に該 当する設備について、事象の発生頻度や影響程度を検討した。概 略評価の結果、バイパス破断は炉心損傷頻度が小さいとして評価 対象外とした。

c. 本プラントのトラブル事例のレビュー

KK6/7 号機及び他の国内原子炉のトラブル事例を調査し、全ての事象が選定したいずれかの起因事象に含まれることを確認した。KK6/7 号機における過去のトラブル事例は 3.1.1.h③(3)の感度解析において考慮している。

(2) 対象外とした起因事象

以下の事象は、発生頻度、プラントへの影響などの観点から、リスク 評価上の重要性は低いと考え、評価対象から除外した。除外理由を添付 資料 3.1.1.b-2 に示す。

・燃料プールでの放射性物質の放出

- ・燃料集合体の落下
- ·制御棒落下
- · 主蒸気管破断
- ・RPV 破断

(3) 起因事象のグループ化

炉心損傷頻度の評価を効率的に実施するために起因事象のグループ 化を行った。

a. グループ化の考え方

同定された起因事象において、プラント応答や必要となる緩和設備などが同等となり、同一のイベントツリー及びフォールトツリー で扱える事象をグループ化する。成功基準の設定や事故シーケンス の分析を行うために、発生頻度の大きさと起因事象がもたらす影響 の程度を考えて、グループ化した起因事象の中から代表事象を選定 する。

b. 起因事象のグループ化

起因事象は過渡変化、冷却材喪失、従属性を有する起因事象及び 通常停止に大きく区分されるため、各区分について、起因事象のグ ループ化について検討した。起因事象のグループ化の結果と事象の 定義及び事象と緩和設備の主要な状況をまとめたものを第 3.1.1.b-4 表に示す。

1) 異常過渡及び事故事象のグループ化

異常過渡及び事故事象は、第 3.1.1.b-1 表の通り、発生時のプ ラントの応答に応じて事象分類 A から J までに分類されている が、これらの事象分類をグループ化し、代表事象の選定を行った。 ○事象分類 A1、A2 及び B1、B2

これらの事象分類はタービントリップなどにより原子炉 がスクラムする事象であり、タービンバイパス弁は正常に作 動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して 給復水系が利用できる。これらの3事象分類を合わせて一つ の起因事象グループ「非隔離事象」とする。

○事象分類 C、D、E

これらの事象分類は MSIV などが閉鎖する事象であり、原 子炉とタービン側が互いに隔離される事象である。事象初期 には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホット ウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ず る。

これらの 3 事象分類を合わせて一つの起因事象グループ 「隔離事象」とする。

○事象分類 F

本事象分類はタービンからの給水流量が全喪失する事象 であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに 至る事象である。事象初期には給復水系が利用できず、他の 事象とはプラント応答が異なることから、単独で一つの起因 事象グループ「全給水喪失」とする。

○事象分類 G

本事象分類はタービンからの給水流量が減少し、原子炉水 位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。 給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下してい るが事象の初期にも給復水系は利用可能である。これらのプ ラント応答は他の事象と異なることから、単独で一つの起因 事象グループ「水位低下事象」とする。

○事象分類 H1、H2

原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となっている事象や、 制御棒の誤引抜きに関する事象など出力の増加が軽微な事 象である。

事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可 能である。H1、H2 を合わせて一つの起因事象グループ「RPS 誤動作等」とする。

○事象分類Ⅰ

本事象分類は外部電源が喪失する事象であり、事象の発生 により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事象とはプ ラント応答が異なる。このため、単独で一つの起因事象グル ープ「外部電源喪失」とする。

○事象分類 J

本事象分類は、原子炉運転中に S/R 弁が誤開放する事象で あり、原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴う。原子炉水位の低下 などは給水系により収束可能であるが、これに失敗する場合 などでは、より厳しい過渡変化に移行する。このため、単独 で一つの起因事象グループ「S/R 弁誤開放」とする。誤開放 する S/R 弁は1 弁とする。なお、ADS などの回路の誤動作 による複数の S/R 弁の誤開放は、大 LOCA に含まれている。

2) 冷却材喪失でのグループ化

冷却材喪失では、事象分類として小 LOCA、中 LOCA 及び 大 LOCA が同定されている。各事象分類のグループ化は以下 のとおり。

○小 LOCA

RCIC により事象緩和が可能な LOCA である。注水に利用 できる系統などが他の事象分類とは異なるため、単独で一つ の起因事象グループ「小 LOCA」とする。

 $\bigcirc \oplus$ LOCA
事象発生後短期間では原子炉の減圧に至らないが、長期間では減圧するとして扱う。この点、他の事象分類とは異なるため、単独で一つの起因事象グループ「中LOCA」とする。 〇大LOCA

事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲であり、S/R 弁による減圧操作なしに低圧注水系により、事象緩和が可能 な LOCA である。RCIC に期待できないなど、他の事象分類 とはプラント応答が異なるため、単独で一つの起因事象グル ープ「大 LOCA」とする。

3) 格納容器バイパス

格納容器バイパスとして、インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)が同定されている。ISLOCA は、単独で一つの起因事 象グループとする。

4) 従属性を有する起因事象でのグループ化

従属性を有する起因事象では、グループ化を行なわない。この ため、以下に示す各事象分類単独で一つの起因事象グループとす る。

「原子炉補機冷却系故障」

「交流電源故障(非常用)」

「直流電源故障」

「タービン・サポート系故障」

なお、「圧縮空気系故障」については、IA 及び SA の機能喪失 が生じた場合に主蒸気隔離弁の閉止に至る可能性を考え、異常過 渡事象の「隔離事象」に含められると考えた。

5) 通常停止

定期検査など前もって計画されているプラント停止の他、機器 からの漏えいなど比較的軽微な故障による計画されないプラン ト停止を含めて「通常停止」を考慮し、単独で一つの起因事象グ ループとする。起因事象に通常停止を含めることについては、添 付資料 3.1.1.b-3 に考え方を示す。なお、起動操作は起因事象と して考慮していないが、これについては添付資料 3.1.1.b-4 に考 え方を示す。

- (4) 起因事象発生頻度の評価
 - a. 発生経験の調査

選定された各起因事象グループの発生頻度を評価するため、国内 BWR プラントでの起因事象の発生経験について以下を対象に調査した。

・(独)原子力安全基盤機構発行の原子力施設運転管理年報

- ・原子力安全推進協会により運営されている NuCIA
- ・電気事業者によるプレスリリース

調査期間は、平成21年3月までとした。発生件数を第3.1.1.b-4表 に、発生頻度を第3.1.1.b-5表に示す。また、起因事象発生頻度の算出 における考え方を添付資料3.1.1.b-5に示す。

○過渡事象の発生頻度

過渡事象の多くは運転実績が得られているため、国内 BWR プラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間(発電時間又は暦年)を用いて、次の式から起因事象の発生頻度を算出し、 工学的判断により不確実さを設定した。

 $\lambda_{IE} = X_{IE}/T_{IE}$

λ_{IE} :起因事象の発生頻度

XIE :起因事象の発生件数

T_{IE} :運転期間(発電時間又は暦年)

発生件数がない S/R 弁誤開放は、発生件数を 0.5 件とした。また、 外部電源喪失は、起因事象の発生がプラント状態に依存しないと考 えられるため、運転時に発生した 2 件に停止時に発生した 1 件を加 えた 3 件に対して暦年で除して算出している。なお、外部電源設備 については BWR と PWR の間に大きな相違が無いと考えられるが、本 評価では BWR の運転実績のみを発生頻度算出の対象とした。PWR の運転実績を考慮した場合の影響については添付資料 3.1.1.b-6 で 確認に示す。

○手動停止の発生頻度

手動停止の発生頻度は過渡事象の発生頻度と同様に平成 20 年度 までの国内 BWR の運転経験に基づき算出した。発生件数がない従 属性を有する起因事象については、発生件数を 0.5 件とする。また、 電源系や補機冷却系では、運転炉年に母線数や系統数を考慮してい る。

○LOCA の発生頻度

LOCA は、日米ともに発生経験が無い事象であり、かつ原子炉冷 却材バウンダリの設計及び運転管理において日米で大きな差異が ないため、発生頻度については、添付資料 3.1.1.b-1 のとおり、米国 の文献値を参考にして設定した。なお、本評価では、特定の緩和系 が LOCA により使用できない場合を考慮したシーケンス分析とは していないが、これを考慮した場合の影響ついても確認している。 確認結果を添付資料 3.1.1.b-7 に示す。

○格納容器バイパス事象(ISLOCA)の発生頻度

格納容器を貫通し高圧設計部と低圧設計部のインターフェイス

となる配管のうち、弁の故障により低圧設計部が加圧され、 ISLOCAになり得る配管を同定し、フォールトツリーを用いたシス テム信頼性解析により ISLOCA の発生頻度を算出した。算出の考 え方を添付資料 3.1.1.b-8 に、ISLOCA に関する海外での評価事例 との比較を添付資料 3.1.1.b-9 に示す。 3.1.1.c 成功基準

炉心損傷を防止するために必要とされる緩和設備又は緩和操作の組 合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件 である成功基準を同定した。

成功基準の一覧表

(1) 炉心損傷の定義

炉心損傷は燃料被覆管最高温度が 1200 ℃ を超える状態に至る ことと定義した。この定義とした理由を添付資料 3.1.1.c-1 に示す。 (2) 起因事象ごとの成功基準の一覧表

炉心損傷を防止するために必要とされる緩和設備や緩和操作の 組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要 な条件である成功基準について検討した。原子炉の安全停止に必 要な安全機能は、次の3種類である。

・原子炉停止

- ・炉心冷却
- ・格納容器からの熱除去

成功基準の検討にあたっては、プラントの構成・特性(設計情報) や、先行 PRA、既往の安全解析(設置許可申請書)などを参考に、起 因事象グループ毎にそれぞれの安全機能に対し、成功基準を検討 した。起因事象ごとの成功基準を第 3.1.1.c⁻¹~5 表に示す。また、 成功基準設定の考え方と解析結果との関係を添付資料 3.1.1.c⁻² に、 解析結果をもとに成功基準を設定した例を添付資料 3.1.1.c⁻³ に示 す。

(3) 対処設備作動までの許容時間

MAAP による事故進展解析結果を用いて、各事故シーケンスに おける運転員操作のための時間余裕を設定した。第 3.1.1.c⁻⁶ 表に 事故進展解析結果を、第 3.1.1.c⁻⁷ 表に設定した許容時間を示す。 a. 原子炉の停止操作に対する時間余裕

SLC 手動起動を含む ATWS 事象対応については、格納容器の 最高使用圧力の2倍(格納容器過圧破損)となる (TC シー ケンスにおける格納容器破損時刻)から余裕をもたせた時間とし、 ATWS 事象発生の認知の時間余裕を とした。また、ATWS 収束後の除熱操作の時間余裕は としている。なお、TC シ ーケンスについては、ATWS 発生と同時に圧力制御失敗に伴う 主蒸気管破断を想定しており、格納容器破損時刻としては保守 的な仮定で評価している。 b. 炉心冷却に対する時間余裕

注水に関する操作(ECCS の手動操作等)については、過渡事象 とLOCA とで区別した。過渡事象については、TQUV シーケン スでの炉心溶融となる時間 から余裕をもたせた時間と し、過渡事象発生の認知の時間余裕を とした。LOCA につ いては炉心溶融となる時間 から余裕をもたせた時間と し、LOCA 発生の認知の時間余裕を とした。

c. 格納容器からの熱除去に対する時間余裕

格納容器からの熱除去については、格納容器の最高使用圧力 の2倍(格納容器過圧破損)となる LOCA 時における TW シーケンスでの格納容器破損時刻)から余裕をもたせた時間 とし、除熱が必要となる状況の認知の時間余裕を とした。 なお、時間余裕に基づく人的過誤(診断失敗)確率の算出にあたっ ては、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)を参考 としたが、同文献には 時点での人的過誤(診断失敗)確率 が示されていないため、同文献の値を対数内挿し、 持点 の値を算出した。

(4) 対処設備の使命時間

緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転時 間である使命時間については、以下の観点から24時間を適用し た。

- ・事故シナリオの特徴及び対応する緩和設備の能力から、24
 時間以内にプラントを安定した状態に移行させることが可能。
- ・内的事象は主に設備のランダム故障を起因とした事象進展を評価していることから、地震等の外的事象に比べて設備の復旧に期待し易く、また、事象発生が評価対象プラントに限定されるため、事象発生直後からサイト内の支援(物的、人的)にも期待できると考えられる。

事故シーケンスにおいて必要な安全機能が達成されるなどの 場合には、24時間未満の使命時間を用いることとし、SLCにつ いては使命時間をとした。これは、SLCがほう酸水タン ク内のほう酸水全量を原子炉へ注入した時点で必要な安全機能 を達成した事となる系統であり、KK6号炉及び7号炉のSLC は、注入開始からでほう酸水タンク内のほう 酸水全量を原子炉へ注入する設計であることから、上記の時間

$3.1.1 \cdot 14$

から保守側に(長目に)考慮して使命時間を設定したものである。 (5) 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性

今回の評価では、概ね既往の設計情報から成功基準を設定し ているが、一部の成功基準設定のために実施した事故進展解析 には MAAP コードを使用した。MAAP は格納容器を含めたシビ アアクシデントの事象進展を解析可能なコードであり、重大事 故等防止対策の有効性評価においても MAAP を使用している。 本コードの適用性については、重大事故等防止対策の有効性評 価の内容説明と合わせて提示する。 3.1.1.d 事故シーケンス

選定した起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能 及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心 損傷に至る事故シーケンスを展開した。

① イベントツリー

(1) イベントツリー図

炉心損傷に至るシーケンスを明らかにするために、イベントツリー手 法を用いた。イベントツリーは、炉心損傷に至るまでの進展を表すロジ ックであり、起因事象毎に作成した。

なお、スクラム失敗事象はスクラム成功事象とプラント挙動が大幅に 異なるため、別途イベントツリーを作成している。但し、ISLOCAに関 しては、起因事象発生頻度をフォールトツリーでモデル化しており、 ATWS を含めて一つのイベントツリーにまとめた。

作成したイベントツリーを第 3.1.1.d-1~5 図に示す。また、詳細なイ ベントツリー及び各へディングの概要を添付資料 3.1.1.d-1 に示す。

- (2) ヘディング及び事故進展の説明とイベントツリー作成上の主要な仮定 以下にイベントツリーの作成で考慮した条件等を示す。
 - a. 過渡変化事象に対するイベントツリー
 - 1) 非隔離事象に対するイベントツリー

本起因事象が発生し、S/R 弁開放による圧力制御に失敗した場合 は、原子炉圧力バウンダリ機能を喪失して大 LOCA に至るものと 仮定し、大 LOCA のイベントツリーに移行する。S/R 弁の開放後は その再閉鎖が必要となる。高圧系としては HPCF 及び RCIC によ る炉心冷却が行われる。

S/R 弁再閉鎖失敗(開固着)時は、原子炉内の蒸気が S/C に流出す るため、保守的に RCIC 及び PCS 機能には期待しない。この理由 の詳細を添付資料 3.1.1.d-2 に示す。

2) 隔離事象に対するイベントツリー

本起因事象に対するイベントツリーの構造は、PCS を除き非隔離 事象に対するイベントツリーと同一である。PCS を使用するには、 MSIV の開操作が必要であるが、MSIV 開を確実に実施できるとは 限らないため PCS には期待しない。

3) 全給水喪失事象に対するイベントツリー

本起因事象に対するイベントツリーは、給水系を除き、非隔離事 象に対するイベントツリーと同一の構造である。

4) 水位低下事象に対するイベントツリー

本起因事象に対するイベントツリーは、非隔離事象に対するイベントツリーと同一の構造である。但し、給復水系の失敗確率につい

ては、起因事象従属性(復水ポンプ1台トリップ及び MSIV が閉まっている状況を想定)により非隔離事象とは異なる。

5) RPS 誤動作等に対するイベントツリー

原子炉圧力に対する影響が小さいため、給水系が失敗しない限り S/R 弁は作動しない。従って、イベントツリーは、スクラム系と給 水系のヘディングに続いてその他の緩和機能を展開した構造とな る。

6) 外部電源喪失に対するイベントツリー

外部電源喪失事象が発生すると動力用電源を喪失するため、非常 用ディーゼル発電機の起動による早急な非常用電源の確保が必要 とされる。その後の長期的な電源確保としては外部電源の復旧や非 常用ディーゼル発電機の継続運転が必要になる。従って、本評価で は、以下に示す4つの電源確保について考慮した。

○直流電源の確保

非常用ディーゼル発電機(サポート系を含む)の起動及び遮断器 操作、並びに外部電源が復旧した場合の遮断器操作には直流電源 の確保が必要であり、外部電源喪失直後の直流電源はバッテリー から供給される。このため、所内バッテリー3系統に多重故障が 発生した場合には、非常用ディーゼル発電機と外部電源から受電 することはできない。

また、以下については直流電源が確保されている状態を前提と する。

○外部電源復旧による 30 分以内の交流電源の確保

炉心冷却が行われない場合、炉心が露出するまでに 30 分以上 要する。従って、30 分以内に外部電源が復旧されれば、電動給水 ポンプ等による炉心冷却が可能となる。

また、外部電源復旧に関する考え方を添付資料 3.1.1.d-3 に示 す。

○非常用ディーゼル発電機による 30 分以内の交流電源の確保

30 分以内に外部電源が復旧されない場合、非常用ディーゼル 発電機の起動による早急な非常用電源の確保が必要とされる。非 常用ディーゼル発電機が3系統とも機能喪失している場合には、 炉水位確保手段としては RCIC のみが期待される。

○外部電源復旧等による8時間以内の交流電源の確保

動力用電源が喪失した状態で炉水位確保手段が RCIC のみの 場合、直流電源用バッテリーからの RCIC への供給持続時間とし て約8時間が確保されているが、それ以降の継続的な水位確保に は、以下の電源確保手段のうち、いずれかが必要である。なお、

$3.1.1 \cdot 17$

RCIC 運転時間 8 時間とすることの妥当性を添付資料 3.1.1.d-4 に示す。

- ・外部電源の8時間以内の復旧
- ・高圧電源融通による受電
- 7) S/R 弁誤開放に対するイベントツリー

起因事象としての S/R 弁誤開放の場合には、炉圧は上昇しないため、他の S/R 弁が開放することはない。これ以外は、非隔離事象の イベントツリーと同様の構造となる。

b. スクラム失敗(ATWS)に対するイベントツリー

スクラム失敗のイベントツリーでは、スクラム失敗原因をスクラム 電気系とスクラム機械系に分けて事象進展を評価する。過渡変化事象 を起因とする ATWS では、スクラム系が失敗しても、RPT の作動に より原子炉出力を抑制し、SLC 起動に成功すれば原子炉未臨界は達成 される。LOCA を起因とする ATWS のイベントツリーでは、スクラ ム系失敗により炉心損傷に至るとした。

c. LOCA に対するイベントツリー

大LOCA時には、破断の直後に原子炉が急速に減圧されるため、低 圧系作動のための原子炉減圧は不要となる。従って、炉心冷却機能と しては高圧系(HPCF)及び低圧系が使用可能である。格納容器熱除去 機能は、RHR系が使用可能である。

中LOCA時の炉心冷却機能として、高圧系はHPCFのみを考慮する。低圧系の作動には原子炉減圧を必要とし、原子炉減圧に失敗した場合は炉心損傷に至る。格納容器熱除去機能は、大LOCAと同様である。

小LOCA時の炉心冷却機能として、高圧系は給水系、HPCF、RCIC が使用できる。低圧系の作動には減圧操作が必要となる。低圧系とし ては、LPFL 以外にも復水系を使用できる。格納容器熱除去機能は、 大LOCAと同様である。

d. 手動停止に対するイベントツリー

手動停止として通常停止、サポート系故障停止(交流電源故障、直流 電源故障、補機冷却海水系故障)を評価した。但し、これら手動停止は、 プラント停止手順が同一であるが、使用不能となる機器の違いを考慮 して、イベントツリーの構造を設定した。なお、サポート系のうち、 常用系と非常用系で共用している系統の扱いを添付資料 3.1.1.d-5 に 示す。

給復水系機能が確保されている場合は炉心冷却及び格納容器から の除熱に成功するものとする。また、給復水系機能が確保されている 場合は適切に水位及び圧力が制御されているため、圧力制御のヘディ

$3.1.1 \cdot 18$

ングは不要である。

e. 格納容器バイパス事象に対するイベントツリー

ISLOCA が発生した後、ISLOCA 発生箇所の隔離に成功すれば、安 全機能(原子炉停止機能、炉心冷却機能、格納容器熱除去機能)に期待 できることから、それぞれの緩和系をヘディングに並べた。ただし、 ISLOCA 発生箇所の緩和系については、フォールトツリー内で使用不 能となるようモデル化した。

非隔離事象のイベントツリーと異なる点は以下の通り。

·原子炉停止機能

RPV 外への原子炉冷却水の流出があるため、SLC には期待 しないこととした。

•原子炉圧力制御機能

事象初期に RPV 外への原子炉冷却水の流出があるため、初 期の RPV 圧力制御は不要とした。ただし、低圧注水のための ADS については、十分減圧されていない状況も考えられるこ とから保守的に必要とすることとした。

· 炉心冷却機能

事象初期に RPV が減圧されるため、タービン駆動である RCIC には期待しないこととした。

(3) 事故シーケンスグループの分類(最終状態の説明)

イベントツリーによって抽出された炉心損傷事故シーケンスは、炉心 損傷防止の緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び緩和系に与える影 響によって、第 3.1.1.d-1 表に示す炉心損傷シーケンスグループに分類 する。分類の考え方の詳細を添付資料 3.1.1.d-6 に示す。炉心損傷事故 はこれらのグループによって特徴付けられる。

3.1.1.e システム信頼性

「事故シーケンスの分析」で同定されたイベントツリーのヘディングの分 岐確率を算出するために、そのヘディングに対応するシステムの信頼性モデ ルを作成し、システムの非信頼度を求めた。

① 評価対象としたシステムとその説明

評価対象とした系統設備は、大きく分けて次の2つのシステムである。

・フロントラインシステム(非常用炉心冷却系、給復水系等)

・サポートシステム(電源設備、補機冷却海水系等)

フロントライン系とサポート系の境界を明確にした上で、サポート系も 含めた評価対象範囲を設計図書に基づき明確にした。また、システムが複 数の系列から構成されている場合には、それぞれの系列についてモデル化 した。

以下に評価対象とした主要なフロントライン系及びサポート系を示す。 また、フロントライン系とサポートライン系の依存性を第 3.1.1.e-1 表に 示す。

1) フロントライン系

·原子炉停止機能

RPS, ARI, RPT, SLC

・炉心冷却機能

給水系, HPCF(B, C), RCIC, ADS, 復水系, LPFL(A, B, C)

•格納容器熱除去機能

PCS, RHR(A, B, C)

- 2) サポート系
 - · 補機冷却系、海水系

RCW(A, B, C), RSW(A, B, C), TCW, TSW

・電源系

交流電源(区分A, B, C, D, E), 直流電源(区分A, B, C)

·補給系

燃料油系, MUWP

② システム信頼性評価手法

事故シーケンスの頻度を推定するために、展開したイベントツリーの各 分岐に対して成功・失敗確率を評価する必要がある。この各分岐に対して 必要なプラント緩和システムの成功・失敗確率を評価するために、システ ムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき、システムのアンア ベイラビリティの定量化が可能である手法として、フォールトツリー法を 用いた。

基事象としては動的機器、静的機器、電源関係の機器、信号系の機器の 故障、試験及び保守、人的過誤などを用いた。機器の故障については、原 子力施設情報公開ライブラリー(NuCIA)で定義している故障率、故障モー ド及び機器バウンダリとの整合性を確保した基事象を作成した。

なお、配管の故障は、動的機器に比して発生確率が非常に小さくシステ ムの非信頼度に影響がないと考えられることから、基本的にモデル化を省 略した。

システム信頼性評価のイメージを第 3.1.1.e-1 図に示す。 ③ システム信頼性評価の結果

(1) 起因事象毎のシステム信頼性評価結果

システムの信頼性解析モデルを基に、頂上事象の発生確率を定量化することでシステムの非信頼度を評価する。

代表的なシステム信頼性(フォールトツリー)の評価結果を第 3.1.1.e-2 表に示す。また、比較的非信頼度の大きな SLC について、非信頼度評 価の概略を添付資料 3.1.1.e-1 に示す。また、サポート系が故障した場合 の影響を添付資料 3.1.1.e-2 に示す。

(2) 主要なミニマルカットセット

本評価では主要な事故シーケンスのミニマルカットセットを抽出した。抽出結果は、3.1.1.h 炉心損傷頻度の項に示す。

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

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を第 3.1.1.e-3 表に示す。 3.1.1.f 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器 故障率、試験又は保守作業による待機除外確率などを評価するために必要と なるパラメータを作成した。

非信頼度を構成する要素と評価式

系統の非信頼度を評価するフォールトツリーの基事象(要素)として、動 的機器、静的機器、電源関係の機器、信号系の機器の故障、保守、人的過 誤などを用いている。これらを基事象としてフォールトツリーに組み込む にあたっては、故障モード別に以下の a,b の評価式に基づいて発生確率を 算出した。

a.状態変更失敗確率

 $Q = Q_d$

*Q*_d: デマンド故障確率

又は

 $Q = \lambda_s \times T_s / 2$

λ_s:起動(又は状態変更)失敗率

 T_s : 平均試験間隔

b.機能維持失敗確率

 $Q_r = \lambda_r \times T_m$

 λ_r :機能維持失敗率

T_m:使命時間

②機器故障率パラメータの一覧

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)については、原子力安全推進協会(旧:日本原子力技術協会)が整備した、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2002年度21ヵ年)49基データ」(21ヵ年データ)を、機器バウンダリについては21ヵ年データが参照している「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出(1982年度~1997年度16ヵ年49基データ改訂版)」を用いた。これらは国内49プラントの実績(1982年度~2002年度)に基づき整備されており、原子力安全推進協会主催「PSA用一般機器故障率検討有識者会議」において議論され、まとめられたものである。

代用した機器及び代用する際の考え方については添付資料 3.1.1.f-1 に 詳細を示す。また、代用の例を添付資料 3.1.1.f-2 に示す。

- ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率
 - (1) 復旧に期待する機器

故障した機器の復旧に期待する場合には、手順書整備や要員確保の状

況を分析して機器を選定するが、今回の評価では外部電源の復旧のみを 考慮した。但し、外部電源復旧は、原子力発電所の運転管理での対応で はなく、系統運用側(発電所外)での対応である。送電線の復旧は通常行 われる対応であることから考慮に含めることとした。

(2) 平均修復時間、復旧特性データ

外部電源については、国内の実績による復旧特性データを用いて復旧 失敗確率を評価している。詳細を添付資料 3.1.1.d-3 に示す。

④待機除外確率

(1) 保守作業による待機除外確率

定例試験(サーベランス)や、点検等により発見された故障機器の保守 作業に伴う系統の非信頼度(待機除外確率)を考慮した。保守による系統 の待機除外確率 qmuの算出には以下の式を用いた。また、保守作業に伴 う待機除外の考え方と実績との比較を添付資料 3.1.1.f-3 に示す。

$$q_{mu} = \sum_{i} (\lambda_{mui} \cdot T_{mui})$$

ただし、

λ_{mui}: サーベランス試験等によって異常の発見可能な機器 iの 異常発生頻度(NUREG/CR-2815 を参照し、機器故障率

の10倍をメンテナンス頻度として設定)

T_{mui}:機器 iの平均修復時間

なお、サーベランス実施期間中の使用不能(待機除外)確率は、系統の 非信頼度への寄与が小さいと考えられるためモデル化を省略した。これ は、サーベランス中に異常が発生した場合、系統によってはサーベラン ス中であっても自動起動することや、自動起動しない系統であっても運 転員によってその系統を速やかに使用可能な状態に戻すことが可能で あることを考慮したものである。

⑤ 共通原因故障の評価方法と共通原因故障パラメータ

同一または異なる区分の系統で、多重性を持たせるために用いられる機器については、機器の型式、運用モード、試験・保守の手順等を考慮して、 モデル化すべき共通原因故障機器と故障モードを同定した。共通原因故障 を適用した系統について、詳細を添付資料 3.1.1.f-4 に示す。

また、動的機器の静的故障モード、静的機器の各故障モード及び複数機器の故障発生の可能性が低いと判断できる機器の故障は共通原因故障の考慮の対象から除外した。共通原因故障のモデル化にはMGL法を用いた。 MGL法については詳細を添付資料 3.1.1.f-5 に示す。

共通原因故障因子(パラメータ)は、PRA で使用実績のある *B*ファクタ及 び *Y*ファクタを用いた。使用した *B*ファクタ及び *Y*ファクタを第 3.1.1.f-2 表に示す。なお、 3.1.1.g 人的過誤

起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行 する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を求めた。

- ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果
 - (1) 人的過誤の評価に用いた手法

人的過誤の発生確率の分析においてはヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)の THERP 手法を用いた。

(2)人的過誤の分類及び評価結果

分析対象とする人的過誤の抽出にあたっては、プラントの運転、保守、 点検など、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間のタスクを分析 し、タスクを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定した。

人間信頼性解析で評価対象とする人的過誤は、以下の a, b に示す通 り、事象発生前と事象発生後の人的過誤に大別される。それぞれに対し て、抽出された人的過誤を HRA ツリーでモデル化し、過誤確率を評価 した。

同定した人的過誤及び過誤確率の評価結果を第 3.1.1.g-1 表に示す。 なお、評価にあたってのストレスファクタの適用の考え方を添付資料 3.1.1.g-1 に示す。

a. 事象発生前の人的過誤

事象発生前の人的過誤としては、試験・保守時の作業終了後、対象 の系統あるいは機器を正しい状態に復帰させる際の復旧エラーを考 慮した。事象発生前の人的過誤の評価対象として抽出した事例の抽出 過程を添付資料 3.1.1.g-2 に示す。

b.事象発生後の人的過誤

事象発生後の人的過誤としては、自動起動に対する手動バックアッ プ失敗、事故シナリオ上必要な手動起動の失敗、手順書またはスキル ベースの機能回復操作失敗を考慮した。

(3) 人的操作に対する許容時間、過誤回復の取り扱い

事象発生前の人的操作に対する許容時間は、通常状態であり、十分な 時間があるため設定しない。ストレスファクタも適度な作業負荷として 設定した。

事象発生後の人的操作に対する許容時間は、MAAP による事故進展 解析の結果等を考慮して決定し、THERP の標準診断曲線を参照して失 敗確率を設定した。ストレスファクタは個々の作業負荷を考慮して設定 した。また、過誤回復については各人的過誤の特徴を考慮し、過誤回復 に期待できるか否かを判断の上、設定した。なお、警報による過誤回復 についてはモデル化していない。

人的過誤の分析例を添付資料 3.1.1.g-3 に示す。

また、事象発生後に関する許容時間については以下に示す通り。

a. 過渡事象及び小 LOCA 時の操作失敗

b. 大 LOCA 時の操作失敗

c. ATWS 時の SLC 起動等の操作失敗

d. 過渡事象及び LOCA 時の際の現場での機器の操作失敗

(4) 人的過誤の評価に用いた主要な仮定

人的過誤は THERP 手法に基づいて実施しており、これに加える形での主要な仮定は設定していない。

3.1.1.h 炉心損傷頻度

炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度を算出して全炉心損傷頻度を 算出すると共に、主要な結果を分析した。

炉心損傷頻度の算出に用いた手法

本評価では小イベントツリー/大フォールトツリーのモデルを作成し、計算 コードには Safety Watcher を用いた。Safety Watcher は(株)テプコシステ ムズによって開発された計算コードであり、海外にて十分な使用実績のある Risk Spectrum PSA とのベンチマークや、PSR-PSA で十分に使用実績のあ る FT-FREE とのベンチマーク等、(株)テプコシステムズの品質保証体制に おいて検証されたコードである。炉心損傷頻度の計算に用いた計算コードの 特徴及び検証結果を添付資料 3.1.1.h-1 に示す。

- ② 炉心損傷頻度
 - (1)全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスとその分析

事故シーケンスの定量化の結果、全炉心損傷頻度は 8.7×10⁻⁶ /炉年となった。事故シーケンスグループの分類は第 3.1.1.d-1 表の通り。全炉心損 傷頻度に占める割合の大きい事故シーケンスを第 3.1.1.h-1 表に示す。第 3.1.1.h-1 表の通り、支配的な事故シーケンスは全て除熱失敗(TW)のシー ケンスとなった。また、添付資料 3.1.1.h-2 として、これらの支配的なシ ーケンスをイベントツリー上に示した。

(2) 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その分析

起因事象別の炉心損傷頻度及び起因事象毎に占める割合の大きい事故 シーケンスを第 3.1.1.h-2 表に、起因事象別の炉心損傷頻度の円グラフを 第 3.1.1.h-1 図に示す。起因事象別に見た場合、隔離事象が 50%以上、通 常停止(計画停止及び軽微な故障による計画外停止)が約 3 割を占める結果 となった。また、起因事象別に炉心損傷頻度の高いシーケンスを確認する と、除熱失敗に至ることで炉心損傷に至るシーケンスが支配的であること が確認された。

隔離事象が50%以上を占めている点について、これは隔離事象が常用系 による除熱に期待できないイベントツリーであることが影響している。上 記の通り、各起因事象のイベントツリーにおいて炉心損傷頻度の高いシー ケンスは、除熱失敗によって炉心損傷に至るシーケンスである。また、FV 重要度においても残留熱除去系や補機冷却系に関する基事象が上位を占 めている。この様に、除熱機能の重要性が高い中で常用系(復水器)による 除熱に期待できないため、隔離事象を起因とした場合の炉心損傷頻度が大 きく評価される結果となった。

通常停止(計画停止及び軽微な故障による計画外停止)が炉心損傷頻度の 約3割を占めている点について、通常停止は発生頻度が1.7回/炉年であ り、通常停止以外の起因事象の発生頻度の合計が0.3回/炉年である。この ため、全ての緩和系に期待できる起因事象であるものの、通常停止を起因 とした場合の炉心損傷頻度は大きく評価される結果となった。この通り、 通常停止は高い起因事象発生頻度の影響で炉心損傷頻度が大きくなる傾 向にあるものの、仮に起因事象発生頻度1とする条件付確率で見れば、炉 心損傷に至る確率は低い事象である。

(3)プラント損傷状態(事故シーケンスグループ)別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスとその分析

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度及び事故シーケンスグルー プ毎に占める割合の大きい事故シーケンスを第 3.1.1.h-3 表に、事故シー ケンスグループ別の炉心損傷頻度の円グラフを第 3.1.1.h-2 図に示す。

事故シーケンスグループ別に見た場合、TW(格納容器からの熱除去失 敗)が約 99.9%を占める結果となった。また、炉心損傷頻度の高いシーケン スを確認すると、除熱失敗に至ることで炉心損傷に至るシーケンスが支配 的であることが確認された。

事故シーケンスグループの中の事故シーケンスについて、支配的な事故 シーケンスの最小カットセットを抽出した結果を第3.1.1.h-4表に示す。

炉心損傷頻度の約 99.9%を占める TW、割合としては 0.1%に満たない が、TWに次いで大きな炉心損傷頻度を占めるS1E及びTQUXについて、 主要な最小カットセットを見ると、TW 及び S1E については補機冷却水 系及び補機冷却海水系の共通原因故障を含んだカットセットが抽出され ている。これらの抽出結果を踏まえた上で、CDFの低減を図るために考え られる対策の1 つとしては、除熱機能の多様化がある。また、TW 及び TQUX では、人的過誤を含んだカットセットが抽出されている。TW につ いては残留熱除去系の起動操作失敗の人的過誤が含まれているため、上記 と同様、残留熱除去系以外の除熱機能を設けることが対策の1つとして考 えられる。TQUX では、計器又は信号系の故障が発生し、非常用炉心冷却 系の自動起動失敗の認知に失敗するカットセットが抽出されている。この 場合、運転員が異常を認知できず、自動起動の減圧設備にも期待できない ため、対策の有効性が確認できない。この様に、カットセットの中には対 策の有効性が確認できないものも抽出されたが、同時に、炉心損傷頻度の 約 99.9%を占める TW をはじめ、概ね全てのカットセットに何らかの対策 が有効であることを確認した。

③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

(1)重要度解析

基事象に関する FV 重要度の評価結果を第 3.1.1.h-5 表に、RAW の評価 結果を第 3.1.1.h-6 表に示す。また、基事象の FV 重要度及び RAW の相関 を第 3.1.1.h-3 図に示す。

a. Fussell-Vesely(FV)重要度

FV 重要度の 1,2 及び 8 位は残留熱除去系に関する基事象であり、 9,10 位は常用系(復水器)による除熱に関する基事象である、全炉心損 傷頻度の約 99.9%を占める事故シーケンスグループが崩壊熱除去機 能喪失(TW)であることから、除熱機能に影響する基事象が高い FV 重 要度を示した。

また、2~4 及び 6 位は原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海 水系の機能が低下する共通原因故障の基事象である。これらの基事象 の発生は、RCIC を除く高圧注水機能、低圧注水機能、除熱機能等の 多くの機能喪失に繋がるため、高い FV 重要度を示したものである。

また、5位に逃がし安全弁再閉鎖の失敗が抽出されている。これは 逃がし安全弁の再閉鎖に失敗した場合、蒸気が格納容器内に放出され るため、常用系(復水器)による除熱に期待できなくなることが影響し、 FV 重要度が高く評価されたものである。

b. Risk Achievement Worth(RAW)

1、2及び4~9位は原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能が低下する基事象である。これらの基事象の発生はRCICを除く高圧注水機能、低圧注水機能、除熱機能等の多くの機能に影響することから高いRAWを示す基事象として抽出される結果となった。

3番目の制御棒の挿入失敗について、制御棒は信頼度が高く、発生 を仮定した場合のリスク増加が高いと共に、制御棒以外の原子炉停止 機能がホウ酸水注入系等の ATWS 対応設備のみとなることから、高 い RAW を示す結果となった。

制御棒の挿入失敗は高い RAW を示したものの、その FV 重要度は 非常に小さいことから、原子炉停止機能としては高い信頼性が確保さ れていることを示している。

(2)不確実さ解析

不確実さの解析結果を第 3.1.1.h-7 表及び第 3.1.1.h-4 図に示す。

各シーケンスグループ及び全炉心損傷頻度について、平均値、中央値、 95%確率値、5%確率値及び不確定性の指標としてエラーファクター (EF)を評価した。

評価の結果、点推定値と平均値は概ね一致した。また、全炉心損傷頻度の EF は 6 であり、これは全炉心損傷頻度の約 99.9%を占める TW の EF がほぼそのまま反映された結果となった。

不確実さ解析における計算回数と収束性の確認結果を添付資料 3.1.1. h-3 に、不確実さ解析のプロセスの概要を添付資料 3.1.1.h-4 に示す。 (3)感度解析

感度解析として、ベイズ統計手法を用い、パラメータの傾向に柏崎刈 羽原子力発電所 6/7 号機の運転経験を反映した。

○KK6/7 号機の運転経験の起因事象発生頻度に対する感度

評価結果を第3.1.1.h-5図に示す。

KK6/7 号機の運転経験反映パラメータを用いた起因事象の発生頻度

(平均値)は、一般パラメータ(平成 20 年度末までの国内プラントの実績) を用いて算出した点推定値と同等となった。但し、LOCA の発生頻度は 国内プラント実績に基づく発生頻度ではなく、海外文献の値を引用して いるため感度解析の対象外とした。

○KK6/7 号機の運転経験の機器故障率に対する感度

評価結果を第 3.1.1.h-6 図に示す。

KK6/7 号機で発生していない故障については、一般パラメータを用いた場合よりも KK6/7 運転経験反映パラメータを用いた場合の方が低い 故障率となった。

KK6/7 号機で1 件以上発生した故障については、一般パラメータを 用いた場合よりも KK6/7 号機の運転経験反映パラメータを用いた場合 の方が高い故障率となった。

○起因事象発生頻度及び機器故障率の炉心損傷頻度に対する感度

過去に KK6/7 号機で発生した起因事象を第 3.1.1.h-8 表に、評価に係 わる機器故障を第 3.1.1.h-9 表に、評価結果を第 3.1.1.h-7 図に示す。

全炉心損傷頻度は KK6/7 運転経験反映パラメータを用いた場合 3.7×10⁻⁶ /炉年となり、一般パラメータを用いた場合の 8.7×10⁻⁶ /炉年か ら減少した。KK6/7 運転経験反映パラメータを用いた場合の炉心損傷頻 度も一般パラメータを用いた場合のエラーファクターの幅の中に含ま れていることから、KK6/7 号機の評価に一般パラメータを用いても評価 上問題ないと考える。

各事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度は、ISLOCAを除き、一 般パラメータを用いた場合から減少した。ISLOCAの炉心損傷頻度が増 加した理由は、KK7号機において2003年に発生した給水配管逆止弁の 内部リーク事象を反映したためである。

○設計基準事故対処設備のみに期待した場合の評価

今回の評価では、設計基準事故対処設備(DBA 設備)及び DBA 設備以 外のプラント運転開始時より備えている手段・設備(通商産業省「原子力 発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備について」(平成4年 7月)の以前から備えている対策)の一部を考慮したプラント状態を評価 している。

今回の評価に対する感度解析として、DBA 設備の機能のみに期待し たプラント状態を評価した。感度解析の結果を添付資料 3.1.1.h-5 に示 す。

	資料名	目的		
設計	原子炉設置許可申請書	系統の仕様を確認し、成功基準等の根拠とする。		
情報	配管計装線図(P&ID)	系統の冷却水等の流路を確認し、フォールトツリー等		
		の根拠とする。		
	インターブロック線図(IBD)	系統の自動起動信号等の論理構成を確認し、フォール		
		トツリー等の根拠とする。		
	電気展開接続図(ECWD)	系統の回路構成を確認し、フォールトツリー等の根拠		
		とする。		
	系統計仕様書(SS)	系統の仕様を確認し、成功基準等の根拠とする。		
	機器設計仕様書(ES)	機器の仕様を確認し、成功基準等の根拠とする。		
	電源一覧表	機器の電源区分を確認し、フォールトツリー等の根拠		
		とする。		
	単線結線図	同上		
運転	原子炉施設保安規定	系統の待機除外に関する規定を調査し、システムアン		
管理		アベイラビリティの根拠とする。また、停止時 PRA		
情報		における感度解析をする際の設定の根拠とする。		
	事故時運転操作手順書(事象ベー	起因事象発生時の運転員における対応を確認し、イベ		
	ス)AOP	ントツリー、人間信頼性解析等の根拠とする。		
	事故時運転操作手順書(徴候べー	同上		
	ス)EOP			
	設備別操作手順書	設備の操作手順を確認し、フォールトツリー、人間信		
		頼性解析等の根拠とする。		
	定例試験手順書	機器の健全性が確認される周期を確認し、フォールト		
		ツリーの根拠とする。		
	保守点検手入れ要領	同上		
	ユニット操作手順書	プラント起動/停止時の手順等の確認に用いる。		
	警報発生時操作手順書	機器の警報の有無や内容の確認し、フォールトツリー		
		等の根拠とする。		
	定例切替表	常用切替運転をする機器の切替間隔を確認し、フォー		
		ルトツリー等の根拠とする。		
	原子力施設運転管理年報	起因事象発生頻度評価の根拠とする。		
	原子力安全推進協会により運営さ	同上		
	れているニューシア			
	電気事業者によるプレスリリース	同上		

第3.1.1.a-1表 PRA に必要な情報を収集する際に参照した資料リスト

第 3.1.1.a-2 表 系統設備概要

	系統設備	概要		
原子	炉停止に関する機能			
	スクラム系			
	原子炉保護系	2 out of 4 論理回路		
	制御棒及び制御棒駆動系	制御棒 205 本		
	ほう酸水注入系	系統数1 電動ポンプ2台 ポンプ容量約11m ³ /h/台		
炉心	冷却に関する機能			
	高圧炉心注水系(HPCF)	系統数2 電動ポンプ2台		
		ポンプ容量約 180 m³/h/台~約 730 m³/h/台		
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	系統数1 タービン駆動ポンプ1台		
		ポンプ容量約 190 m³/h/台		
	自動減圧系(ADS)	ADS機能付逃がし安全弁8弁		
		容量約 380 t/h/個		
	低圧注水系			
	RHR LPFL モード	系統数3 電動ポンプ3台 ポンプ容量約950 m³/h/台		
放射	性物質の閉じ込めに関する機			
能				
	残留熱除去系	系統数3 電動ポンプ3台 ポンプ容量約950 m³/h/台		
安全	機能のサポートに関する機能			
	原子炉補機冷却系	系統数3 電動ポンプ6台(2台/系統)		
		ポンプ容量約 1,300 m³/h/台(A/B 系)		
		(C 系は 6 号炉約 1,100 m³/h/台、7 号炉約 800 m³/h/台)		
	原子炉補機冷却海水系	系統数3 電動ポンプ6台(2台/系統)		
		ポンプ容量約 1,800 m³/h/台(A/B/C 系)		
	非常用ディーゼル発電機	台数3 発電容量約6,250 kVA/台		
	直流電源設備	系統数(125 V)4 蓄電池 4 組		

第3.1.1.b-1表 過渡変化・事故による起因事象の同定

第 3.1.1.b-2 表 従属性を有する起因事象の同定(1/3)

第 3.1.1.b-2 表 従属性を有する起因事象の同定(2/3)



第 3.1.1.b-2 表 従属性を有する起因事象の同定(3/3)



3.1.1 - 35

第3.1.1.b-3表 起因事象のグループ化の結果と事象の定義及び事象と緩和設備の主要な状況

第3.1.1.b-4表 起因事象グループと事象の定義及び国内発生実績

大分類	起因事象	事象の定義		発生件数 ^{※1}	
	クルーフ			合計	
		1.発電機負荷遮断	30		
		2.タービントリップ	26		
		3.圧力制御装置の故障(蒸気流量減少)	4		
		4.バイパス弁または主蒸気加減弁の誤閉鎖	6		
		5.全再循環ポンプトリップ	1		
		6.再循環ポンプ軸固着	0		
	非隔離事象	7.給水制御系の故障(流量増加、出力運転時)	9	81	
		8.給水制御系の故障(流量増加、起動・停止時)	0		
		9.HPCI/HPCSの誤起動	0		
		10.主蒸気隔離弁の1弁閉鎖	1		
		11.再循環流量制御系の誤動作(再循環流量増加)	4		
		12.再循環停止ループ誤起動	0		
		13.給水加熱喪失	0		
		1.主蒸気隔離弁の閉鎖	5		
		2.主蒸気隔離弁の部分閉鎖	0	13	
冯冲声争		3.圧力制御装置の故障(蒸気流量増加)	4		
迴股争豕	隔離事象	4.タービンバイパス弁誤開放	2		
		5.発電機負荷遮断バイパス弁不作動	0		
		6.タービントリップバイパス弁不作動	0		
		7.復水器真空度喪失	2		
	全給水喪失	1.全給水流量喪失	5	5	
		1.給水または復水ポンプ1台トリップ			
	水位低下事象	2.給水制御系の故障(流量減少、出力運転時)	11	13	
		3.給水制御系の故障(流量減少、起動・停止時)			
		1.出力運転中の制御棒引抜き	0		
		2.起動時における制御棒引抜き	4	1	
	RPS誤動作等	3.原子炉保護系故障によるスクラム	2 27 12		
		4.プラント異常によるスクラム			
		5.原子炉保護系計装の故障によるスクラム		1	
	ᆈᇖᄛᇩᆇᄮ	1.外部電源喪失		0	
	外部電源丧失	2.補助電源喪失	0	3	
	S/R弁誤開放	1.逃がし安全弁誤開放/開固着	0	0	
	小LOCA	1.RCICで注水可能な範囲	0	0	
LOCA	中LOCA	1.小LOCAと大LOCAの中間範囲	0	0	
	大LOCA	1.事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲	0	0	
		1.原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待	0	0	
	原子炉補機冷却系故障(非常用D系)	できない状態での原子炉手動停止	0	0	
谷园林大大	交流電源故障(非常用C母線)	1.交流母線や下流の電源設備(非常用D/Gを除く)が機能喪失し、	0	0	
(化禹性を有 する起田車	交流電源故障(非常用D母線)	当該安全区分の設備に期待できない状態での原子炉手動停止	0	0	
象	直流電源故障(非常用A母線)	1.直流母線や下流の電源設備が機能喪失し、当該安全区分の	0	0	
	直流電源故障(非常用B母線)	設備に期待できない状態での原子炉手動停止	0	0	
	タービン・サポート系故障	1.タービン設備のサポート系機能が喪失し、タービン設備に期待 できない状態での原子炉手動停止	0	0	
通常停止	通常停止	1.計画されているプラント停止の他、比較的軽微な故障による計画 されない停止を含む原子炉手動停止	807	807	

総運転炉年(発電時間)488.1年**2

暦年 706.1 年※3

- ※1 発生件数は、平成 21 年 3 月までの実績
- ※2 総運転炉年(発電時間)は、平成 21 年 3 月までの BWR プラント全 32 基の発電時間の合計値 (原子力安全基盤機構発行の原子力施設運転管理年報での BWR 発電時間の累計 4,278,559 時 間を 24(時間/日)×365.25(日/年)で除した数値)
- ※3 暦年は営業運転開始から平成 21 年 3 月までの BWR プラント全 32 基の年数の合計値

起因事象	発生頻度 ^{※4} (/炉年)	備考
過渡変化 ・非隔離事象 ^{*1} ・隔離事象 ^{*2} ・全給水喪失 ・水位低下事象 ^{*3} ・RPS 誤動作等 ・外部電源喪失	$\begin{array}{c} 0.17\\ 0.027\\ 0.010\\ 0.027\\ 0.055\\ 0.0042\\ 0.0042\\ \end{array}$	 国内 BWR 実績データ (平成 21 年 3 月末時点)
・逃し安全(S/R)弁誤開放	0.0010	 S/R 弁誤開放は発生実績がないため 0.5 回の発生を仮定
通常停止 ・通常停止	1.7	
従属性を有する起因事象 ・交流電源故障(非常用) ・直流電源故障 ・原子炉補機冷却系故障 ・タービン補機冷却系故障	0.00015 0.00028 0.00072 0.00072	 3) サポート系喪失は片系統の喪失とし、 発生実績がないため0.5回の発生を仮定
原子炉冷却材喪失 (LOCA) ・大 LOCA ・中 LOCA ・小 LOCA	$2.0 \times 10^{-5} \\ 2.0 \times 10^{-4} \\ 3.0 \times 10^{-4}$	1) NUREG-1829 及び NUREG/CR-5750 のデータに基づき大中小 LOCA の発 生頻度を算出。
格納容器バイパス事象 ・ISLOCA		

第 3.1.1.b-5 表 起因事象グループの発生頻度

※1:発電機負荷遮断などによりタービンがトリップする事象(RPV は隔離されない)

※2: MSIV 閉信号などにより MSIV が閉鎖する事象(RPV は隔離される)

※3:給水制御系の故障などによりタービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下する事象 ※4:各起因事象発生頻度のエラーファクター(EF)は、過渡変化、通常停止、従属性を有する起因 事象については 3、大 LOCA 及び中 LOCA については 20、小 LOCA については 10 として おり、ISLOCA については 通渡変化、通常停止、 従属性を有する起因事象の EF は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対 象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 1PSA 編):2008」の 5.3.1 a)の記載及び NUREG/CR-4550 の記載を参考に、工学的判断によって設定している。また、LOCA の EF は、NUREG-1829 及び NUREG/CR-5750 を参考に設定している。

	起因事象	原子炉未臨界	炉 心 冷 却	格納容器熱除去
大 LOCA		• RPS• 1/2HPCF• ARI+RPT• 1/3LPFL		• 1/3RHR
	中 LOCA	• RPS• 1/2HPCF• ARI+RPT• ADS+1/3LPFL		• 1/3RHR
	小 LOCA	• RPS • ARI+RPT	・給水系 ^{※1} ・1/2HPCF ・RCIC ・ADS+復水系 ・ADS+1/3LPFL	• 1/3RHR
過渡変化・	S/R 弁 正常作動時	• RPS • ARI+RPT	・給水系 ^{*2} ・1/2HPCF ・RCIC ・ADS+復水系 ^{*2} ・ADS+1/3LPFL	• PCS • 1/3RHR
手動停止	S/R 弁 開固着時	• RPS • ARI+RPT	・給水系 ^{※2} ・1/2HPCF ・ADS+復水系 ^{※2} ・ADS+1/3LPFL	• 1/3RHR
過渡変化	ATWS 時	• RPT+SLC+S/R =	弁開放+1/2HPCF	• 1/3RHR
ISLOCA (破損箇所の隔離成功後)		• RPS • ARI+RPT	 ・給水系 ・1/2HPCF^{*3} •ADS+復水系 •ADS+1/3LPFL^{*3} 	• PCS • 1/3RHR ^{**3}

第 3.1.1.c-1 表 プラント運転時の成功基準(起因事象ごと)

1/2 : 2 系統の内の1 系統を意味する。

※1:小LOCA後に原子炉水位の低下が進行すると、原子炉水位に応じて隔離信号が発信されるが、給復水ラインは隔離されないため、LOCA信号発生時の給復水系からの注水は可能である。これに破断口の大きさと給復水系からの注水による補給のバランス等を考慮し、LOCAの中では小LOCAの場合のみ給復水系を注水の成功基準として期待している。
 ※2:外部電源喪失時は当該炉心冷却機能(給水系、ADS+復水系)には期待しない。

※3:破損が発生した系統には期待しない。

第3.1.1.c-2表 低圧系注水時の自動減圧系(ADS)の必要弁数

	過渡	事象			
系統名	S/R 弁 正常動作時	S/R 弁 誤開放時	小 LOCA	中 LOCA	
低圧注水系(LPFL)	2 弁	1 弁	1 弁	1 弁	

松兕夕	高圧注	水系	RHR(低圧注水・除熱)	非常用 D/G
1成46-1	過渡事象	LOCA	過渡事象/LOCA	過渡事象/LOCA
RCW ポンプ	1/2	2/2 💥	2/2※	1/2
RCW Hx	1/2	2/2	2/2	1/2

第3.1.1.c-3表 RCW(A系, B系)の成功基準

※常用系隔離成功の有無を問わない

第 3.1.1.c-4 表 RCW(C系)の成功基準

	高圧注水系		RHR(低圧注水・除熱)	非常用 D/G	OG
機器名	過渡事象	LOCA	過渡事象/LOCA	過渡事象 /LOCA	過渡事象
RCW ポンプ	1/2	2/2 + 常用系隔離	2/2 + 常用系隔離	1/2	1/2
RCW Hx	1/2	2/2	2/2	1/2	1/2

第 3.1.1.c-5 表 空調機の成功基準

<u> </u>	011110 0			

第3.1.1.c-6表	MAAP ⊐	ードによる事故進展解析結果	(ABWR/RCCV)
// 0.1.1.0 0 <u>A</u>	TATT TT TT .		

TC (過渡変化後、原子炉停止失敗) 大 LOCA (大 LOCA 後、炉心注水失敗) TQUV (過渡変化後、炉心注水失敗、 低圧シーケンス)
大 LOCA (大 LOCA 後、炉心注水失敗) TQUV (過渡変化後、炉心注水失敗、 低圧シーケンス) TQUX
TQUV (過渡変化後、炉心注水失敗、 低圧シーケンス) TQUX
ΤΟΠΧ
(過渡変化後、炉心注水失敗、 高圧シーケンス)
TW (LOCA シーケンス)
TW (RPV 低圧シーケンス)
TW (RPV 高圧シーケンス)
長期 TB (SBO)

第3.1.1.c-7表 各緩和操作と運転員操作のための許容時間

	シーケンスグループ		
LOCA発生行	後の炉心冷却失敗	LOCA後の注水失敗	
詳細には、	大LOCA後の炉心冷却失敗	AE	
	中LOCA後の炉心冷却失敗	S1E	
	小LOCA後の炉心冷却失敗	S2E	
過渡変化事業	象発生後の給水系、高圧系及び低圧系による炉心冷却失敗	TQUV	
過渡変化事業	象発生後の給水系及び高圧系による炉心冷却失敗かつ減圧失敗	TQUX	
外部電源喪	失後の電源喪失	ТВ	
詳細には、	D/G3台が機能喪失の状態で、RCICにより炉心冷却を継続す	E. 期TP	
	るが、バッテリーが枯渇し炉心損傷	天朔ID	
	バッテリーの故障により、D/G3台の起動に失敗し炉心損傷	TBD	
	D/G3台の起動に失敗し、さらにRCICも機能喪失し炉心損傷	TBU(高圧)	
	D/G3台の起動に失敗し、さらにS/R弁開固着によりRCICも機	TBD(浜正)	
	能喪失し炉心損傷	IDF(版/工/	
過渡変化事業	象 / LOCA発生後の格納容器からの熱除去失敗	TW	
過渡変化事業	象 / LOCA発生後の原子炉停止失敗	тс	
ISLOCA発生	生後の破断箇所隔離失敗	ISLOCA	

第 3.1.1.d-1 表 炉心損傷事故シーケンスグループの分類(最終状態の説明と分類)

				従属故障の可能性のある系統																				
			高压系注水					フロント糸 「「日子に滅」に 低口玄注水」					枚幼家哭险熱											
T.4+ 4		后江东江小 給水系 ^{注1}							11111111111111111111111111111111111111						展十	* チネカ								
	糸	統名	余熱機能に 期待する 金執機能に	朝待しない	HPCF(B)	HPCF(C)	RCIC	ADS	第日注水に 期待する	第日注水に 第一にない	LPFL(A)	LPFL(B)	LPFL(C)	PCS	RHR(A)	RHR(B)	RHR(C)	D/G(A)	D/G(B)	D/G(C)	TCW	RCW(A)	RCW(B)	RCW(C)
_		M/D-RFP	<u>55</u> 5	2 +44					민	10년 #44											·			
	給復水系	HPCP																						
		AO, OG, TGS,																						
	常用	CW, MSIV, TBV																						
	サポート系	TSW																						
機能を失う系統(サポート系)	非常用 サポート系	RCW(A)																						
		RCW(B)																						
		RSW(B)																						
		RCW(C) RSW(C)																						
		HPCF(B) HVH																						
		HPCF(C) HVH RHR(A) HVH																						
	換気空調系	RHR(B) HVH																						
		RHR(C) HVH D/G(A)室 HVH																						
		D/G(B)室 HVH																						
		D/G(C)室 HVH A系(常用)																						
		B系(常用)																						
	交流電源	C系(非常用) D系(非常用)																						
		E系(非常用)																						
	直流雷源	区分1 区分2																						
		区分3						-														-		
	1																							

第 3.1.1.e-1 表 各系統間の従属性

起	己因事象	システム(系統)	非信頼度(平均値)
		RCIC	
		HPCF(B)	
		HPCF(C)	
		手動減圧	
		LPFL(A)	
過渡事象	ł	LPFL(B)	
		LPFL(C)	
		復水器を用いた除熱	
		RHR(A)	
		RHR(B)	
		RHR(C)	
	非隔離事象	給水系	
	隔離事象	給水系	
		RCIC	
		HPCF(B)	
		HPCF(C)	
LOCA		自動減圧及び手動減圧	
		LPFL(A)	
		LPFL(B)	
		LPFL(C)	
		スクラム系(電気系)	
		スクラム系(機械系)	
		ARI	
		RPT	
	_	SLC	
		復水系	
		非常用電源系(A)	
		非常用電源系(B)	
		非常用電源系(C)	

第3.1.1.e-3表 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
第3.1.1.f-1表 平均修復時間、復旧特性のデータ

機器	平均修復時間	備考(出典等)
ポンプ	19 時間	
弁	7 時間	
計装/制御機器	6 時間	
D/G	20 時間	
外部電源復旧特性※	1	

※1 復旧失敗確率 P=exp(-2.535t^0.2) t:復旧時間

機器タイプ	βファクタ	γファクタ	参考文献
ポンプ	0.039	0.520	NUREG/CR-1205 Rev.1
弁	0.13	0.565	NUREG/CR-1363 Rev.1
D/G	0.021	0.51	NUREG-1150
計装/制御機器	0.082	0.67	NUREG/CR-2771
リレー (スクラムコンタクタ)	0.05	0.1	SECY-83-293
蓄電池	0.008	0.5	NUREG-1150

第 3.1.1.f-2 表 共通原因故障因子

人的過誤 (中央制御室操作)	内容	過誤確率 (平均値)	EF (対数正規分布)	事象診断及び 操作に関する 許容時間	過誤回復考慮の 有無に関する 許容時間
事 母 戏 开 盐	手動弁の開閉忘れ				
争豕先生刖	計測器の誤校正				
	過渡事象及び小 LOCA 時の操作失敗				
	大 LOCA 時の操作失敗				
事象発生後	ATWS 時の SLC 起動等の操作失敗				
	過渡事象及び LOCA 時の際の現場での				
	機器の操作失敗				

第3.1.1.g-1表 同定した人的過誤及び過誤確率の評価結果(例示)

		「「「「「」」「」」	炉心損傷頻度		
起因事象	シーケンスの概要	モード	(/炉年)	割合 (累積)	
過渡事象 (隔離事象)	過渡事象(隔離事象)発生後、注水には成功するが、 除熱に失敗	TW	4.4×10 ⁻⁶	51%	
通常停止	通常停止後、注水には成功するが、除熱に失敗(高 圧の注水系は HPCF が失敗し、RCIC で注水)	TW	$1.5 imes 10^{-6}$	68%	
通常停止	通常停止後、注水には成功するが、除熱に失敗	TW	1.2×10^{-6}	81%	
従属性を有する 起因事象 (RSW(C)故障)	RSW(C)故障発生後、注水には成功するが、除熱に 失敗	TW	1.7×10 ⁻⁷	83%	
過渡事象 (S/R 弁誤開放)	過渡事象(S/R 弁誤開放)発生後、注水には成功する が、除熱に失敗	TW	1.6×10 ⁻⁷	85%	

第3.1.1.h-1表 全炉心損傷頻度に占める割合の大きな事故シーケンス

	第 3.1.1.h-2 表	起因事象別の炉心損傷頻度と炉心損傷頻度の大きな事故シーケンス
--	---------------	--------------------------------

起因事象	炉心損傷頻度 (/炉年)	主要事故シーケンス	主要事故シーケンスの 炉心損傷頻度 (/炉年)
非隔離事象	4.2×10 ⁻⁷	非隔離事象+除熱失敗	1.5×10^{-7}
隔離事象	$4.5 imes 10^{-6}$	隔離事象+除熱失敗	4.4×10 ⁻⁶
全給水喪失	3.1×10 ⁻⁸	全給水喪失+除熱失敗	1.2×10^{-8}
水位低下事象	7.9×10 ⁻⁸	水位低下事象+除熱失敗	3.1×10 ⁻⁸
RPS 誤動作等	8.8×10 ⁻⁸	RPS 誤動作等+除熱失敗	4.9×10 ⁻⁸
外部電源喪失	2.3×10^{-8}	外部電源喪失+除熱失敗	9.7×10 ⁻⁹
S/R 弁誤開放	1.7×10 ⁻⁷	S/R 弁誤開放+除熱失敗	1.6×10^{-7}
大 LOCA	$3.5 imes 10^{-9}$	大 LOCA+除熱失敗	2.9×10 ⁻⁹
中 LOCA	3.4×10^{-8}	中 LOCA+除熱失敗	2.9×10 ⁻⁸
小 LOCA	$5.0 imes 10^{-8}$	小 LOCA+除熱失敗	4.9×10 ⁻⁸
原子炉補機冷却 海水系1系列故障	1.8×10 ⁻⁷	原子炉補機冷却海水系 C 系故 障+除熱失敗	1.7×10 ⁻⁷
非常用交流電源 1 系列故障	3.9×10^{-8}	非常用交流電源 E 系故障+除 熱失敗	3.6×10^{-8}
直流電源 1 系列故障	2.1×10 ⁻⁷	直流電源 B 系故障+除熱失敗	7.0×10 ⁻⁸
タービン補機冷却 海水系故障	1.2×10 ⁻⁷	タービン補機冷却海水系故障 +除熱失敗	1.2×10 ⁻⁷
通常停止	2.7×10^{-6}	通常停止+除熱失敗	1.5×10^{-6}
ISLOCA	9.8×10 ⁻¹¹	ISLOCA	9.5×10^{-11}
合計	8.7×10 ⁻⁶		

炉心損傷モード	炉心損傷頻度 (/炉年)	主要事故シーケンス	主要事故シーケンスの 炉心損傷頻度 (/炉年)
		隔離事象+除熱失敗	4.4×10 ^{.6}
TW	8.7×10^{-6}	通常停止+除熱失敗 (高圧の注水系は HPCF が失敗し、RCIC で注水)	1.5×10^{-6}
		通常停止+除熱失敗	1.2×10^{-6}
		原子炉補機冷却海水系 C 系故障+除熱失敗	1.7×10 ⁻⁷
TOUX	4.9×10-9	通常停止+高圧注水失敗+減圧失敗	2.0×10 ⁻⁹
IQUA	4.2×10 ³	全給水喪失+高圧注水失敗+減圧失敗	1.2×10 ⁻⁹
S1E	4.0×10 ⁻⁹	中 LOCA+高圧/低圧注水失敗	3.9×10^{-9}
TOIN	0.6×10-10	通常停止+高圧/低圧注水失敗	4.3×10^{-10}
IQUV	9.6×10 10	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧/低圧注水失敗	3.1×10^{-10}
TBU	6.0×10^{-10}	外部電源喪失+D/G 全台機能喪失+RCIC 停止	6.0×10^{-10}
AE	5.0×10^{-10}	大 LOCA+高圧/低圧注水失敗	5.0×10^{-10}
長期 TB	4.8×10 ⁻¹⁰	外部電源喪失+D/G 全台機能喪失+外部電源復旧失敗	4.8×10 ⁻¹⁰
TBP	1.2×10 ⁻¹⁰	外部電源喪失+D/G 全台機能喪失+ SRV 再閉失敗	1.2×10^{-10}
ISLOCA	9.5×10^{-11}	ISLOCA 発生(隔離可能規模)+隔離操作失敗	$9.5 imes 10^{-11}$
TBD	8.1×10 ⁻¹¹	外部電源喪失+直流電源喪失	8.1×10 ⁻¹¹
S2E	4.0×10 ⁻¹²	小 LOCA+高圧/低圧注水失敗	3.0×10^{-12}
TC	5.1×10^{-12}	非隔離事象+スクラム失敗+SLC 起動失敗	2.2×10^{-12}
合計	8.7×10 ⁻⁶		

第3.1.1.h-3表 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度と炉心損傷頻度の大きな事故シーケンス

* ***	きまた		炉心	損傷頻度
事故シーケンス グループ	土要な 事故シーケンス	主要なカットセット	(/炉年)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)
		非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗 に伴う5号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	0.2
	溫 濟 東 象	非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗 に伴う5号機タービン建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	0.2
	+高圧/低圧注水失敗 (1.1×10:10/炉圧)	非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗 に伴う6号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	0.2
	(1.1×10 ** /)/+ /)	非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗 に伴う6号機タービン建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	0.2
		非隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗 に伴う7号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	0.2
	過渡事象 +S/R 弁再閉鎖失敗	非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホットウェ ル水位制御失敗	4.2×10^{-12}	0.4
TQUV (高圧・低圧注水	+高圧/低圧注水失敗 (7.4×10 ⁻¹¹ /炉年)	非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホット ウェル水位制御失敗	$3.0 imes 10^{-12}$	0.3
	通常停止 +高圧/低圧注水失敗 (4.3×10 ⁻¹⁰ /炉年)	通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に 伴う5号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	1.6
		通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に 伴う5号機タービン建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	1.6
機能喪失) (9.6×10 ⁻¹⁰ /炉年)		通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に 伴う6号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	1.6
		通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に 伴う6号機タービン建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	1.6
		通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に 伴う7号機原子炉建屋側への誤送水)+原子炉隔離時冷却系水源切替操作失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	1.6
	通常停止 +S/R	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水系起動操作失敗	4.2×10^{-11}	4.4
	+高圧/低圧注水失敗 (3.1×10 ⁻¹⁰ /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホットウェル 水位制御失敗	4.2×10^{-11}	4.4
	サポート系喪失	タービン補機冷却系故障+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗	$7.2 imes 10^{-12}$	0.8
	+高圧/低圧注水失敗 (3.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	タービン補機冷却系故障+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗+低圧注 水系起動操作失敗	2.9×10^{-12}	0.3
	サポート系喪失 +S/R 弁再閉鎖失敗	タービン補機冷却系故障+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	$1.9 imes 10^{-12}$	0.2
	+高圧/低圧注水失敗 (4.3×10 ⁻¹² /炉年)	タービン補機冷却系故障+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	1.4×10^{-12}	0.2

第 3.1.1.h-4 表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(1/7)*1

			炉心	損傷頻度
事故シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス	主要なカットセット	(/炉年)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)
	過渡事象 +高圧注水失敗	全給水喪失+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故 障)	$4.6 imes 10^{-10}$	11
	+原子炉減圧失敗 (1.8×10 ⁻⁹ /炉年)	全給水喪失+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原 因故障)	2.1×10^{-10}	5.0
	過渡事象 +S/R 弁再閉鎖失敗 + 高压注水生敗	全給水喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤 高出力(共通原因故障)	$2.4 imes 10^{\cdot 12}$	0.1
	+高庄汪水矢敗 +原子炉減圧失敗 (5.2×10 ⁻¹¹ /炉年)	全給水喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉減圧操作失敗+HPCF 室空調起動失敗(共通原因故障)	1.4×10^{-12}	<0.1
	通常停止 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (2.0×10 ⁻⁹ /炉年)	通常停止+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故 障)+給水系操作失敗	$3.9 imes 10^{-10}$	9.3
TQUX (高圧注水・減圧		通常停止+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ECCS デジタル制御系(DTM)故障(共通原因 故障)+給水系操作失敗	1.8×10^{-10}	4.3
機能喪失) (4.2×10 ⁻⁹ /炉年)	通常停止 +S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (1.2×10 ⁻¹⁰ /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+原子炉 減圧操作失敗	$2.8 imes 10^{-11}$	0.7
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+原子炉 注水自動起動不能の認知失敗	$2.5 imes 10^{-11}$	0.6
	サポート系喪失 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (2.9×10 ⁻¹⁰ /炉年)	直流電源故障(区分 1)+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力 (共通原因故障)	1.3×10^{-11}	0.3
		直流電源故障(区分 1)+原子炉減圧操作失敗+HPCF 室空調起動失敗(共通原因故障)	$7.3 imes 10^{-12}$	0.2
	サポート系喪失 +S/R 弁再閉鎖失敗	直流電源故障(区分 2)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉減圧操作失敗+ECCS デジタル制御系(SLU) 故障	$5.1 imes 10^{\cdot 12}$	0.1
	+ 同庄在示天敗 + 原子炉減圧失敗 (4.1×10 ⁻¹¹ /炉年)	直流電源故障(区分 2)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ECCS デジ タル制御系(SLU)故障	4.4×10^{-12}	0.1

第3.1.1.h-4表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(2/7)*1

			炉心	損傷頻度
事故シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス	主要なカットセット	(/炉年)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)
	過渡事象	隔離事象+残留熱除去系起動操作失敗	$3.6 imes 10^{-6}$	41
	·际款天赋 (5.0×10 ⁻⁶ /炉年)	隔離事象+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$3.0 imes 10^{-7}$	3.4
	過渡事象 +S/R 弁再閉鎖失敗	非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$1.2 imes 10^{-7}$	1.4
	+除熱失敗 (3.8×10 ⁻⁷ /炉年)	非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$9.8 imes 10^{-9}$	0.1
	通常停止 +除熱失敗 (2.7×10 ⁻⁶ /炉年)	通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	$8.8 imes 10^{-7}$	10
TW (崩壊熱除去機能		通常停止+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	$6.4 imes 10^{-7}$	7.4
喪失) (8.7×10 ⁻⁶ /炉年)	通常停止 +S/R 弁再閉鎖失敗 +除熱失敗 (2.1×10 ⁻⁸ /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+常用系(復水器)を用いた除熱操作失敗+残留熱除去系起動操作 失敗	$6.1 imes 10^{-9}$	0.1
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)+常用系 (復水器)を用いた除熱操作失敗	$5.0 imes 10^{-10}$	<0.1
	サポート系喪失 +除熱失敗 (5.5×10 ^{.7} /炉年)	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+残留熱除去系起動操作失敗	$9.6 imes 10^{-8}$	1.1
		原子炉補機冷却海水系故障(C 系)+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(二 重))	$1.5 imes 10^{-8}$	0.2
	サポート系喪失 +S/R 弁再閉鎖失敗	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+S/R 弁再閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗	5.0×10 ⁻¹⁰	<0.1
	+除熱失敗 (2.9×10 ⁻⁹ /炉年)	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗 (共通原因故障(二重))	8.0×10 ⁻¹¹	<0.1

第3.1.1.h-4表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(3/7)*1

				炉心	損傷頻度
事故シーケ グルー:	ーンス プ	主要な 事故シーケンス	主要なカットセット	(/炉年)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)
	長期	外部電源喪失	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故障) +高圧電源融通失敗	2.2×10^{-10}	17
	ТВ	+D/G 至百起動天敗 (4.8×10 ⁻¹⁰ /炉年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)起動失敗(共通原因故障)+高 圧電源融通失敗	$1.5 imes 10^{-10}$	12
	TPD	外部電源喪失 +D/G 全台起動失敗	外部電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転 失敗(共通原因故障)	$5.7 imes 10^{-11}$	4.4
mp	IBP	+S/R 弁再閉鎖失敗 (1.2×10 ⁻¹⁰ /炉年)	外部電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)起動失敗 (共通原因故障)	4.0×10 ⁻¹¹	3.1
TB (全交流 動力雲酒	TBU	外部電源喪失 +D/G 全台起動失敗 +RCIC 失敗 (6.0×10 ⁻¹⁰ /炉年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故 障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う5号機原子炉建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	2.5
喪失) (1.3×10 ⁻⁹			外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故 障)+MUWPによる CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う5号機タービン建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	2.5
/炉年)			外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故 障)+MUWPによる CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う6号機原子炉建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	2.5
			外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故 障)+MUWPによる CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う6号機タービン建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	2.5
			外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故 障)+MUWP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 7 号機原子炉建屋側への誤送水)	$3.2 imes 10^{-11}$	2.5
	TBD	外部電源喪失 +直流電源喪失 (8.1×10 ⁻¹¹ /炉年)	外部電源喪失+バッテリーからの給電失敗(共通原因故障)	8.1×10 ⁻¹¹	6.2

第3.1.1.h-4表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(4/7)*1

					炉心損傷頻度	
	事故シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス	主要なカットセット	(/炉年)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	
(J	TC 原子炉停止機能喪失) (5.1×10 ⁻¹² /炉年)	過渡事象 +原子炉停止失敗 (5.0×10 ⁻¹² /炉年)	非隔離事象+制御棒挿入失敗+SLC 手動操作失敗	$2.2 imes 10^{-12}$	43	

第 3.1.1.h-4 表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(5/7)*1

第 3.1.1.h-4 表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出	:)結果($(6/7)^{*1}$
--------------------------------------	-------	--------------

				炉心損傷頻度		
事故シーケンス主要なグループ事故シーケンス		主要なカットセット		事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)		
LOCA (LOCA 時注水继能酶生)	LOCA 上直压/低压注水生时	中 LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$2.3 imes 10^{-9}$	51		
(4.5×10 ⁻⁹ /炉年)	(3.9×10 ⁻⁹ /炉年)	中 LOCA+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$7.6 imes 10^{-10}$	17		

※1 主要な事故シーケンスの中の支配的なシーケンスに対する分析結果を示す。

第3.1.1.h-4表 事故シーケンスの分析(最小カットセットの抽出)結果(7/7)*1

			炉心損傷頻度		
事故シーケンス グループ	主要な 事故シーケンス	主要なカットセット	(/炉年)	事故シーケンス グループへの 寄与割合 (%)	
ISLOCA	ISLOCA	定例試験時 HPCF(B 系)試験可能逆止弁内部リーク+HPCF(B 系)ポンプ吸込部配管破損 +HPCF(B 系)注入隔離弁閉失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	16	
(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	(9.5×10 ⁻¹¹ /炉年)	定例試験時 HPCF(C 系)試験可能逆止弁内部リーク+HPCF(C 系)ポンプ吸込部配管破損 +HPCF(C 系)注入隔離弁閉失敗	$1.5 imes 10^{-11}$	16	

順位	基事象(機器名・故障モード)	FV 重要度	RAW
1	残留熱除去系 系統操作失敗(認知/操作失敗の人的過誤)	6.4×10^{-1}	4.6×10^{3}
2	原子炉補機冷却水系 電動ポンプ運転継続失敗 共通原因故障	1.2×10 ⁻¹	2.3×10 ⁵
3	原子炉補機冷却海水系 電動ポンプ運転継続失敗 共通原因故障	8.7×10 ⁻²	2.3×10 ⁵
4	原子炉補機冷却海水系 電動ポンプ起動失敗 共通原因故障	5.3×10 ⁻²	4.6×10 ³
5	逃がし安全弁再閉鎖失敗	2.2×10^{-2}	$5.2\! imes\!10^{ m o}$
6	原子炉補機冷却水系 電動ポンプ起動失敗 共通原因故障	1.8×10 ⁻²	4.6×10 ³
7	残留熱除去系 ポンプ室空調機 ファン起動失敗	1.0×10^{-2}	4.6×10^{3}
8	起動停止用蒸気式空気抽出系第一段空気入口弁開失敗	9.6×10 ⁻³	3.9×10^{1}
9	起動停止用蒸気式空気抽出系第二段空気入口弁開失敗	9.6×10 ⁻³	3.9×10^{1}
10	起動停止用蒸気式空気抽出系空気出口弁開失敗	9.6×10 ⁻³	3.9×10^{1}

第 3.1.1.h-5 表 基事象別の Fussell-Vesely(FV)重要度の評価結果(上位 10 位)

※ 太字は RAW の評価結果上位 10 位にも含まれる基事象を示す。

順位	基事象 (機器名・故障モード)	FV 重要度	RAW
1	原子炉補機冷却水系 電動ポンプ運転継続失敗 共通原因故障	1.2×10 ⁻¹	2.3×10 ⁵
2	原子炉補機冷却海水系 電動ポンプ運転継続失敗 共通原因故障	8.7×10 ⁻²	2.3×10⁵
3	制御棒挿入失敗	3.7×10 ⁻⁷	1.4×10^{4}
4	原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却水系論理回路(SLU)周り共通原因故障	4.6×10^{-3}	4.6×10^{3}
5	原子炉補機冷却水系 逆止弁(原子炉補機冷却水系ポンプ吐出)開失敗 共通原因故障	1.7×10^{-3}	4.6×10^{3}
6	原子炉補機冷却水系 電動ポンプ起動失敗 共通原因故障	1.8×10 ⁻²	4.6×10³
7	原子炉補機冷却水系 電動弁(原子炉補機冷却水系熱交換器出口)開失敗 共通原因故障	7.0×10^{-3}	4.6×10^{3}
8	原子炉補機冷却海水系 逆止弁(原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出)開失敗 共通原因故障	8.6×10^{-4}	4.6×10^{3}
9	原子炉補機冷却海水系 電動ポンプ起動失敗 共通原因故障	5.3×10 ⁻²	4.6×10 ³
10	低圧系 ECCS 安全論理回路(SLU)周り共通原因故障	4.6×10 ⁻³	4.6×10^3

第 3.1.1.h-6 表 基事象別の Risk Achievement Worth(RAW)の評価結果(上位 10 位)

※太字は FV 重要度の評価結果上位 10 位にも含まれる基事象を示す。

伝心出復エード	格納容器破損頻度(/炉年)					
炉心損傷モート	5%値	95%値	中央値	平均值	点推定值	
TQUV	3.3×10^{-11}	3.3×10^{-9}	2.2×10^{-10}	1.3×10^{-9}	9.6×10^{-10}	
TQUX	1.7×10^{-10}	1.5×10^{-8}	1.4×10^{-9}	4.2×10^{-9}	4.2×10 ⁻⁹	
TW	9.9×10^{-7}	2.7×10^{-5}	4.3×10^{-6}	8.8×10^{-6}	8.7×10^{-6}	
長期 TB	1.8×10^{-11}	1.7×10^{-9}	1.7×10^{-10}	4.8×10^{-10}	4.8×10^{-10}	
TBP	1.0×10^{-12}	4.6×10^{-10}	1.9×10^{-11}	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}	
TBU	3.7×10^{-11}	2.1×10^{-9}	2.6×10^{-10}	6.1×10^{-10}	6.0×10^{-10}	
TBD	2.1×10^{-12}	2.8×10^{-10}	2.6×10^{-11}	7.7×10^{-11}	8.1×10 ⁻¹¹	
TC	$9.5 imes 10^{-14}$	1.3×10^{-11}	1.0×10^{-12}	3.8×10^{-12}	5.1×10^{-12}	
AE	2.1×10^{-12}	1.6×10^{-9}	5.2×10^{-11}	4.6×10 ⁻¹⁰	5.0×10^{-10}	
S1E	1.2×10^{-11}	1.3×10^{-8}	3.9×10^{-10}	3.7×10^{-9}	4.0×10 ⁻⁹	
S2E	2.1×10^{-14}	1.4×10^{-11}	4.6×10^{-13}	$3.5 imes 10^{-12}$	4.0×10^{-12}	
ISLOCA	3.5×10^{-13}	2.9×10^{-10}	8.9×10^{-12}	1.0×10^{-10}	9.5×10 ⁻¹¹	
合計	9.9×10-7	2.7×10^{-5}	4.3×10 ⁻⁶	8.8×10 ⁻⁶	8.7×10^{-6}	

第3.1.1.h-7表 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度不確実さ解析

発生日時	発生号機	発生事象	起因事象の分類
1998年8月29日 6号機		500 kV 表示線保護継電器動作による原子炉 自動停止	非隔離事象
1999年5月25日	1999年5月25日 6号機 発電機励磁装置停止による原子炉自動		非隔離事象
2004年11月4日	7 号機	タービンスラスト軸受磨耗トリップによる 原子炉自動停止	非隔離事象
2007年7月16日	7 号機	新潟県中越沖地震に伴う原子炉自動停止	RPS 誤動作等
_		通常停止:25回	通常停止

第 3.1.1.h-8 表 KK6/7 号機において過去に発生した起因事象

第3.1.1.h-9表 KK6/7号機において過去に発生した評価に係わる機器故障

発生日時	発生号機	発生事象	故障の分類
2003年10月20日	7 号機	第5回定期検査において、給水配管に「た わみ」が確認された事例。「たわみ」の原因 としては、給水配管逆止弁(A/B系)にシート リークが発生し、原子炉冷却材浄化系から 高温水が流入した可能性が推定されてい る。A/B系での発生が推定されていること から、本評価ではシートリーク2件として 評価した。	逆止弁 内部リーク
2003年11月19日	7 号機	水位計の一部で水位計の校正に用いる基準 点の設定に誤りが確認された事例。設定水 位と実水位に差が生じていたことから、実 水位通りに信号が発信されない可能性があ った。	水位トランスミッタ 高出力/低出力
2004年2月3日	7 号機	RCICの機能検査後、RCICタービン蒸気加 減弁が途中開度で固渋した事例。繰り返し の弁動作に伴い摺動部表面に荒れが生じ、 摩擦抵抗が増大したこと等が固渋発生の原 因と推定。	油圧作動弁 作動失敗





第3.1.1.a-1図 PRA において考慮する緩和機能(系統)の系統構成の概要



第3.1.1.a-2 図 原子炉緊急停止系作動回路概要図



第3.1.1.a-3図 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系概要図



第 3.1.1.a-4 図 ほう酸注水系系統図



第3.1.1.a-5 図 原子炉冷却系系統概要図



第3.1.1.a-6 図 非常用炉心冷却系系統概要図



第3.1.1.a-7図 工学的安全施設作動の機能説明図



第 3.1.1.a-8 図 高圧炉心注水系系統概要図



第 3.1.1.a-9 図 原子炉隔離時冷却系系統概要図



第3.1.1.a-10図 残留熱除去系低圧注水モード系統概要図



第 3.1.1.a-11 図 原子炉格納施設構造概要図



第3.1.1.a-12図 残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード系統概要図



第 3.1.1.a-13 図 S/C プール水冷却モード系統概要図



第 3.1.1.a-14 図 原子炉補機冷却系系統概要図



第 3.1.1.a-15 図 タービン補機冷却系系統概要図



第3.1.1.a-16図 タービン設備系統概要図



第 3.1.1.a-17 図 開閉所単線結線図



第 3.1.1.a-18 図 所内単線結線図



第 3.1.1.a-19 図 直流電源単線結線図



(a) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) (b) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX) (d) 崩壞熱除去機能喪失 (TW)

(e) 原子炉停止機能喪失 (TC)

第 3.1.1.d-1 図 過渡事象(外部電源喪失除く)のイベントツリー

【仮定条件】

外部電源喪失以外の過渡事象を起因事象とする。

【イベントツリーの説明】

- 原子炉停止、炉心冷却、崩壊熱除去に成功することで、事象が収束する。
- ・ 原子炉停止に失敗した場合、「原子炉停止機能喪失」により炉心損傷に至る。
- ・ 事象発生により原子炉圧力が変動するため、S/R 弁の開放、再閉鎖による原子炉圧力の制 御を圧力バウンダリ健全性として考慮する。
- ・ 高圧炉心冷却及び原子炉減圧に失敗した場合、「高圧注水・減圧機能喪失」により炉心損傷 に至る。
- ・ 高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却に失敗した場合、「高圧・低圧注水機能喪失」により炉心損 傷に至る。
- ・ 崩壊熱除去に失敗した場合、「崩壊熱除去機能喪失」により炉心損傷に至る。

外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ 健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス グループ
					過渡事象へ (c) (c) (c) (c)

(c) 全交流動力電源喪失(長期 TB, TBU, TBP, TBD)

第 3.1.1.d-2 図 外部電源喪失のイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 交流電源の確保には直流電源を必要とするものとする。
- ・ 直流電源の確保に成功した場合、外部電源の復旧に期待するものとする。

【イベントツリーの説明】

- ・ 直流電源確保、交流電源確保に成功した場合、その後は過渡事象のイベントツリーと同様 となる。
- ・ 直流電源確保に成功、交流電源確保に失敗、原子炉圧力容器の圧力バウンダリ健全性の維持に成功、高圧炉心冷却に成功した場合、交流電源確保に失敗しており、その後の崩壊熱除去に期待できないことから、「全交流動力電源喪失(長期 TB)」により炉心損傷に至る。
- ・ 直流電源確保に成功、交流電源確保に失敗、原子炉圧力容器の圧力バウンダリ健全性の維持に成功、高圧炉心冷却に失敗した場合、「全交流動力電源喪失(TBU)」により炉心損傷に 至る。
- ・ 直流電源確保に成功、交流電源確保に失敗、原子炉圧力容器の圧力バウンダリ健全性の維持に失敗した場合、「全交流動力電源喪失(TBP)」により炉心損傷に至る。
- ・ 直流電源確保に失敗した場合、「全交流動力電源喪失(TBD)」により炉心損傷に至る。


(a) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)(b) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)(d) 崩壊熱除去機能喪失(TW)

第3.1.1.d-3図 手動停止(通常停止)、サポート系喪失(従属性を有する起因事象)のイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 手動停止(通常停止)では計画停止及び計画外停止を考慮する。
- ・ サポート系喪失(従属性を有する起因事象)では補機冷却系又は非常用電源1系統の機能喪 失を考慮する。
- サポート系喪失(従属性を有する起因事象)の起因事象で故障した系統をサポート系に持つ 緩和系には期待できないものとする。
- ・ 手動停止であるため、原子炉停止は対象外とする。

【イベントツリーの説明】

原子炉停止失敗を対象外としていることを除き、過渡事象のイベントツリーと同様である。

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	崩壞熱除去	事故シーケンス グループ
						炉心損傷なし (d) 炉心損傷なし (d) (f) (f) (e)

(d)崩壞熱除去機能喪失 (TW)

(e) 原子炉停止機能喪失 (TC)

(f) LOCA 時注水機能喪失 (AE, S1E, S2E)

第 3.1.1.d-4 図 LOCA のイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 起因事象が小 LOCA の場合、高圧炉心冷却で RCIC に期待でき、低圧炉心冷却実施に原子 炉減圧を必要とするものとする。
- ・ 起因事象が中 LOCA の場合、高圧炉心冷却で RCIC に期待できず、低圧炉心冷却実施に減 圧を必要とするものとする。
- ・ 起因事象が大 LOCA の場合、高圧炉心冷却で RCIC に期待できず、低圧炉心冷却実施に減 圧を必要としないものとする。

【イベントツリーの説明】

- ・ 原子炉停止、炉心冷却、崩壊熱除去に成功することで、事象が収束する。
- ・ 原子炉停止に失敗した場合、「原子炉停止機能喪失」により炉心損傷に至る。
- ・ 高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却に失敗した場合、「LOCA時注水機能喪失」により炉心損傷 に至る。
- ・ 崩壊熱除去に失敗した場合、「崩壊熱除去機能喪失」により炉心損傷に至る。

インターフェイスシステムLOCA	事故シーケンス グループ
	(g)

(g) 格納容器バイパス (ISLOCA)

第 3.1.1.d-5 図 インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)のイベントツリー

【仮定条件】

・配管破断は HPCF ポンプ吸込配管の破断等、低圧設計の配管の破断を想定する。

【イベントツリーの説明】

・破断ロの隔離に失敗した場合、冷却材の流出が続くため、「格納容器バイパス(ISLOCA)」により炉心損傷に至る。



第 3.1.1.e-1 図 システム信頼性評価のイメージ(HPCF(B)を例示)



第3.1.1.h-1図 起因事象別の炉心損傷頻度の割合



第3.1.1.h-2図 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の割合

基事象による CDF 増加割合



第3.1.1.h-3図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果



3.1.1-88

第3.1.1.h-5図 KK6/7号機の運転経験の起因事象発生頻度に対する感度解析結果

第3.1.1.h-6図 KK6/7号機の運転経験の機器故障率に対する感度解析結果



第3.1.1.h-7図 起因事象発生頻度及び機器故障率の炉心損傷頻度に対する感度解析結果

サプレッションプール(S/C)温度が上昇した場合の 高圧炉心注水系(HPCF)の機能維持

KK6/7 号機の HPCF は第一水源を復水貯蔵槽(CSP)として待機しており、起動信号を受けて原子炉圧力容器(RPV)への注水を開始する。その後、S/R 弁を経由した蒸気の流入等により S/C 水位が一定以上に上昇すると、LOCA 時の S/C 必要最小空間容積を確保するため、HPCF の水源は CSP から S/C に切り替わる。

RPV への注水が継続され、炉心で発生する蒸気が S/R 弁を介して S/C に送られ 続けると、蒸気の熱により S/C の水温が上昇する。HPCF のポンプの S/C 側吸込み 配管の最高使用温度は 100℃であるため、S/C の水温が 100℃を超える場合は配管 の設計温度を超えることとなる。

HPCFの水源について、KK6/7 号機の中央制御室には、水源をS/CからCSPに 切替えるスイッチがあり、容易に水源を切替えることが可能である。このため、格納容 器の除熱が遅れ、S/C の温度が 100℃を超えることが懸念される場合には、水源を CSPとすることで、HPCFを設計温度の範囲で運転継続することが可能である。

S/R 弁からの蒸気の流入によって S/C 水温が 100℃に到達するまでには数時間程度の時間余裕があり、S/C の温度上昇を確認し、CSP への水源切り替えを行うには十分な時間余裕がある。

このため、S/C 温度の上昇を考慮しても HPCF の機能維持は可能である。

また、炉心への注水を継続し、S/R 弁を通じて S/C に蒸気が移行する状態が継続 すると、S/C 水温が上昇する。S/C 水温が 100℃に到達し、蒸気の凝縮能力を喪失す ると、格納容器の圧力が上昇するが、これに対しては格納容器の除熱を実施すること により、格納容器先行破損を防止する。

なお、RCIC についても同様であり、適宜水源を S/C から CSP に戻すことで、設計 温度の範囲で運転継続することが可能である。

以上

起因事象の LOCA の発生頻度算定の考え方

事象の分類定義

LOCAでは、バウンダリからの冷却材の流出規模によりプラント応答や成功 基準などが異なるため、流出規模に応じて事象分類を定義する。NUREG-1150 の定義と同様に漏えい、小LOCA、中LOCA、大LOCA及び設計基準事故(DBA) 超過LOCAに事象を分類した。各事象の分類定義や等価破断径、流出流量について表1に示す。

なお、「漏えい」については常用系のポンプによる冷却材の補給可能範囲で あり、事象が発生しても重大な原子炉への外乱に発展する可能性は小さく、 またタービン系への影響も軽微と考えられることから通常停止に含めている。 「DBA超過LOCA」は添付資料3.1.1.b-2に記載の理由より選定対象から除外 した。

J	 	

表1 LOCA関連事象の分類定義

(2) 発生頻度の設定

LOCA は日米ともに発生経験がなく,かつ原子炉冷却材バウングリの設計及 び運転管理において日米で大きな差異がないため,その起因事象発生頻度の評 価には,NUREG-1829 と NUREG/CR-5750 の文献データを用いた。調査に用 いた文献の概要については次に示す。

a. NUREG/CR-5750

Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants: 1987-1995 / February 1999

- ・米国原子力発電所の起因事象発生頻度を評価したもの
- ・LOCA 関係は 1969 年から 1997 年の実績で検討
- ・LOCA は発生経験はないため,配管の貫通クラックの発生経験から破断 に進展する確率を乗じて評価,小LOCA を除き不確定性(EF)は10を設 定
- ・LOCAの分類定義はNUREG-1150に同様の大・中・小3段階
- ・経年変化(Trend)は一定とし、プラント間の相違もないとの位置づけ
- ・配管以外の寄与については評価対象外
- b. NUREG-1829

Estimating Loss of Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process / June 2005

- ・リスク情報活用規制の一環としての設計基準 LOCA 見直しのため, NRC が LOCA 発生頻度を評価したもの
- ・専門家パネル(Expert Elicitation)により不確定性を含めた検討を実施
- ・配管からの寄与の他,非配管からの寄与として,原子炉圧力容器や蒸気 発生器などの機器も考慮
- ・LOCA 時の流出流量(等価破断径)により6段階に分類
- ・25 年運転想定での発生頻度と、ライセンス切れの頃(40 年運転想定)の 評価を実施, BWR では両者にほとんど差はない結果
- ・原子炉圧力容器については,確率論的破壊力学(PFM)による評価も参照 しつつ,破損頻度を検討

・NUREG/CR-5750 との結果比較があり、中 LOCA 部分を除き概ね一致 両文献より、プラント間や経年変化での差異は小さいと考えられることか ら、これらのデータはプラントによらず使用できると考える。なお、不確定 性が比較的大きいデータであることから、基本的に有効数字1桁として扱い、 表2に示すように評価値を検討した。

・NUREG-1829 と NUREG/CR-5750 の両文献データ(超過頻度・暦年ベース)を用いる。

以上より,LOCA 発生頻度の検討結果を図1にまとめる。



表 2 LOCA 発生頻度の検討

図1 LOCA 事象分類と発生頻度検討のまとめ

添付資料 3.1.1.b-1-4

起因事象から除外している事象の考え方と 原子炉圧力容器(RPV)破損頻度の評価結果

1. はじめに

本評価では、発生頻度、プラントへの影響などの観点から、PRAの対象と することの必要性は低いと考え、設計基準事故のうち、いくつかの事象を起因 事象から除外している。

ここでは、発生した場合に炉心又は使用済燃料プール(SFP)の燃料に影響を 与えると考えられる以下の事象について、その除外理由を補足するとともに、 今回別途評価した原子炉圧力容器破損頻度の評価結果を示す。

- ・燃料プールでの放射性物質の放出
- ・燃料集合体の落下
- ·制御棒落下
- · 主蒸気管破断
- ・RPV 破損
- 2. 起因事象から除外している事象の考え方
 - (a)「燃料プールでの放射性物質の放出」を除外する理由

使用済燃料プールでの燃料損傷(放射性物質の放出に関わるリスク)については、プラントの運転に直接影響する事象ではないこと及び、プラント運転中の使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱が低く、使用済燃料プールに充分な量の冷却材が保有されているため、対応の時間余裕が十分にあること等の理由から評価対象から除外している。

なお、使用済燃料プール内の燃料損傷のリスクについては、使用済燃料プ ール内の使用済燃料の崩壊熱が大きいプラント停止時について、内部事象 停止時レベル 1PRA を実施しており、使用済燃料プール内の崩壊熱が高い プラント停止時でも使用済燃料プールの冷却機能喪失に伴う燃料損傷の頻 度は 1×10⁻¹⁰/炉年未満と評価している。

また、使用済燃料プールでの燃料損傷に至るシーケンスについては、内部 事象停止時レベル 1PRA に基づき、プラント停止時の重要事故シーケンス の選定において考慮している。

(b)「燃料集合体の落下」を除外する理由

運転中における使用済燃料プールでの燃料集合体の落下事象としては、 使用済燃料集合体を移送する際の落下事象が考えられるが、落下が発生し た場合でもプラントの運転に直接影響する事象ではないため、起因事象か ら除外している。

添付資料 3.1.1.b-2-1

また、燃料つかみ機は、駆動源の圧縮空気が喪失した場合には燃料集合体 を外せないフェイル・セイフ設計とするなど、十分に信頼性の高い構造とし ている。

なお、設置許可申請書の事故評価の中で、燃料取替作業中に炉心内に燃料 集合体が落下する事故を評価しているが、その評価結果から、この事故によ って燃料の破損に至った場合においても、周辺公衆への放射線被ばくのリ スクは十分に小さい。

上記の通り、運転中における使用済燃料プールでの燃料集合体の落下事 象については、設計上の対策が講じられており、万一発生した場合を想定し ても、設置許可申請書の事故評価から、十分にリスクが低い事象であること が確認されていることから、重要事故シーケンスの選定においても考慮す る必要は無いと考える。

(c)「制御棒落下」を除外する理由

運転中における制御棒落下事故が発生した場合、瞬間的な出力上昇で一 部の燃料に破損が生じる可能性が考えられるが、この事象については設備 信頼性及び事象発生時の影響が小さいと考えられることを考慮して起因事 象から除外している。

制御棒及び駆動軸の接続部は、十分に信頼性の高い構造とし、必要な場合 以外に分離することがない設計となっている。万一、制御棒が駆動部から分 離し落下した場合、制御棒落下速度リミッタによって、落下速度が抑制され る。また、事故時に一部の燃料が破損し、希ガス及びよう素等の核分裂生成 物が燃料棒から放出された場合には、主蒸気隔離弁を自動閉止し、発電所外 への核分裂生成物の放出を最小限に抑える設計となっている。主蒸気隔離 弁閉後のプラント挙動は隔離事象と同様となるため、その後の展開は隔離 事象のイベントツリーに包絡される。

なお、設置許可申請書の事故評価の中で、原子炉の高温待機中に制御棒が 落下する事故を評価しているが、その評価結果から、この事故によって燃料 の破損に至った場合においても、周辺公衆への放射線被ばくのリスクは十 分に小さい。

上記の通り、運転中における制御棒落下事故については、設計上の対策が 講じられており、万一発生した場合を想定しても、設置許可申請書の事故評 価から、十分にリスクが低い事象であることが確認されていることから、重 要事故シーケンスの選定においても考慮する必要は無いと考える。

- (d)「主蒸気管破断」を除外する理由
 - 1) 主蒸気管破断発生頻度及び隔離失敗の確率

主蒸気管破断をその発生頻度及びその後の事象進展を考慮する上で重要

となる主蒸気隔離弁による隔離失敗の確率を検討する。

主蒸気管破断の発生頻度

今回の PRA では、LOCA の発生頻度について、海外の文献を参考に、 その口径の大きさに応じて発生頻度(ある口径以上の破断の生じる頻度)を 評価している。主蒸気配管(口径:700A)についてもこの考え方で評価(添付 資料 3.1.1.b-1 参照)すると、その発生頻度は 1.0×10⁻⁵ /炉年を下回るも のと推定されるが、本評価では主蒸気管 4 本で 1.0×10⁻⁵ /炉年として 検討する。

・主蒸気隔離弁による隔離失敗確率

主蒸気隔離弁(内側及び外側)による隔離に失敗する場合の故障モー ドとしては隔離弁の機械的故障と電気的故障(信号系の失敗)の2 通り が考えられる。ここで、機械的故障の確率は21ヶ年故障率より、空気 作動弁の閉失敗確率(3.2×10⁻⁴)を用いる。また、電気的故障の確率は、 その構成がほぼ同等である原子炉保護系(RPS)と同等と考えると、RPS の故障確率(平均値)が であることから、主蒸気隔離弁の電気 的故障の確率もこれに近い値を示すと考えられ、機械的故障の確率と 比べれば小さな値になると考えられる。このことから、主蒸気隔離弁に よる隔離の失敗確率には機械的故障の確率(空気作動弁の閉失敗確率 (3.2×10⁻⁴))を用いる。

2) 主蒸気管破断の発生箇所・隔離の成否と発生頻度及び重要事故シーケンスの選定への影響

ここで、主蒸気管破断をその発生箇所及びその後の事象進展を考慮する上 で重要となる隔離の成否に着目し、以下の3つの場合に分けて考える。また、 破断箇所の場合分けのイメージを図1に示す。なお、いずれの場合について も今回のPRAで考慮する必要性は低いと判断し、今回のPRAでは考慮しな いこととした。これは発生頻度が低いことや、今回のPRAで考慮している他の 起因事象と同じイベントツリーで整理されると考えたためである。

起因事象として考慮しないものの、主蒸気管破断をその発生箇所及び隔離 の成否によって整理すると、以下の3つのいずれの場合も他の起因事象と同 じイベントツリーで整理されることから、今回のPRAから抽出されたシーケンス 以外の新たなシーケンスが抽出されることは無く、重要事故シーケンスの選定 への影響は無い。

なお、今後の課題として起因事象を詳細化する場合には、これらについても 再度詳細に検討する余地があるものと考える。

①主蒸気内側隔離弁の外側(図1のa,b,c)で発生し、隔離に成功する場合

この場合、起因事象としては過渡事象のうち、隔離事象に整理できる。緩 和機能についても、今回の PRA で隔離事象に対して期待している機能と同 等と考えられる。発生頻度は 1.0×10⁻⁵ /炉年であり、これは今回の PRA で用いている隔離事象の発生頻度(2.7×10⁻² /炉年)に比べて小さな値で ある。

緩和機能が今回のPRAにおける隔離事象のイベントツリーと同等で あり、その発生頻度も今回のPRAで考慮している値に比べて小さいこ とから、主蒸気管破断が発生し、隔離に成功する場合を今回のPRAに含 めて考慮する必要性は低いものと考えた。

このため、事故シーケンス抽出の観点では、隔離事象のイベントツリー で考慮されているものと考える。

②主蒸気隔離弁の外側(図1のa,b,c)で発生し、隔離に失敗する場合

格納容器の外側(図1のa, b)で破断が発生した場合、起因事象としては 格納容器バイパス事象に整理できる。格納容器バイパス事象はレベル 1.5PRA において格納容器機能喪失に直結する事象として整理しており、 緩和機能には期待していない。発生頻度は、図1のbの箇所では、主蒸気 管破断の発生頻度(1.0×10⁻⁵/炉年)と内側隔離弁の閉止の失敗確率(3.2 ×10⁻⁴)の積をとり、3.2×10⁻⁹/炉年と考えられる。図1のaの箇所では、 更に外側隔離弁の閉止の失敗確率を考え、1.0×10⁻¹²/炉年となる。これ らの値は今回の PRA で用いている格納容器バイパス事象の発生頻度 (5.0×10⁻³/炉年)に比べて小さな値である。

格納容器の内側(図1のc)で破断が発生した場合、大LOCAに整理できると考えられる。これについては次の③で述べる。

格納容器バイパス事象は、緩和機能は期待できない事象であるが既に レベル 1.5PRA で考慮している事象であり、その発生頻度も今回の PRA で考慮している値に比べて小さいことから、今回の PRA では主 蒸気管破断を起因事象とする場合を考慮する必要性は低いものと考えた。

このため、事故シーケンス抽出の観点では、内部事象運転時レベル 1.5PRA における格納容器バイパス事象で考慮されているものと考える。 ③主蒸気隔離弁の内側(図1のd)で発生する場合

この場合、起因事象としては大 LOCA に整理できると考えられる。主蒸気 配管の口径(700A)は大破断 LOCA(大 LOCA)で考慮している口径の最小 値(125A)より大きいものの、原子炉減圧が不要なレベルの LOCA という点 では大 LOCA と同じである。また、主蒸気配管が原子炉の通常水位よりも高 い位置に設置されているため、大 LOCA と同じく気相から蒸気が流出する 事象になると考えられる。このことから、必要な緩和機能は大 LOCA と同等 と考えられる。なお、今回の PRA では大 LOCA の発生頻度を 2.0×10⁻⁵ / 炉年と整理しているが、これは口径 125A 以上の配管破断の発生頻度であ り、これには主蒸気配管(口径 700A)の発生頻度も含まれる。

主蒸気管相当の口径の配管が破断する場合についても今回の PRA では大 LOCA の発生頻度に含めて考慮している。また、緩和機能は今回

の PRA における大 LOCA のイベントツリーと同等である。

このため、事故シーケンス抽出の観点では、大 LOCA のイベントツリ ーで考慮されているものと考える。



図1 破断箇所の場合分けのイメージ

- 3. RPV 破損頻度の評価結果
 - **3.1 評価の目的**

RPV 破損頻度は、国内外での発生事例が無く、海外文献(WASH-1400)に おいても 10⁻⁷/炉年と報告されるなど、発生頻度の低い事象と考えられてい る。一方で、ECCS の注水能力を大きく上回る事象であり、炉心損傷直結と なることから、全炉心損傷頻度(CDF)に占める割合で見た場合、無視できな いものとなる場合がある。

本評価では、全 CDF が 8.8×10⁻⁶ /炉年であることから、仮に RPV 破断 の発生頻度を 1.0×10⁻⁷ /炉年とした場合、全体の約 1%を占めることとなり、 TW に次いで CDF の大きな事故シーケンスグループとなる。

これらの状況から、本 PRA における考慮の必要性を改めて確認すること を目的とし、今回、確率論的破壊力学(PFM)評価を用いて柏崎刈羽原子力発 電所 6/7 号機の RPV 破損頻度を評価した。

3.2 評価の概要

PFM を用いた RPV 破損頻度評価の流れを図 2 に示す。RPV の炉心近傍 の溶接線に存在する製造時き裂を初期き裂として、初期き裂 1 個当たりの 60 年後の破損確率を PFM によって評価し、溶接線に存在するき裂個数を 乗じることで RPV の破損確率を求めた。これを供用期間で除算することで、 RPV 破損頻度を求めた。

PFM 解析コードでは、初期き裂の深さ及びアスペクト比(長さ/深さ)の確率分布を層別化したセルで定義し、層別セルの重み(存在確率)を考慮した。 層別セルからサンプリングしたき裂の存在確率を、製造時の体積検査の検 出精度に応じて低減させた後、各き裂サンプルに対して、決定論的に寿命末 期までの RPV の荷重条件に応じたき裂進展解析を実施した。き裂進展解析 の結果、貫通に至った場合には貫通確率としてカウント(累積貫通確率)し、 サンプル計算を終了した。貫通に至らないサンプルは寿命末期の照射脆化 した破壊靱性と応力拡大係数の関係から破壊する場合の存在確率をカウン ト(累積破壊確率)した。以上の手順で求めたセルの累積貫通確率と累積破壊 確率を寿命末期まで合算したものを破損確率として、き裂1個当たりの寿 命末期の条件付き破損確率を求めた。

また、供用期間中検査によるき裂検出を考慮する場合と考慮しない場合 の2通りについて評価した。

- 3.3 評価条件
- 3.3.1 評価コード

初期き裂 1 個当たりの条件付き破損確率の評価には、PFM 解析コード PEPPER^[1]を用いた。

3.3.2 評価対象部位

照射脆化による破壊靱性値低下への影響が大きいRPV炉心部周りの溶接

線を対象とした。

3.3.3 初期き裂分布

初期き裂の形状分布はASTM の手法^[2]を参照した。

き裂深さ分布は、W.Marshall^[3]の指数分布式を用いたが、維持規格^[4]では き裂の進展及び破壊評価において安全側とするため、クラッド厚をき裂深 さに加算して健全性評価を実施することとなっている。そこで、き裂深さ分 布の平均値にクラッド厚さを加算した確率分布を用いて評価した。

3.3.4 き裂個数

溶接線に存在するき裂個数は、Simonen, F.A^[5]によると30 個/m³程度で あるとされている。現実的には初期のき裂個数はこの値よりも少ないと言 われている^[1]が、本検討では安全側にこの値を用いた。溶接線の開先形状は メーカにより異なるため、き裂個数は6号機で5.7個、7号機で3.7個とな った。

3.3.5 き裂検出確率

製造時検査及び供用期間中検査では、き裂深さに応じて検出確率式で求めたき裂検出確率をき裂の存在確率に乗じて低減させた。き裂の検出確率式には、W.Marshall^[6]が提案している式を用いた。

3.3.6 き裂進展評価

き裂進展評価では、維持規格^[4]の EB-3350 に従いフェライト鋼の軽水炉環境 中における疲労き裂進展速度式を用いた。き裂進展速度式に使用する応力拡大 係数は、維持規格^[4]の平板中の半楕円表面き裂の応力拡大係数を用いた。き裂 進展速度に維持規格^[4]で整備された上限包絡線を用いることで、安全側な評価 とした。き裂進展評価に用いる荷重条件は、詳細な FEM 解析による応力を参照 せず、各プラントの工認計算書の応力計算結果の最大応力強さをき裂面の垂直 方向に作用するように参照した。

3.3.7 不安定破壊評価

不安定破壊評価では、BWR の脆性破壊の条件として低温高圧の最も厳しい 耐圧試験状態を想定した。不安定破壊荷重は、応力計算書の試験状態の一次 膜+一次曲げ応力強さ(PL+Pb)の評価を参照し、これをき裂面に垂直な一次 膜応力 Pm として応力拡大係数 *Kapp*の計算に用いた。

脆性破壊評価に用いる破壊靱性 K_{IC} は、荷重条件の温度 T と関連温度 RT_{NDT} から下限包絡された維持規格の評価式で求めた。関連温度 RT_{NDT} の初 期値は、各プラントの材料試験データから設定した。関連温度は、寿命末期での 照射脆化の影響を考慮し、初期関連温度と関連温度移行量 ΔRT_{NDT} を用いて 求めた。プラント寿命を 60 年として、各プラントの照射脆化による関連温度移行 量を JEAC4201-2007^[7]に基づいて評価し、関連温度移行量のばらつきで破壊 靱性がばらつきを持つよう設定していることから、このばらつきが破壊確率へ大き く影響を与える。

添付資料 3.1.1.b-2-7

不安定破壊は Kapp が KICを超えた場合に生じるものとした。

3.4 評価結果

評価結果を表1に示す。表1の通り、6号機、7号機のRPV破損頻度は供用 期間中検査を考慮しない場合には10⁻¹⁵/炉年未満、供用期間中検査を考慮した 場合には10⁻²⁰/炉年程度と非常に小さな値となった。

3.5 まとめ

PFM を用いた簡易的な評価の結果、RPV 破損頻度は過去の文献で示され ている値に比べて十分に低いことが確認された。今回の評価結果に基づく と、RPV 破損による CDF は全 CDF に比べて無視できる値である。また、 RPV は製造時及び供用期間中検査等で十分に健全性が確認されている機器 であり、RPV 破損は PRA の起因事象から除外して問題ないものと考える。

また、事故シーケンス抽出の観点では、本事象は大 LOCA を超える破断 口径の LOCA(Excessive-LOCA)として、炉心損傷直結事象に整理されるも のと考える。その発生頻度が十分に低いと考えられるため、内部事象運転時 レベル 1PRA の起因事象からは除外したが、地震レベル 1PRA からは Excessive-LOCA が抽出されていることから、本事象については重要事故 シーケンスの選定プロセスの中でその扱いを整理している。

- 3.6 参考文献
 - [1] JWES-AE-1204, リスク活用のための確率論的破壊力学技術-基礎と応用-, 日本溶接協会 原子力研究委員会, 平成 24 年 12 月
 - [2] Probabilistic Fracture Mechanics and Fatigue Methods. Applications for Structural Design and Maintenance, Bloom/Ekvall editors, ASTM STP 798
 - [3] W. Marshall, "An assessment of the integrity of PWR pressure vessel", U.K. AEA, 1982.
 - [4] JSME 維持規格 2012 年版(JSME S NA-2012), 日本機械学会, 2012 年 12 月
 - [5] Simonen, F.A., et al., "VISA-II A Computer Code for Predicting the probability of Reactor Pressure Vessel Failure," NUREG/CR-4486, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA, 1986.
 - [6]W. Marshall, "An assessment of the integrity of PWR pressure vessel", U.K. AEA, 1976.
 - [7] 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007, 日本電気協会 原子力 規格委員会

以 上

	6 号機	7 号機
供用期間中検査を考慮しない場合	2.5×10 ⁻¹⁶ /炉年	3.0×10 ⁻¹⁸ /炉年
供用期間中検査を考慮した場合	1.2×10 ⁻²⁰ /炉年	7.3×10 ⁻²¹ /炉年

表1RPV 破損発生頻度評価結果



図2RPV 破損発生頻度評価の流れ

運転時 PRA において通常停止を起因事象として取扱う考え方

(1) 運転時を対象とした PRA の対象範囲

運転時を対象とした PRA の対象範囲については、日本原子力学会標準「原 子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準 (レベル 1PSA 編): 2008」(以下「学会標準」という。)において、BWR では 図1に示す通り、「CR 引抜開始」から「復水器真空破壊」までとされている。



図1 運転時を対象とした PRA 及び停止時 PRA の対象範囲

①~③の期間を出力運転時 PRA に含めることは、使用可能な緩和設備、緩 和設備の信頼性の観点から通常運転時と同等であることを以て問題ないと判 断している。①~③の各期間を出力運転時 PRA に包含する理由は以下通り。

① 出力降下開始 ~ 全 CR 全挿入

使用可能な緩和設備は、出力の降下に伴って定格出力運転時から変化 する(減少する)ものの、出力運転期間に比べて当該期間は極めて短い(① の時間が数時間に対し、通常の運転期間は 13 ヶ月)ことを考慮すると、 定格出力運転時と同等として扱うことに問題はないと考える。なお、緩 和設備のサポート系も出力運転時と同等の状態である。

緩和設備の変化について、例えば原子炉停止機能に注目すると、原子 炉圧力/出力が低下した状態では、プラント運用のため下記のスクラム信 号がバイパスされるが、これは燃料健全性を確保する上で、下記のイン ターロックによる原子炉スクラムの必要が無い状況に移行したことによ るものであり、①の期間中の厳密なモデル化の有無が PRA の結果に有意 な影響を及ぼすものではない。

- ・ 原子炉圧力の低下に伴う「主蒸気隔離弁閉」によるスクラム
- ・ 原子炉出力の低下に伴う「主蒸気止め弁閉」及び「タービン加減 弁急速閉」によるスクラム

添付資料 3.1.1.b-3-1

② 全 CR 全挿入 ~ 真空破壊

使用可能な緩和設備は定格出力運転時から変化する(減少する)ものの、 当該期間が短いことを考慮すると、この相違は PRA の観点で有意となる ものではなく、定格出力運転時と同等として扱うことに問題はないと考 える。なお、緩和設備のサポート系も出力運転時と同等の状態である。

③ CR 引抜開始 ~ 定格出力

使用可能な緩和設備の待機状態は出力運転時から変化する(減少する) ものの、本期間の崩壊熱が小さいこと、定期検査での点検によりランダ ム故障の確率が低減されていると考えられること、当該期間が極めて短 いことを考慮すると、この相違はPRAの観点で有意となるものではなく、 定格出力運転時と同等として扱うことに問題はないと考える。なお、緩 和設備のサポート系も出力運転時と同等の状態である。

(2) 通常停止を起因事象として取扱う考え方

学会標準において、起因事象とは「通常の運転状態を妨げる事象であって、 炉心損傷及び格納容器損傷に波及する可能性のある事象」と定義されている。 今回実施した内部事象出力運転時レベル 1PRA では、上記の学会標準の定 義を踏まえて、以下の考え方により通常停止(計画停止及び軽微な故障による

計画外停止)を起因事象として考慮している。

- ・通常停止も過渡事象等と同様、炉心の冷却及び崩壊熱除去によって原子 炉を冷温停止に移行させる必要があるため。
- ・崩壊熱レベルが出力運転時と同程度と高く、動作を期待する緩和設備が 機能しない場合に炉心損傷及び格納容器破損に波及する可能性は、その 他の起因事象が発生した場合と同等と考えられるため。
- ・通常停止(計画停止及び計画外停止)は、発生頻度が年約1回以上と高いこ とから、結果として本事象を起因として炉心損傷頻度及び格納容器損傷 に至る頻度は高く、評価上無視出来ないと考えるため。
- ・通常停止には計画外停止が考慮されていることから、過渡事象等の起因 事象でなくとも、計画外停止の増加はリスクの増分として反映される。
 計画停止の観点では、通常の運転期間を変更した場合、定期検査までの 期間が変化することの影響(過渡事象等の発生実績の傾向が増減する等) が表れる可能性が考えられる。これらのことから、通常停止(計画停止及 び計画外停止)を起因事象として考慮することは、運転中のプラントのリ スクを網羅的に考慮する上で適切と考える。

以 上

「起動操作」を起因事象に含めないことの考え方

今回実施した内部事象運転時レベル 1PRA では、起因事象(通常の運転状態を 妨げる事象であって、炉心損傷及び格納容器損傷に波及する可能性のある事象) として「通常停止(計画停止及び軽微な故障による計画外停止)」を考慮している。 一方で、起動操作そのものは起因事象として考慮していない。これは、起動時 のプラントの状態に関する以下の点を考慮し、起動時のリスクが小さく、運転 時の評価に包絡されると考えたためである。

- ・起動時のプラントの状態は運転時とほぼ同じであること
- ・炉停止後の時間経過及び新燃料の装荷により崩壊熱レベルが低いこと
- ・起動前には安全系などが点検されているため、ランダム故障の確率が低減されていると考えられること。

なお、起動操作の期間について、日本原子力学会の学会標準では、出力運転 時のPRAの対象とする期間を制御棒の引き抜き開始から復水器真空破壊までと しており、この期間に生じたトラブル事象は全て起因事象として考慮されてい る。このため、プラント起動中に生じたトラブル事象も起因事象として考慮さ れている。

以 上

起因事象発生頻度の評価における考え方

内部事象運転時レベル 1PRA に用いる起因事象の抽出は以下の手順で実施している。

○過渡事象

設置許可申請書添付書類十で評価されている原子炉の異常な過渡変化 及び事故について分析、発生後のプラント挙動を考慮し、7つの起因事 象にグループ化

○従属性を有する起因事象

設置許可申請書添付書類八等に記載されている、原子炉の運転に係わ る設備についての機能喪失時の影響を検討、補機冷却系の故障、電源 の故障等の7つの起因事象を抽出

○原子炉冷却材圧力バウンダリに関する事象(LOCA)

破断規模によりプラント応答が異なることを考慮し、大 LOCA、中 LOCA、小 LOCA の 3 事象に分類

これに通常停止を加え、内部事象運転時レベル 1PRA における起因事象として用いている。

抽出した起因事象の発生頻度は、基本的に以下の考え方及び①~③の優先順 位に基づいて評価している。

①国内の運転経験データにおいて、発生が報告されている事象については、 発生件数を国内プラントの総運転炉年等で除した値とした。

【対象事象】過渡事象(S/R 弁誤開放を除く)、通常停止

②国内の運転経験データにおいて、発生が報告されていない事象であっても、 発生頻度等の評価に活用可能な文献等を参照可能な事象については、それ らを参照・検討し、値を設定した。

【対象事象】LOCA, ISLOCA

③国内の運転経験データでは発生が報告されておらず、発生頻度の評価に活用可能な文献等が確認できない事象については、国内での発生件数を 0.5件とし、これを国内プラントの総運転炉年等で除した値とした。

【対象事象】S/R 弁誤開放、従属性を有する起因事象

以上

起因事象「外部電源喪失」の発生頻度の算出に用いる運転実績

KK6/7 号機の PRA では、外部電源喪失の発生頻度を国内 BWR の運転実績の みを対象として算出しており、国内 PWR の実績は含めていない。外部電源設備につ いては BWR と PWR の間に大きな相違が無いと考えられることから、今後の評価では BWR と PWR の運転実績を統合した値を用いることも検討していく。

なお現在のBWRとPWRの外部電源喪失の発生頻度はほぼ同等であり、仮に両 者の運転実績を合わせて評価しても、炉心損傷頻度(CDF)の変化は小さい。

1. KK6/7 号機の PRA に用いた起因事象「外部電源喪失」の発生頻度

KK6/7号機のPRAでは、外部電源喪失の発生頻度を次の様に算出している。 現在は国内BWRの運転実績のみを対象として算出しており、PWRの実績は考慮 していない。

起因事象「外部電源喪失」発生頻度(KK6/7 号機) = 国内 BWR の外部電源喪失事象発生回数/国内 BWR の暦年^{*1} = 3 / 706.1 = 4.2×10⁻³ (/炉年) ※1 暦年は営業運転開始から平成 21 年 3 月までの国内 BWR プラント 運転期間及び運転停止期間の合計値

2. 国内 PWR プラントにおける起因事象「外部電源喪失」の発生頻度

国内 PWR プラントの PRA^{*2}では、国内 PWR の運転実績を元に、KK6/7 号機の PRA と同様の考え方で次の様に外部電源喪失の発生頻度を算出している例がある。

※2 川内原子力発電所発電用原子炉設置許可変更申請書(1号及び2号発電用原子炉施設の変更)添付書類の一部補正 平成26年6月 九州電力株式会社

起因事象「外部電源喪失」発生頻度(国内 PWR プラントの評価例) = 国内 PWR の外部電源喪失事象発生回数/国内 PWR の暦年^{**3} = 3 / 621 = 4.8×10⁻³ (/炉年) **3 暦年は営業運転開始から平成 23 年 3 月までの国内 PWR プラント 運転期間及び運転停止期間の合計値

3. 外部電源喪失の発生頻度を変動させた場合の PRA 結果への影響

外部電源喪失の発生頻度の算出の考え方にBWRとPWRでの違いは無く、 その値についてもほぼ同等である。仮にBWRとPWRの運転実績を合計して 外部電源喪失の発生頻度を算出すると、

添付資料 3.1.1.b-6-1

6 / 1327.1 = 4.5×10⁻³ (/炉年)

となる。KK6/7 号機の PRA における、外部電源喪失を起因とした場合の炉 心損傷頻度(CDF)は 9.0×10⁻⁹/炉年であるため、BWR と PWR の運転実績 を合計した場合、CDF は、

9.0×10⁻⁹×(4.5×10⁻³/4.2×10⁻³) = 9.6×10⁻⁹ (/炉年)

となり、CDF の増加分は 6×10⁻¹⁰ /炉年となる。この増加分は、KK6/7 号機の PRA における外部電源喪失を起因とした場合の CDF の 1 割弱で あり、全炉心損傷頻度 3.3×10⁻⁶ /炉年に比べても小さな値である。

外部電源喪失を起因としたシーケンスのCDFが一様に1割程度増加するものの、起因事象別のCDFにおける外部電源喪失の割合は全体の0.3%であることから、全体の結果に与える影響は極めて小さいものと考える。

以上

具体的破断箇所を想定した場合の LOCA 後の炉心損傷頻度

今回の申請において実施した PRA(申請用評価)における起因事象の LOCA の 考え方では、具体的な破断箇所は設定せず、LOCA の発生頻度について検討さ れている海外の文献を参考に、大 LOCA、中 LOCA、小 LOCA それぞれに相当 する大きさの破断の発生頻度を設定している。

これに対し本評価では、破断が原子炉圧力バウンダリの溶接箇所で生じると 想定した上で、破断が ECCS で生じた場合には当該 ECCS での緩和に期待でき ないものとして炉心損傷頻度を算出した。評価の結果、申請用評価での LOCA 後の炉心損傷頻度と本評価での LOCA 後の炉心損傷頻度に大きな値の相違が無 いことを確認した。

1. ECCS 及びその他の系統での LOCA 発生頻度の算出

系統別の LOCA の発生頻度は式(1)で算出した。算出に用いた値と算出結果 を表1に示す。申請用評価では破断口径 25A 未満を小 LOCA、25A 以上・125A 未満を中 LOCA、125A 以上を大 LOCA としているが、本評価では破断口径 100A 以上を大 LOCA、100A 未満を中 LOCA とし、RCIC の緩和機能に期待 しないものとした。また、各 LOCA 発生頻度は今回の PRA で用いた値とした。

着目する系統の配管破断発生頻度 = 着目する系統の機能維持に係わる溶接線数 原子炉圧カバウンダリでの全溶接線数 × LOCA発生頻度 …式(1)

	溶接絲	泉数 ^{※1}	配管破断発生頻度 [/炉年]				
	100A 以上	100A 未満	大 LOCA	中 LOCA			
HPCF(B)	8	17^{st_2}	$9.6 imes 10^{-7}$	$2.8 imes10^{-5}$			
HPCF(C)	8	0	$9.6 imes 10^{-7}$	0			
RCIC	$71^{st_{3}}$	63^{*3}	$8.6 imes 10^{-6}$	$1.0 imes 10^{-4}$			
LPFL(A)	18^{st_4}	0	$2.2\! imes\!10^{-6}$	0			
LPFL(B)	10	0	$1.2\! imes\!10^{-6}$	0			
LPFL(C)	9	0	$1.1 imes 10^{-6}$	0			
その他の原子炉 圧力バウンダリ	42	34	$5.1 imes 10^{-6}$	$6.8 imes 10^{-5}$			
合計	166	108	$2.0 imes 10^{-5}$	$2.0 imes 10^{-4}$			

表 1	各系統の)配管口:	径別の)溶接線数	と系統当り	DLOCA	発生頻度
-1A I			11./1.1 ~ /	11113 4 /1215 4 4		~ 10011	. /L L./78/X

※1 溶接線数は、クラス1機器の検査カテゴリ B-F 及び B-J から抽出した。

※2 HPCF(B)合流する SLC の配管を考慮した。

※3 主蒸気系及び給水系の溶接部のうち、RCICの機能喪失に繋がる箇所を考慮した。

※4 給水系の溶接部のうち、LPFL(A)の機能喪失に繋がる箇所を考慮した。

添付資料 3.1.1.b-7-1

2. LOCA 発生後の炉心損傷頻度

具体的破断箇所を想定した場合のLOCA後の炉心損傷頻度は式(2)で算出した。算出に用いた値と算出結果を表2に示す。

LOCA後の炉心損傷頻度 = $\sum_{i} \left(\stackrel{\textbf{系統}i \circ \textbf{CO}}{\textbf{LOCA発生頻度}} \right) \times \left(\stackrel{\textbf{系統}i \leftarrow 期待できない場合の}{\textbf{条件付炉心損傷確率}} \right) \cdots \cdots 式(2)$

	条件付炉心損傷確率		炉心損傷頻度 [炉年]		
	大 LOCA	中 LOCA	大 LOCA	中 LOCA	
HPCF(B)					
HPCF(C)					
RCIC					
LPFL(A)					
LPFL(B)					
LPFL(C)					
その他の原子炉					
圧力バウンダリ					
合計					

表2 各系統での LOCA 発生後の条件付炉心損傷確率と炉心損傷頻度

3. 申請用評価の結果と本評価結果の比較

LOCA後の炉心損傷頻度について、申請用評価の結果と本評価の結果を表3 に示す。また、申請用評価でのLOCA後の炉心損傷頻度を追記したイベント ツリーを図1,2に示す。評価結果の比較から、申請用評価でのLOCA後の炉 心損傷頻度と本評価でのLOCA後の炉心損傷頻度に大きな値の相違が無いこ とを確認した。

表3 申請用評価の結果と本評価結果の比較

	大 LOCA	中 LOCA
申請用評価における LOCA 後の 炉心損傷頻度[/炉年]	$8.3 imes 10^{-10}$	$7.3 imes 10^{-9}$
本評価における LOCA 後の炉心損傷頻度[/炉年]		

以 上



図1 申請用評価における大 LOCA 後のイベントツリーと炉心損傷頻度



図2 申請用評価における中 LOCA 後のイベントツリーと炉心損傷頻度

インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)の発生箇所の考え方

ISLOCAとは、原子炉冷却材圧力バウンダリの高い圧力が、隔離失敗によってそれと直結した格納容器外の低圧設計の箇所に付加され、低圧設計の箇所が破断することに伴って発生するLOCAである。

本PRAでは、ISLOCAを内部事象出力運転時レベル1PRAの起因事象として取り 扱うこととし、詳細評価を実施することとした。評価の詳細を以下に示す。

添付資料 3.1.1.b-8-2

以上
表2 ISLOCA発生頻度評価のためのパラメータ



添付資料 3.1.1.b-8-5





ISLOCAの評価に関する海外(米国)との違い(データ及びシナリオ)

ISLOCAの評価に関する海外との違いについて、NUREG/CR-5928(ISLOCA Research Program)と比較した。

1. NUREG/CR-5928 における ISLOCA 評価の概要

NUREG/CR-5928 では、米国の BWR4 プラントを対象とした評価を実施 している。

- ① ISLOCA 発生頻度
 - RCIC, HPCI : ϵ
 - CS : 1.7×10^{-9}
 - ・ LPCI 注入配管 : 2.7×10⁻⁸
 - ・ SHC 吸込み配管: 3.7×10⁻⁸
- ② ISLOCA による炉心損傷頻度
 - RCIC, HPCI : ϵ
 - CS : 1.7×10^{-9}
 - ・ LPCI 注入配管 : 2.7×10⁻⁹
 - ・ SHC 吸込み配管: 3.7×10-9
- ③ RHR の SHC 吸込み配管についての ISLOCA 発生頻度の評価例(図 1 参照)
 - 低圧部への過圧の発生頻度
 = (F009 内部破損+F608 内部破損)×F008 内部破損
 = (1×10⁻⁷ /h +1×10⁻⁷ /h)×1×10⁻⁷ /h×8760/2 h×8760 h/y
 = 7.7×10⁻⁷ /y
 - F006 の電動弁について、開状態と閉状態について各々50%の確率 と仮定しており、これにもとづき、配管の破損頻度は以下の通りに 評価している。
 配管破損頻度=7.7×10⁻⁸/y×(0.5×0.074+0.5×0.023)
 = 3.7×10⁻⁸/y
 - さらに、運転員による破断箇所の隔離の成功確率を 90%(失敗確率 0.1)と仮定しており、ISLOCA の CDF は以下の値となる。 CDF= 3.7×10⁻⁸/y×0.1

 $= 3.7 \times 10^{-9}/y$

添付資料 3.1.1.b-9-2

添付資料 3.1.1.b-9-3

以上



図1 NUREG/CR-5928 における RHR の配管線図

図2 HPCFの配管破損確率の算出(例)

添付資料 3.1.1.b-9-6

PRA における炉心損傷の定義としての燃料被覆管の酸化率の扱い

「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(平成25年6月原子力規制委員会)」では、炉心損 傷防止の要件として以下が挙げられている。

- (1) 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること(温度制限)。
- (2) 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(酸化量制限)。

これらの要件については、以下のように考えることが出来る。

(1)の温度制限は、事故進展の過程において、燃料被覆管温度が 1,200℃に達した場合の急激な金属-水反応による酸化反応の進行と、それに伴う反応熱の 発生による被覆管脆化及び燃料の損傷の防止によって炉心損傷を防ぐことを目 的とした要件と考えられる。

一方、(2)の酸化量制限は、事故進展の過程において蒸気冷却によって一定の 冷却が達成され、燃料被覆管温度は1,200℃以下であるものの、高温の状態が長 期間継続することで被覆管脆化が進行する状態について、これを防止し、燃料 の損傷を防ぐことを目的とした要件と考えられる。なお、参考として(2)の酸化 量制限に到達する燃料被覆管温度と蒸気冷却継続時間の関係を表1に示す。

これまでの PRA 評価では、上記の(1)を十分満足出来るだけの注水能力を有す る設備に限定して、期待する緩和設備を設定しており、この注水能力の場合に は表 1 から(2)が満足されることは明らかであることから、炉心損傷防止の要件 として(1)のみを設定していた。

本 PRA 評価においては上記の考え方にもとづき、炉心損傷の定義を日本原子 力学会標準^[1]と同様に(1)のみとした。

[1] 日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安 全評価に関する実施基準 (レベル 1PSA 編):2008

以 上

燃料被覆管温度	酸化量制限に至る
	蒸気冷却継続時間
1200°C	13 分
1000°C	3 時間
900°C	12 時間
800°C	74 時間

表1 燃料被覆管温度と酸化量制限に至る蒸気冷却継続時間の関係

成功基準設定の考え方

成功基準の同定の要件として、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 1PSA 編): 2008」」では以下の通りとされている。

~ 以下、学会標準から抜粋 ~

6.1.4 熱水力解析・構造解析による成功基準の同定 起因事象のグループ化と 事故シーケンスのモデル化との詳細さのバランスを考慮し、熱水力解析又は構 造解析を用いて成功基準を同定する。・・・(中略)・・・。<u>原子炉設置許可申請</u> 書や同型プラントに関する PSA において、当該プラントに適用することが可能 な成功基準がある場合にはこれを用いてもよい。

本 PRA 評価では、設置変更許可申請書において設計が確認された設備を安全機能として設定している。

したがって、成功基準の設定においては、上記学会標準の要件を踏まえて、 主に設置変更許可申請書及び先行 PRA の情報を基にしている。参考として、炉 心冷却機能を対象とした、成功基準設定に係る検討結果を表1に示す。

また、成功基準に関する解析の1例として、大LOCA時にHPCF1系統で注 水を行った際の燃料被覆管最高温度(PCT)及び燃料被覆管酸化割合の評価した。 評価の結果、大LOCA後のHPCF1系統の注水により、炉心の露出に至ること は無いため、PCTは初期温度を上回らず、燃料被覆管の酸化割合の増加も無い ことが確認された。評価条件を表2に、評価結果を表3及び図1から図3に示 す。

以 上

安全機能		成功基準の設定根拠
原子炉隔離時冷却系	設置変更許可申請書	・ 復水・給水系からの給水喪失時に、原子炉水位(レベル 2)で自動起動し、原子炉水位がレ
(RCIC)		ベル 1.5 に至ることはない。【過渡事象の成功基準】
		・ 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する 25mm(1 インチ)径の小口径配管の破断に相当す
		る原子炉冷却材の漏えいがあった場合でも、原子炉冷却材の保有量を回復できるよう適切
		な流量で給水できる。【 <u>小 LOCA の成功基準</u> 】
高圧注水系	設置変更許可申請書	 HPCF ポンプ1 台の容量は180m3/h~730m3/h であり、RCIC と同等以上の容量を有して
(HPCF)	先行 PRA	いるため、RCIC で成功する過渡事象及び小 LOCA は HPCF ポンプ 1 台で炉心冷却が可
		能と判断した。【 <u>過渡事象、小 LOCA の成功基準</u> 】
		・ 先行 PRA の成功基準では、全事象に対して HPCF ポンプ 1 台で炉心冷却が可能とされて
		いる。【全事象の成功基準】
自動減圧系	設置変更許可申請書	 原子炉水位低とドライウェル圧力高の同時信号により、逃がし安全弁を強制的に開放し、
(ADS)		中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。【低
		圧注水成功のための成功基準】
低圧注水系	設置変更許可申請書	・ 先行 PRA の成功基準を参考に設定。全事象に対して LPFL ポンプ1 台で炉心冷却が可能
(LPFL)	先行 PRA	である。【全事象の成功基準】
給水系	設置変更許可申請書	・ M/D-RFP ポンプ1台の容量は、2,300m3/h であり、HPCF ポンプ1台の容量730m3/h よ
(M/D-RFP)		りも大きいことから、成功基準として設定した。
		ただし、大中 LOCA 時は、復水器ホットウェルへの補給が間に合わないため、成功基準
		に含めていない。【 <u>大中 LOCA を除く全事象の成功基準</u> 】
復水系	設置変更許可申請書	・ 復水系として期待する低圧復水ポンプ1台の容量は2,700m3/hであり、LPFLポンプ1
(LPCP)		台の容量 950m3/h よりも大きいことから、成功基準として設定した。
		ただし、大中 LOCA 時は、復水器ホットウェルへの補給が間に合わないため、成功基準
		に含めていない。【 <u>大中 LOCA を除く全事象の成功基準</u> 】

表1 炉心冷却機能に係る成功基準設定の検討結果

	評価条件
解析コード	SAFER
初期出力	102%
初期炉心流量	90%
初期炉心水位	通常水位
破断箇所	RHR 吸込配管(両端破断)
	事象発生と同時に喪失
外部電源	(時刻0秒で給水ポンプトリップ,
	RIP 全台トリップ)
HPCF 起動条件	原子炉水位低(L1.5)

表2 大LOCA 事故の評価条件(HPCF1系統注水)

表3 大LOCA 事故の評価結果(HPCF1系統注水)

評価項目	解析結果
燃料被覆管最高温度	初期値
燃料被覆管酸化割合	増加なし



図1 大LOCA事故時の原子炉圧力(HPCF1系統注水)

添付資料 3.1.1.c-2-3



図2 大LOCA 事故時の原子炉水位(シュラウド内水位)変化(HPCF1 系統注水)



図3 大LOCA事故時の燃料被覆管温度変化(HPCF1系統注水)

事象進展解析結果を踏まえた成功基準の設定例

1. 成功基準設定と事象進展解析の活用の考え方

本 PRA では、設置変更許可申請書において設計が確認された設備を安全機能 として設定している。従って、設置変更許可申請書の設計情報をもとに成功基 準を設定しているほか、過去の PRA の情報(先行例)についても参照し、成功基 準の設定に活用している。

一方、成功基準の設定に際して詳細化の余地があると考えられる点について は必要に応じて事象進展解析を実施し、成功基準とする系統あるいは機器の数 を決定している。ここでは、事象進展解析結果を踏まえた成功基準設定の例と して、小 LOCA 発生後に減圧して LPFL1 系列で注水する際、炉心損傷に至る ことなく炉心を冷却するために必要な S/R 弁の最少の開放弁数の確認結果を示 す。

2. 解析条件及び解析結果と成功基準の設定

解析に用いた条件を表1に、解析結果を表2に、解析結果の例を図1に示す。解 析コードはMAAPを用いた。表2の通り、小LOCA後にS/R弁(ADS)によって減 圧し、LPFL1系列によって注水する場合、S/R弁が1弁以上開放されれば、減 圧から注水までの過程における燃料温度の上昇は、炉心損傷となる1200℃以 下に抑えられることが確認された。この結果から、小LOCA発生後に減圧して LPFL1系列で注水する場合のS/R弁の最少の開放弁数は1弁とした。

以上

項目	条件
原子炉出力	3926 MW
原子炉圧力	7.17 MPa
原子炉水位	レベル3
原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)
MSIV 閉	原子炉水位低(レベル 1.5)
破断箇所	HPCF 注入配管**

表1 主な解析条件(小 LOCA)

※小LOCAとして、RCICでの水位維持が可能な破断面積を設定

表2 解析結果(小LOCA)

解析ケース	燃料被覆管最高温度[K]
S/R 弁 1 弁減圧+LPFL1 系注水	
S/R 弁 2 弁減圧+LPFL1 系注水	-

図1小LOCA後の燃料被覆管温度の推移(S/R 弁1弁減圧+LPFL1系列注水の場合)

添付資料3.1.1.d-1

柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機 内部事象出力運転時レベル1PRAイベントツリー集

添付資料3.1.1.d-1-1

目	次	
---	---	--

	各へディングの概要	
\bigcirc	非隔離事象(T1) ····································	1-1
\bigcirc	非隔離事象 ATWS(T1) ······ 図	1-2
\bigcirc	隔離事象(T2)	2-1
\bigcirc	隔離事象 ATWS(T2) 図	2-2
\bigcirc	全給水喪失事象(T3)	3-1
\bigcirc	全給水喪失事象 ATWS(T3) 図	3-2
\bigcirc	水位低下事象(T4) ····································	4-1
\bigcirc	水位低下事象 ATWS(T4) 図	4-2
\bigcirc	RPS 誤動作等(T5) ····································	5
\bigcirc	外部電源喪失事象(T6) 図	6-1
	・外部電源喪失事象(LOCV)	6-2
	・外部電源喪失事象(TE1)(DG-A,B,C 成功)	6-3
	・外部電源喪失事象(TE2)(DG-C 失敗)	6-4
	・外部電源喪失事象(TE3)(DG-B 失敗)	6-5
	・外部電源喪失事象(TE4)(DG-B,C 失敗)	6-6
	・外部電源喪失事象(TE5)(DG-A 失敗)	6-7
	・外部電源喪失事象(TE6)(DG-A,C 失敗) 図	6-8
	・外部電源喪失事象(TE7)(DG-A,B 失敗) 図	6-9
	・外部電源喪失事象(TE8)(DG-A,B,C 失敗) 図	6-10
\bigcirc	外部電源喪失事象 ATWS(T6)	6-11
\bigcirc	S/R 弁誤開放(T7)	7-1
\bigcirc	S/R 弁誤開放 ATWS(T7) 図	7-2
\bigcirc	大 LOCA(A) ···································	8-1
\bigcirc	大 LOCA ATWS(A)	8-2
\bigcirc	+ LOCA(S1)	9-1
\bigcirc	+ LOCAATWS(S1) ······	9-2
\bigcirc	小 LOCA(S2)	10-1
\bigcirc	小 LOCA ATWS(S2) 図	10-2
\bigcirc	交流電源故障(非常用 C 系)(MD4)	11
\bigcirc	交流電源故障(非常用 D 系)(MD5)	12
\bigcirc	交流電源故障(非常用 E 系)(MD6)	13
\bigcirc	直流電源故障(区分 1)(MD7)	14
\bigcirc	直流電源故障(区分 2)(MD8)	15
\bigcirc	直流電源故障(区分 3)(MD9)	16

\bigcirc	原子炉補機冷却海水系故障(A系)(MD1) 図 17
\bigcirc	原子炉補機冷却海水系故障(B系)(MD2) 図 18
\bigcirc	原子炉補機冷却海水系故障(C系)(MD3) 図 19
\bigcirc	タービン補機冷却海水系故障(MD10)
\bigcirc	通常停止(N)
\bigcirc	インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)(T8) 図 22

各ヘディングの概要

イベントツリーにおける各ヘディングについて、以下にその概要を示す。

- 1. 原子炉停止機能
 - (1) スクラム系

非 ATWS のイベントツリーで定義している。殆どの過渡事象で、ATWS は、ATWS のイベントツリーを別に作成している。このため、過渡事象を 起因として ATWS に進展する(分岐する)シーケンスがあることを明示する ため、このヘディングを設定している。ATWS は ATWS のイベントツリー でその発生確率を含めて分析する上、非 ATWS のイベントツリーとは成功 基準が異なり、考慮するヘディングも異なるため、非 ATWS のイベントツ リーでは分析していない。このため、非 ATWS イベントツリーの分析結果 に影響しないよう、非 ATWS の評価結果に照らしても充分に小さく無視で きる値として、非常に小さい失敗確率

(2) スクラム電気系

ATWS のイベントツリーで設定している。原子炉保護系(RPS)についての ヘディングであり、信号系及びスクラム電磁弁等についてフォールトツリ ーを用いて非信頼度を定めている。

(3) ARI

ATWS のイベントツリーで設定している。代替制御棒挿入機能(ARI)についてのヘディングであり、ARI の信号系及び ARI の電磁弁等についてフォールトツリーを用いて非信頼度を定めている。スクラム電気系(RPS)のバックアップとしての機能を持ち、RPT と組み合わせることで原子炉を停止することができる。

(4) スクラム機械系

ATWS のイベントツリーで設定しており、スクラムに関する機械側の失敗確率を設定している。の制御棒の挿入に失敗すると未臨界を確保できないという過去の知見回をもとにの制御棒の挿入に失敗する確率を算出し、スクラムに関する機械側の失敗確率としている。(機械側の失敗確率の根拠及び詳細は添付資料 3.1.1.e-3 参照)

(5) RPT

ATWS のイベントツリーで設定している。再循環ポンプトリップ(RPT) についてのヘディングであり、RPT の信号(再循環ポンプトリップの信号で ある原子炉圧力高信号又はタービントリップ信号)について、フォールトツ リーを用いて非信頼度を定めている。ARI との組み合わせ又は HPCF(水位 維持)、S/R 弁による圧力制御、SLC と組み合わせることで原子炉を停止す 添付資料3.1.1.d-1-4 ることができる。

(6) SLC

ATWS のイベントツリーで設定している。ATWS 時の SLC の手動起動等 の人的過誤確率を含め、SLC に関連する機械系、電気系、信号系の関連を フォールトツリーでモデル化し、非信頼度を定めている。RPT、HPCF(水 位維持)、S/R 弁による原子炉圧力制御と組み合わせることで原子炉を停止 することができる。

(7) 停止認知

S/R 弁誤開放発生後の ATWS のイベントツリーで設定している。S/R 弁 誤開放発生時には、プラントパラメータがスクラム設定値に至るまでに十 分な時間的余裕があるため、自動スクラム信号が発生する前に運転員が原 子炉停止の必要性を認知することを想定している。即ち、S/R 弁誤開放発生 後の ATWS のイベントツリーでは、停止認知に成功していれば、RPS や ARI に失敗した場合にも運転員のバックアップによって原子炉停止の信号 発信に成功するものとしている。

- 2. 原子炉圧力制御
 - (1) S/R 弁開放

過渡事象発生後の原子炉圧力制御に関するヘディングである。

非 ATWS のイベントツリーでは、S/R 弁が1 弁でも開放されれば原子炉 圧力制御に成功するものとし、S/R 弁全弁(18 弁)の開放に失敗する(1 弁も 開放に成功しない)する確率を設定している。S/R 弁全弁(18 弁)の開放に失 敗する(1 弁も開放に成功しない)確率は非常に低いと考えられることから、 非常に小さい失敗確率

ATWS のイベントツリーでは、ATWS 時には炉圧が急激に上昇するため、 ATWS 時の原子炉圧力制御には S/R 弁全弁(18 弁)の開放が必要と考え、こ のヘディングに 18 弁全弁が開放に成功する(1 弁も開放に失敗しない)確率 を設定している。

(2) S/R 弁再閉鎖

過渡事象発生後の原子炉圧力制御に関するヘディングである。

- 3. 原子炉注水
 - (1) 給水系

復水器で主蒸気を凝縮し、給水として原子炉に注水する機能をモデル化 添付資料3.1.1.d-1-5 している。高圧注水及び原子炉からの除熱を同時に達成するヘディングで あり、給復水機能(給水ポンプ、高圧/低圧復水ポンプ等)故障及びサポート 系故障、復水器ホットウェルの水位制御等についてフォールトツリーでモ デル化し、非信頼度を定めている。但し、S/R 弁再閉鎖に失敗している場合 には S/R 弁からサプレッションチェンバ(S/C)への蒸気の移行を想定し、除 熱機能に期待せず、高圧注水機能のみに期待している。

(2) HPCF-B, HPCF-C

HPCF による注水について、HPCF に関連する機械(ポンプ及び弁等)、 信号、サポート系(補機冷却系、電源系、空調)故障、系統間の共通原因故障 等についてフォールトツリーでモデル化し、非信頼度を定めている。ATWS のイベントツリーでは、RPT、S/R 弁による原子炉圧力制御、SLC によっ て原子炉を停止する際の成功基準の1つであり、ATWS 対応時の原子炉の 水位維持に期待している。

(3) RCIC

RCIC による注水について、RCIC に関連する機械(ポンプ及び弁等)、信号、制御電源故障等についてフォールトツリーでモデル化し、非信頼度を定めている。S/R 弁再閉鎖に失敗した場合や大 LOCA 及び中 LOCA では期待できないものとしている。

(4) 原子炉減圧

原子炉減圧機能について、逃がし弁機能による減圧失敗(手動起動失敗、 電磁弁開放用直流電源故障)及びADS機能による減圧失敗(ADS電磁弁信号 故障等)についてフォールトツリーでモデル化し、非信頼度を定めている。 大 LOCA では破断口から原子炉が低圧状態まで速やかに減圧されるものと 考え、ヘディングを設定していない。

(5) 復水系

復水器ホットウェルを水源として、復水系により原子炉に低圧で注水す る機能をモデル化しており、復水系に関連する機械(ポンプ及び弁等)、サポ ート系故障、復水器ホットウェルの水源確保等についてフォールトツリー でモデル化し、非信頼度を定めている。但し、S/R 弁再閉鎖に成功している 場合であって、給水系の失敗理由が除熱機能の喪失である場合、給水系の 高圧ポンプによる注水機能についてもこのヘディングで考慮している。

(6) LPFL-A, LPFL-B, LPFL-C

LPFL による注水について、LPFL に関連する機械(ポンプ及び弁等)、信号、サポート系(補機冷却系、電源系、空調)故障、系統間の共通原因故障等をフォールトツリーでモデル化し、非信頼度を定めている。

(7) 代替冷却注水

復水補給水系(MUWC)等の重大事故等防止対策を考慮する際に用いるへ ディングであり、本評価では用いていない。

添付資料3.1.1.d-1-6

- 4. 格納容器熱除去
 - (1) PCS

復水器で主蒸気を凝縮し、復水系(低圧系)を用いて原子炉に注水する機能 をモデル化している。主蒸気隔離弁の再開放失敗、復水器の機能喪失(オフ ガス系、循環水系の機能喪失等)及び復水器からの送水機能の喪失(低圧復水 ポンプの故障等)等についてフォールトツリーでモデル化し、非信頼度を定 めている。また、S/R 弁再閉鎖に失敗している場合には S/R 弁から S/C へ の蒸気の移行が想定されるため、期待できないものとしている。

(2) RHR-A 系, RHR-B 系, RHR-C 系

RHR による格納容器除熱(スプレイ又は S/C クーリング)について、RHR に関連する機械(ポンプ及び弁等)、起動操作、サポート系(補機冷却系、電 源系、空調)故障、系統間の共通原因故障等をフォールトツリーでモデル化 し、非信頼度を定めている。

(3) 代替冷却

格納容器ベント等の重大事故等防止対策を考慮する際に用いるヘディン グであり、本評価では用いていない。

- 5. 電源
 - (1) 直流 125V 電源喪失

外部電源喪失事象のイベントツリーで設定している。直流による電源供 給の失敗について、直流電源供給に必要な盤、バッテリー、充電器、系統 間の共通原因故障等をフォールトツリーでモデル化し、非信頼度を定めて いる。

(2) 外部電源復旧 30 分

外部電源喪失事象のイベントツリーで設定している。外部電源喪失後、 30 分以内の外部電源復旧失敗確率を、外部電源喪失の継続時間と外部電源 復旧失敗確率の相関式(添付資料 3.1.1.d-3 参照)から定めている。

(3) D/G-A, D/G-B, D/G-C

外部電源喪失事象のイベントツリーで設定している。外部電源喪失及び 短時間(30分)での外部電源復旧失敗後の非常用ディーゼル発電機(D/G)での 電源供給について、D/G に関連する機械(本体及びサポート系)故障、起動失 敗、D/G への電源切替の失敗、共通原因故障等についてフォールトツリー でモデル化し、非信頼度を定めている。

6. その他

(1) メンテナンス条件付与

(2) ISLOCA 排他条件

[1] 電力共同研究「BWR プラントの運転ガイドラインの開発に関する研究」(1985)

以 上



図1-1 非隔離事象(T1)



図1-2 非隔離事象ATWS(T1)



図2-1 隔離事象(T2)



図2-2 隔離事象ATWS(T2)



図3-1 全給水喪失事象(T3)



図3-2 全給水喪失事象ATWS(T3)



図4-1 水位低下事象(T4)



図4-2 水位低下事象ATWS(T4)


図5 RPS誤動作等(T5)

外部電源 喪失	条件付与	DEL OP- LOPA	スクラム 系	直流125V 電源喪失	外部電源 復旧30分	D/G-A	D/G-B	D/G-C	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
Т6	CN	DEL	С	DC	OR1	B1	B2	B3				
									1	-		
		DEL_IE_LC	PA.ft						2 - 70	LOCV~		LOCVへ
					AC1.ft				71 - 125	TE1へ		TE1へ
								AC_480E.ft	126 - 162	TE2へ		TE2へ
							AC_480D.f	ft	163 - 199	TE3へ		TE3へ
								AC_480E.ft	200 - 218	TE4へ		TE4へ
						AC_480C.	ft		219 - 276	TE5へ		TE5へ
								AC_480E.ft	277 - 311	TE6へ		TE6へ
							AC_480D.f	ft	312 - 346	TE7へ		TE7へ
								AC_480E.ft	347 - 360	TE8へ		TE8へ
				DC125V.ft					361	TBD		
			C1						362	-		ATWS~
	COND_LO	PA.ft							363	-		
										合計値		

*DEL OP-LOPA 外部電源喪失の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお、ETの左端のヘディングである外部電源喪失には、ダミーの発生頻度 (1.0)を与えている。

図6-1 外部電源喪失事象(T6)



図6-2 外部電源喪失事象(LOCV)

外部電源 喪失 (D/G- A,B,C成 功)	S/R弁開 放	S/R弁再 閉鎖	HPCF-B	HPCF-C	RCIC	原子炉減 圧	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	代替冷却 注水	PCS	RHR−A系	RHR-B系	RHR−C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
TE1	М	Р	UB	UC	UR	Х	VA	VB	VC	VD	WP	WA	WB	WC	WD				
			1									0 7010064				71	-		
											P03_0R1	BHR-A O	E R18 ft			72	_		
												ranc / _o	RHR-B O	R18.ft		74	-		
														RHR-C_OI	R18.ft	75	TW		
			HPCF-B_	TRAN_OR3	0m.ft											76	-		
											PCS_OR1	8_TE1235.f	t			77	-		
												RHR-A_U	RHR-R O	R18 ft		78	_		
														RHR-C OI	R18.ft	80	TW		
				HPCF-C	TRAN_OR3	0m.ft										81	-		
											PCS_OR1	8_TE1235.f	t			82	-		
												RHR-A_O	R18.ft	D10.0		83	-		
													KHK-B_O		D18 A	84	TW		
					RCIC TRA	N OR30m.1	ft								110.10	86	-		
											PCS_OR1	8_TE1235.f	t			87	-		
												RHR-A_O	R18.ft			88	-		
													RHR-B_0	R18.ft		89	-		
)m ft					RHR-C_OI	R18.ft	90	1 W		
									/11.10		PCS OR1	8 TE1235.f	:			92	-		
												RHR-A_O	R18.ft			93	-		
													RHR-B_O	R18.ft		94	-		
														RHR-C_OI	R18.ft	95	TW		
								LPFL-B_I	RAN_UR3U	Jm.ft	DCS OP1	8 TE1235 f				96	_		
											105_01(1	RHR-A O	R18.ft			98	-		
													RHR-B_0	R18.ft		99	-		
													-	RHR-C_OI	R18.ft	100	TW		
									LPFL-C_T	RAN_OR30	lm.ft					101	TQUV		
		D1				ADS_TRAI	N_OR30m.f	t								102	TQUX		
			1									RHR-A O	R18.ft			103	-		
													RHR-B_O	R18.ft		105	-		
														RHR-C_O	R18.ft	106	TW		
			HPCF-B_	SORV_OR3	80m.ft								D10.0			107	-		
												RHR-A_U	RHR-R O	R18 ft		108	_		
														RHR-C OF	R18.ft	110	TW		
				HPCF-C_	SORV_OR3	0m.ft										111	-		
												RHR-A_O	R18.ft			112	-		
													RHR-B_0	R18.ft	D10.4	113	-		
							I PFI – A T)m ft						R16.ft	114	1 1 1		
									////./0			RHR-A_O	R18.ft			116	-		
													RHR-B_O	R18.ft		117	-		
														RHR-C_OI	R18.ft	118	TW		
								LPFL-B_1	RAN_OR30)m.ft			D10.4			119	-		
									1			кнк-а_0	RHR-R O	R18 ft		120	_		
									1					RHR-C_OI	R18.ft	122	TW		
									LPFL-C_T	RAN_OR30	m.ft					123	TQUV		
						ADS_TRA	N_OR30m.f	t								124	TQUX		
	M1															125	-		天LOCAへ
																-	合計値		

図6-3 外部電源喪失事象(TE1)

外部電源 喪失(DG- C失敗)	S/R弁開 放	S/R弁再 閉鎖	HPCF-B	RCIC	原子炉減 圧	LPFL-A	LPFL-B	代替冷却 注水	PCS	RHR−A系	RHR-B系	RHR-C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
TE2	М	Р	UB	UR	Х	VA	VB	VD	WP	WA	WB	WC	WD				
														126	-		
									PCS_OR18	_TE1235.ft				127	-		
										RHR-A_OF	R18.ft			128	-		
											RHR-B_OI	R18.ft		129	-		
					00							RHR-C_TE	:2.ft	130	IW		
					Jm.it					TE1225 #				122			
									F03_0K1	RHR-A OF	218 ft			132	-		
											RHR-B OF	R18 ft		134	-		
												RHR-C TE	2.ft	135	TW		
				RCIC_TRA	N_OR30m.1	t								136	-		
									PCS_OR18	_TE1235.ft				137	-		
										RHR-A_OF	R18.ft			138	-		
											RHR-B_OI	R18.ft		139	-		
												RHR-C_TE	2.ft	140	TW		
						LPFL-A_T	RAN_OR30	m.ft						141	-		
									PCS_OR18	_TE1235.ft	240.0			142	-		
										RHR-A_OF		210.6		143	-		
											RHR-B_UI		2.0	144			
									mft				.2.11	145	TOUN		
					ADS TRA	N OR30m ft								147	TQUX		
		P1			100_1104									148	-		
										RHR-A_OF	R18.ft			149	-		
											RHR-B_OI	R18.ft		150	-		
												RHR-C_TE	2.ft	151	TW		
			HPCF-B_S	SORV_OR3	0m.ft									152	-		
										RHR-A_OF	R18.ft			153	-		
											RHR-B_OI	R18.ft		154	-		
												RHR-C_TE	2.ft	155	TW		
						LPFL-A_T	RAN_OR30	m.ft						156	-		
										RHR-A_OF		210.6		15/	-		
											KHK-B_UI		0 0	158			
							I PFI -R T		mft				. 2 .1l	160	TOUN		
					ADS TRA	N OR30m ft								161	TQUX		
	M1				, . <u></u> ,									162	-		大LOCAへ
														1			
															合計値		

図6-4 外部電源喪失事象(TE2)

外部電源 喪失(DG- B失敗)	S/R弁開 放	S/R弁再 閉鎖	HPCF-C	RCIC	原子炉減 圧	LPFL-A	LPFL-C	代替冷却 注水	PCS	RHR-A系	RHR-B系	RHR-C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
TE3	М	Р	UC	UR	Х	VA	VC	VD	WP	WA	WB	WC	WD				
														163	-		
									PCS_OR18	3_TE1235.ft				164	-		
										RHR-A_OI	R18.ft			165	-		
											RHR-B_TE	:34.ft		166	-		
					0 4							RHR-C_OF	(18.ft	160	IVV		
					JIII.IL				PCS OP19	2 TE1235 ft				160	_		
									1.00_0111	RHR-A OF	R18 ft			170	-		
										101111110	RHR-B TE	34.ft		171	-		
												RHR-C_OF	R18.ft	172	TW		
				RCIC_TRA	N_OR30m.f	ft								173	-		
									PCS_OR18	3_TE1235.ft				174	-		
									-	RHR-A_OI	R18.ft			175	-		
											RHR-B_TE	34.ft		176	-		
												RHR-C_OF	R18.ft	177	TW		
						LPFL-A_I	RAN_OR30	lm.tt		TE1025 0				1/8	_		
									PUS_URI		D10 ft			1/9			
											RHR-R TE	34 0		181	_		
												RHR-C OF	R18.ft	182	TW		
							LPFL-C T	RAN OR30	m.ft				(TONC	183	TQUV		
					ADS_TRA	N_OR30m.ft								184	TQUX		
		P1												185	-		
										RHR-A_OI	R18.ft			186	-		
											RHR-B_TE	34.ft		187	-		
												RHR-C_OF	R18.ft	188	TW		
			HPCF-C_S	SORV_OR3	0m.ft	1								189	-		
										RHR-A_OI	18.tt	04.0		190	-		
													010 ft	102	τ/		
						I PFI –A T	RAN OR30	lm ft					10.11	193	-		
										RHR-A OF	R18 ft			194	-		
										101111110	RHR-B TE	34.ft		195	-		
												RHR-C_OF	R18.ft	196	TW		
							LPFL-C_T	RAN_OR30	m.ft					197	TQUV		
					ADS_TRA	N_OR30m.ft								198	TQUX		
	M1													199			大LOCAへ
															A =1 /+		
															台計値		

図6-5 外部電源喪失事象(TE3)

外部電源 喪失(DG- B,C失敗)	S/R弁開 放	S/R弁再 閉鎖	RCIC	原子炉減 圧	LPFL-A	代替冷却 注水	PCS	RHR-A系	RHR-B系	RHR-C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
TE4	М	Р	UR	Х	VA	VD	WP	WA	WB	WC	WD				
	-	-	-									200	-		
							PCS_OR1	8_TE46.ft				201	-		
								RHR-A_OI	R18.ft			202	-		
									RHR-B_TE	34.ft		203	-		
										RHR-C_TE	468.ft	204	TW		
			RCIC_TRA	N_OR30m.	ft							205	-		
							PCS_OR1	8_TE46.ft				206	-		
								RHR-A_O	18.ft	04.0		207	-		
									KHK-R ⁻ IF	:34.tt	100.0	208	-		
										RHR-C_TE	:468.ft	209			
						RAN_OR30	m.ft					210	TQUV		
		D1		ADS_TRA	N_OR30m.T	[211	TQUX		
		PI		1	-				<u>م</u> 10			212	-		
										21 0		213			
											160 +	214			
							m ft				400.11	210			
						RAN_OR30	111.TL					210			
	M1			AD3_TRA								217	TQUA		+10040
												210			XLOUA V
													合計値		

図6-6 外部電源喪失事象(TE4)

外部電源 喪失(DG- A失敗)	S/R弁開 放	S/R弁再 閉鎖	HPCF-B	HPCF-C	RCIC	外電 /DG-A復 旧8H	原子炉減 圧	LPFL-B	LPFL-C	代替冷却 注水	PCS	RHR-A系	RHR-B系	RHR−C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
TE5	М	Р	UB	UC	UR	OR3_DR2	Х	VB	VC	VD	WP	WA	WB	WC	WD				
																219	-		
											PCS_OR1	8_TE1235.f	t 			220	-		
												RHR-A_I	PHP-B O	D18 ft		221	_		
													KHK-B_U	RHR-C O	R18 ft	222	TW		
			HPCF-B_	TRAN_OR3	30m.ft											224	-		
											PCS_OR1	8_TE1235.f	t			225	-		
												RHR-A_T	E567.ft			226	-		
													RHR-B_0	R18.ft		227	-		
						o A								RHR-C_O	R18.ft	228	TW		
					TRAN_UR3	Um.tt					PCS OR1	8 TE1235 f	+			229	_		
											1.00_0111	RHR-A T	E567.ft			231	-		
													RHR-B_O	R18.ft		232	-		
														RHR-C_O	R18.ft	233	TW		
						AC_TE567	.ft									234	-		
											PCS_OR1	8_TE1235.f	t			235	-		
												RHR-A_T	E567.ft	D10.0		236	-		
													RHK-B_O		D10 A	237			
								I PFI –B T	RAN OR30)m ft					RT0.IL	230	-		
											PCS OR1	8 TE1235.f	t			240	-		
												RHR-A_T	E567.ft			241	-		
													RHR-B_O	R18.ft		242	-		
														RHR-C_O	R18.ft	243	TW		
									LPFL-C_T	RAN_OR30	lm.ft					244	TQUV		
						07.0	ADS_TRAI	N_OR30m.†	t							245	TQUX		
					ROIC_TED	07.ft					DCS OP1	9 TE1235 f	+			240	_		
											1.02_01(1)	RHR-A T	E567 ft			248	-		
												nant / En	RHR-B_O	R18.ft		249	-		
														RHR-C_O	R18.ft	250	TW		
								LPFL-B_T	RAN_OR30)m.ft				-		251	-		
											PCS_OR1	8_TE1235.f	t			252	-		
												RHR-A_T	E567.ft	D10.0		253	-		
													RHK-B_O		D10 &	254	- TW		
									I PEL-C T		lm ft				RT0.IL	256	TOUV		
							ADS TRA	V OR30m.f	t		111.10					257	TQUX		
		P1														258	-	1	
												RHR-A_T	E567.ft			259	-		
			1										RHR-B_O	R18.ft		260	-		
					00 C									RHR-C_O	R18.ft	261	IW		
				SURV_UK	SUM.TC								E567 #			202	_		
													RHR-B O	R18.ft		264	-		
														RHR-C_O	R18.ft	265	TW		
				HPCF-C	SORV_OR3	0m.ft										266	-		
												RHR-A_T	E567.ft			267	-		
													RHR-B_O	R18.ft		268	-		
														RHR-C_O	R18.ft	269	TW		
								LPFL-B_I	RAN_UR3U	ım.ft			E567 #			270	_		
													RHR-B O	R18 ft		272	_		
									1					RHR-C O	R18.ft	273	TW		
									LPFL-C_T	RAN_OR30	m.ft					274	TQUV		
							ADS_TRAI	N_OR30m.f	t							275	TQUX		
	M1															276	-		大LOCAへ
																	会計値		
																1		1	

* 外電/DG-A復旧8H 評価ポイント(B)ではDG-A復旧には期待しておらず,外部 電源復旧のみに期待する。

図6-7 外部電源喪失事象(TE5)

外部電源 喪失(DG- A,C失敗)	S/R弁開 放	S/R弁再 閉鎖	HPCF-B	RCIC	外電 /DG-A復 旧8H	原子炉減 圧	LPFL-B	代替冷却 注水	PCS	RHR-A系	RHR-B系	RHR-C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
TE6	М	Р	UB	UR	OR3_DR2	Х	VB	VD	WP	WA	WB	WC	WD				
														277	-		
									PCS_OR18	3_TE46.ft				278	-		
										RHR-A_IE	-567.tt	240.0		2/9	-		
											KHK-R_OP	18.ft	100.0	280	-		
					0m #							RHR-0_IE	:408.π	281	IVV		
										TE46 ft				202	_		
									F03_0KR	RHR-A TE	567 ft			284	-		
											RHR-B OF	718 ft		285	-		
												RHR-C TE	468.ft	286	TW		
					AC_TE567	.ft								287	-		
									PCS_OR18	_TE46.ft				288	-		
										RHR-A_TE	567.ft			289	-		
											RHR-B_OF	R18.ft		290	-		
												RHR-C_TE	468.ft	291	TW		
							LPFL-B_T	RAN_OR30	m.ft					292	TQUV		
						ADS_TRAI	V_OR30m.f	t						293	TQUX		
				RCIC_TE5	67.ft									294	-		
									PCS_OR18	3_TE46.ft				295	-		
										RHR-A_IE	-567.ft	210.6		296	-		
											RHK-B_UI		160 0	297			
									m ft			NIK U_IL	400.11	290	TOUN		
						ADS TRAI	V OR30m f	HAN_ORSO	111.10					300	TQUV		
		P1				7.00_110.0		-						301	-		
										RHR-A TE	567.ft			302	-		
											RHR-B_OF	R18.ft		303	-		
												RHR-C_TE	468.ft	304	TW		
			HPCF-B_S	SORV_OR3	0m.ft							-		305	-		
										RHR-A_TE	567.ft			306	-		
											RHR-B_OF	R18.ft		307	-		
												RHR-C_TE	468.ft	308	TW		
							LPFL-B_T	RAN_OR30	m.ft					309	TQUV		
						ADS_TRAI	V_OR30m.f	t						310	TQUX		-
	MI													311	-		TLUCA~
															会計値		

* 外電/DG-A復旧8H 評価ポイント(B)ではDG-A復旧には期待しておらず,外部 電源復旧のみに期待する。

図6-8 外部電源喪失事象(TE6)



* 外電/DG-A復旧8H 評価ポイント(B)ではDG-A復旧には期待しておらず,外部 電源復旧のみに期待する。

図6-9 外部電源喪失事象(TE7)

外電喪失 (DG- A,B,C失 敗)	S/R弁開 放	S/R弁再 閉鎖	RCIC	外部電源 復旧8H	DG-A/高 圧電源融 通8H/代 替電源 (緊急用 M/Cを経 由)	代替電源 (非常用 電源車→ P/C7C- 1)	RCIC延命 措置	原子炉減 圧	代替冷却 注水	消防車	PCS	RHR-A系	RHR-B系	RHR-C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
TE8	М	Р	UR	OR3	DR2_ACD	ALOP2	ADC	Х	VD	VF	WP	WA	WB	WC	WD				
																347	-		
											PCS_OR1	8_TE8.ft				348	-		
												RHR-A_TE	E8.ft			349	-		
													RHR-B_TE	E78.ft		350	-		
														RHR-C_TE	E468.ft	351	TW		
				AC2.ft												352	-		
											PCS_OR1	8_TE8.ft				353	-		
												RHR-A_TE	E8.ft			354	-		
													RHR-B_TE	78.ft		355	-		
													-	RHR-C_TE	E468.ft	356	TW		
					AC_TE8.ft											357	TB		
			RCIC_TE8	8.ft												358	TBU		
		P1														359	TBP		
	M1															360	-		大LOCAへ
1	-															1			
																	合計値		

*DG-A/高圧電源融通8H/代替電源(緊急用M/Cを経由) 評価ポイント(B)ではDG-A復旧及び代替電源(緊急用M/Cを経由)には期待 しておらず,高圧電源融通のみに期待する。

図6-10 外部電源喪失事象(TE8)



*DEL OP-LOPA 外部電源喪失の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお、ETの左端のヘディングである外部電源喪失には、ダミーの発生頻度 (1.0)を与えている。

図6-11 外部電源喪失事象ATWS(T6)

S/R弁誤開 放	メンテナ ンス等条 件付与	スクラム 系	給水系	HPCF-B	HPCF-C	原子炉減 圧	復水系	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	代替冷却 注水	RHR−A系	RHR−B系	RHR−C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
T7	MN	С	Q	UB	UC	Х	VQ	VA	VB	VC	VD	WA	WB	WC	WD		-		
	-		1													1	-		
												RHR-A.π				2	_		
													KHK-D.IU	RHR-C.ft		4	TW		
			C-FDW O	P.ft										itante olite		5	-		
												RHR-A.ft				6	-		
													RHR-B.ft			7	-		
														RHR-C.ft		8	TW		
				HPCF-B_	SORV.ft											9	-		
												RHR-A.ft	DHD-B #			10	_		
													NIIV D.IU	RHR-C ft		12	тw		
					HPCF-C	SORV.ft								runt one		13	-		
												RHR-A.ft				14	-		
												-	RHR-B.ft			15	-		
														RHR-C.ft		16	TW		
							CP_OP.ft	1								1/	-		
												RΠR-Α.π	DHD-B #			10	_		
													NIIV D.IU	RHR-C ft		20	TW		
								LPFL-A_1	RAN.ft							21	-		
												RHR-A.ft				22	-		
													RHR-B.ft			23	-		
														RHR-C.ft		24	TW		
									LPFL-B_I	RAN.ft						25	_		
												RHR-A.IL	RHR-R ft			20	_		
													TAILY D.IC	RHR-C.ft		28	TW		
										LPFL-C_1	RAN.ft					29	TQUV		
						ADS_TRAM	N.ft									30	TQUX		
		C1														31	-		ATWS~
1	COND.ft															32	-		
																	合計値		

図7-1 S/R弁誤開放(T7)



図7-2 S/R弁誤開放ATWS(T7)

大LOCA	メンテナ ンス等条 件付与	スクラム 系	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	RHR-A系	RHR-B系	RHR-C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
A	MN	С	UB	UC	VA	VB	VC	WA	WB	WC	WD				
												1	-		
								RHR-A.ft				2	-		
									RHR-B.ft			3	-		
										RHR-C.ft		4	TW		
			HPCF-B_I	LOCA.ft								5	-		
								RHR-A.ft				6	-		
									RHR-B.ft			7	-		
										RHR-C.ft		8	TW		
				HPCF-C_	LOCA.ft							9	-		
								RHR-A.ft				10	-		
									RHR-B.ft			11	-		
										RHR-C.ft		12	TW		
					LPFL-A_L	.OCA.ft		1				13	-		
								RHR-A.ft				14	-		
									RHR-B.ft			15	_		
										RHR-C.ft		16	TW		
						Lber-R ⁻ r	_OCA.ft					1/	-		
								RHR-A.ft				18	-		
									RHK-B.ft			19	-		
								004 0		RHR-0.π		20			
		01					LPFL-01	_00Α.Π				21	AE		
		01										22	_		ALWSA
												23	_		
													슬 計値		

図8-1 大LOCA(A)

大 LOCA_AT WS	スクラム 電気系	ARI	スクラム 機械系	RPT	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
А	CE	CA	СМ	R				
					1	-		大LOCAへ
			CM0] 2	ТС		
	RPS.ft				3	_		大LOCAへ
				RPT_L2_L3.ft	4	TC		
			CM0		5	TC		
		ARI_L-2.ft			6	TC		
						合計値		

図8-2 大LOCA ATWS(A)

中LOCA	メンテナ ンス等条	スクラム 系	HPCF-B	HPCF-C	原子炉減	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	RHR-A系	RHR-B系	RHR-C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
Q1	件付与 MN	0	UB	LIC.	×	\/A	VB	VC	W/A	WB	WC	WD			<i>v n</i> 17	
31	IVIIN	0	UD	00	^	10	٧D	10	1110	WD	WO	WD	1	-	1	
	1	T	T						RHR-A ft				2	-		
										RHR-B.ft			3	-		
											RHR-C.ft		4	TW		
			HPCF-B_N	MSLOCA.ft									5	-		
									RHR-A.ft				6	-		
										RHR-B.ft			7	-		
											RHR-C.ft		8	TW		
				HPCF-C_I	MSLOCA.ft								9	-		
									RHR-A.ft				10	-		
										RHR-B.ft			11	-		
											RHR-C.ft		12	TW		
						LPFL-A_L	.0CA.ft						13	-		
									RHR-A.ft				14	-		
										RHR-B.π			10	-		
								004 8			RHR-G.π		10	I VV		
							LPFL-D_L	_00Α.π					10	_		
									NIIIV A.IU	DUD_B #			10	_		
										INIIN D.IU			20	TW/		
								I PEL-C I	OCA ft		NIIN O.IL		20	S1E		
					ADS MSL	OCA ft			00/1.10				22	S1E		
		C1			, 12 0_WOL								23	-		ATWSA
	COND.ft												24	-		
	L															
														合計値	1	

図9-1 中LOCA(S1)

添付資料3.1.1.d-1-33

中 LOCA_ATW S	スクラム 電気系	ARI	スクラム 機械系	RPT	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
S1	CE	CA	СМ	R				
					1	-		中LOCAへ
			CM0		2	тс		
	RPS.ft				3	-		中LOCAへ
				RPT_L2_L3.ft	4	TC		
			CM0		5	TC		
		ARI_L-2.ft			6	TC		
						合計値		

図9-2 中LOCA ATWS(S1)

小LOCA	メンテナ ンス等条 件付与	スクラム 系	給水系	HPCF-B	HPCF-C	RCIC	原子炉減 圧	復水系	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	代替冷却 注水	RHR−A系	RHR−B系	RHR-C系	代替冷却	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
S2	MN	С	Q	UB	UC	UR	Х	VQ	VA	VB	VC	VD	WA	WB	WC	WD				
	-																1	-		
													RHR-A.ft				2	-		
														RHR-B.ft			3	-		
			C-EDW S												RHR-0.π		4	IVV		
			O T DW_C	SLOOA.IL									RHR-A ft				6	-		
													TATIX 74.10	RHR-B ft			7	-		
														Tunt Bit	RHR-C.ft		8	TW		
				HPCF-B_	MSLOCA.ft												9	-		
													RHR-A.ft				10	-		
														RHR-B.ft			11	-		
															RHR-C.ft		12	TW		
					HPCF-C_	MSLOCA.fl											13	-		
													RHR-A.ft				14	-		
														RHR-B.ft			15	-		
							0048								RHR-0.π		10	IVV		
						RUIU_SLU	JOA.IL	1					RHR-A ft				18	_		
													TATIX 74.10	RHR-B ft			19	-		
														Tunt Bire	RHR-C.ft		20	TW		
								CP_SLOC	A.ft								21	-		
													RHR-A.ft				22	-		
														RHR-B.ft			23	-		
															RHR-C.ft		24	TW		
									LPFL-A_L	.OCA.ft							25	-		
													RHR-A.ft				26	-		
														RHR-B.ft			27	-		
											004.0				RHR-C.ft		28	IW		
										LPFL-B_L	.0CA.ft						29	_		
													RHR-A.π	DUD_B #			30	_		
														RHR-D.IL	RHR-C ft		32	TW		
											LPFL-C I	OCA ft			INTRO OT		33	S2E		
	1						ADS MSL	OCA.ft									34	S2E		
		C1															35	-		ATWS~
	COND.ft																36	-		
																			L	
																	1	合計値	1	1

図10-1 小LOCA(S2)

小 LOCA_ATW S	スクラム 電気系	ARI	スクラム 機械系	RPT	No.	最終状態	発生頻度 (/炉年)	備考
S2	CE	CA	СМ	R				
					1	-		小LOCAへ
			CM0		2	тс		
	RPS.ft				3	-		小LOCAへ
				RPT_L2_L3.ft	4	TC		
			CM0		5	TC		
		ARI_L-2.ft			6	TC		
						合計値		

図10-2 小LOCA ATWS(S2)



* DEL OP-ACC 交流電源故障(非常用C系)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお,ETの左端のヘディングである交流電源故障(非常用C系)には,ダミー の発生頻度(1.0)を与えている。

図11 交流電源故障(非常用C系)(MD4)



* DEL OP-ACD 交流電源故障(非常用D系)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。

なお、ETの左端のヘディングである交流電源故障(非常用D系)には、ダミー の発生頻度(1.0)を与えている。

図12 交流電源故障(非常用D系)(MD5)



* DEL OP-ACE 交流電源故障(非常用E系)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお,ETの左端のヘディングである交流電源故障(非常用E系)には,ダミー の発生頻度(1.0)を与えている。

図13 交流電源故障(非常用E系)(MD6)



* DEL OP-DCA 直流電源故障(区分1)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお,ETの左端のヘディングである直流電源故障(区分1)には,ダミー の発生頻度(1.0)を与えている。

図14 直流電源故障(区分1)(MD7)



* DEL OP-DCB
直流電源故障(区分2)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。
なお,ETの左端のヘディングである直流電源故障(区分2)には,ダミーの発生頻度(1.0)を与えている。

図15 直流電源故障(区分2)(MD8)



* DEL OP-DCC 直流電源故障(区分3)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお,ETの左端のヘディングである直流電源故障(区分3)には,ダミー の発生頻度(1.0)を与えている。

図16 直流電源故障(区分3)(MD9)



* DEL OP-RSA 原子炉補機冷却海水系故障(A系)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお,ETの左端のヘディングである原子炉補機冷却海水系故障(A系)には,ダミー 発生頻度(1.0)を与えている。 ъ

図17 原子炉補機冷却海水系故障(A系)(MD1)



* DEL OP-RSB

原子炉補機冷却海水系故障(B系)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお,ETの左端のヘディングである原子炉補機冷却海水系故障(B系)には,ダミーの 発生頻度(1.0)を与えている。

図18 原子炉補機冷却海水系故障(B系)(MD2)



* DEL OP-RSC

原子炉補機冷却海水系故障(C系)の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 "ホテク」「「ロマンロル(ハッパンドロレーマング)」のに回す オルエ 知及 ど イ プロ じ ラ ん しいる。 なお、ETの 左端の ヘディングである原子 炉補機 冷却海水系故障 (C系) には、ダミー の発生類度(1.0)を与えている。______

図19 原子炉補機冷却海水系故障(C系)(MD3)



* DEL OP-TSW タービン補機冷却海水系故障の起因事象発生頻度を本分岐で与えている。 なお,ETの左端のヘディングであるタービン補機冷却海水系故障には,ダミー の発生頻度(1.0)を与えている。

図20 タービン補機冷却海水系故障(MD10)



図21 通常停止(N)



図22 インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)(T8)

逃がし安全(S/R)弁の開固着を想定する考え方

起因事象の発生後に、S/R 弁の開固着が発生した場合には下記の通りのプラント状態となる。

(1) 原子炉が減圧される。

(2) 原子炉冷却材が一次系の外(サプレッションプール)へ放出される。

(1)の影響は、減圧により RCIC による原子炉注水に期待できなくなることである。

(2)の影響は、一次系の外に冷却材が流出することで復水器ホットウェルの水バラン スが崩れ(系外への流出分だけ給復水系によるホットウェルからの冷却材の持ち出し が多くなる)、復水器ホットウェル水位が低下するため、給復水系を使用して原子炉 注水を継続する場合は、復水器ホットウェルへの水の補給が必要となる。さらに、原 子炉で発生した蒸気(崩壊熱)が、開固着している S/R 弁からサプレッションプールに 放出・蓄積されることとなるため、常用系(復水器)による除熱には期待できない。

上記のように、S/R 弁の開固着が発生した場合は、S/R 弁が正常動作した場合と比較して、期待可能な緩和設備が異なり(成功基準が異なり)、その後の対応にも影響を与えることから、S/R 弁の開固着をイベントツリーのヘディングとして考慮している。

S/R 弁の開固着の有無による成功基準の比較を表1に示す。

	起因事象	原子炉停止	原子炉注水	格納容器除熱	
過渡変化・	S/R 弁正常動作	• RPS • ARI+RPT	・給水系 ・1/2HPCF <u>・RCIC</u> <u>・ADS+復水系</u> ・ADS+1/3LPFL	<u>• PCS</u> • 1/3RHR	
手動停止	S/R 弁再閉鎖失敗 (開固着有)	• RPS • ARI+RPT	<u>・給水系</u> ・1/2HPCF <u>・ADS+復水系</u> ・ADS+1/3LPFL	• 1/3RHR	

表1 成功基準の比較

<u>下線</u>:プラント状態の違いによる成功基準の相違箇所 破線: 復水器ホットウェルへの復水補給操作が必要

以上

外部電源復旧の考え方と外部電源復旧に関する最新データの整備状況

1. 外部電源復旧の考え方

今回実施した PRA では、通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデント マネジメントの整備について」(平成4年7月)以前より運用されていた通常の操 作・対応に期待しており、外部電源復旧もこれに該当する操作・対応であるこ とから、期待して評価している。

外部電源喪失が生じた際の復旧に失敗する確率は、1993年の原子力施設事 故・故障分析評価検討会全交流動力電源喪失事象検討ワーキング・グループの 検討結果を参考としているが、過度に外部電源復旧に期待することのないよう、 仮想的に24時間2回線喪失が生じた事例を1件追加した上で復旧失敗確率の(1) 式を定義し、t時間後の外部電源復旧の失敗確率Pを求めている。

$$P = \exp(-2.535t^{0.2})$$
 (1)



図1 原子力発電所における外部電源及び2回線送電線の復旧失敗確率

※:国内の2回線送電線に対し、運転開始から1987年度末までの2回線喪失事例を調査し、 1962年以降のデータを抽出した。これは、2回線喪失事例の発生頻度が1961年頃を境 に低減傾向を示しており、信頼性に関する変化(信頼性向上の傾向)が表れているものと 考えられたためである。

なお、2回線喪失事例の中で、30分以上継続した事例については、喪失の状況を調査 し、当該地域での供給支障を生じていない事例は評価から除外した。これは、供給支障 が生じていない場合は、早急な復旧実施の必要性が低く、これらの考慮は適切な評価に 繋がらないと考えたためである。 2. 外部電源復旧失敗確率の最新データの整備状況

今回の PRA において使用している外部電源復旧失敗確率は、1993 年の原子 力施設事故・故障分析評価検討会 全交流動力電源喪失事象検討ワーキング・グ ループ(以下、「SBO-WG」と言う。)の検討結果^[1]を参考として評価している。

SBO-WGの検討は、昭和37年4月~昭和63年3月末までの比較的古いデー タを基にしていることから、現在、(財)電力中央研究所(以下、「CRIEPI」と言 う。)において昭和63年4月~平成25年3月末までのデータを考慮した外部電 源復旧失敗確率の評価を実施中である。

一方、CRIEPIによる評価では「地震が原因により発生した2回線喪失」、「人 為的行為による鉄塔倒壊により発生した2回線喪失」のデータの取り扱い等が 課題として挙げられていること、評価結果が機器故障率のように広く議論され 認知されたものでないことから、評価結果をPRAに適用する段階に至っていな い状況である。

今後は、CRIEPIによる評価の状況および評価結果に対する議論の状況を踏ま えつつ、PRA への適用を検討していく予定である。

なお、上記の SBO-WG において外部電源喪失から復旧までの時間と復旧確率 の算出に用いられたデータのうち、復旧までに 30 分以上を要した事例としては、 雷、積雪、火災、山火事による外部電源喪失を考慮しており、地震や台風によ り発生した 2 回線喪失のデータは含めていない。

 [1] メモ2・1号 国内原子力発電所の外部電源の信頼性について 平成3年12月(SBO-WG(第 2回会合)の議事次第には掲載されていないが、当日配布された可能性のある資料として 原子力規制委員会のホームページに掲載)

以 上

PRA において RCIC 運転時間 8 時間とすることの妥当性

PRA 評価では、全交流動力電源喪失(SBO)時においても原子炉隔離時冷却系 (RCIC)の8時間継続運転を前提としている。

SBO 時には、残留熱除去系の機能喪失により、格納容器内の温度、圧力が上 昇し、また、換気空調系の機能喪失により、RCIC 室温度、中央制御室温度が上 昇する。これらの要因が RCIC の継続運転に影響を及ぼす可能性があることか ら、RCIC 設計仕様の観点から上記の要因が RCIC の継続運転に及ぼす影響を整 理した結果を表1に示す。

表1の通り、上記の要因はRCICの8時間継続運転上の制約とならないことから、本PRA評価においてRCICの8時間継続運転を前提とすることは妥当と考える。

なお、RCICの運転制御に必要な直流電源については、8時間の電源供給が可能であることを、重大事故等防止対策を講じる以前より評価済みである。

以 上
RCIC 継続運転		≑तर /ता*
制約要因	(以安) [1] [1] [1] [1] [1] [1] [1] [1] [1] [1]	□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□□
S/P 水温上昇	S/P 水温が上昇し、RCIC ポンプのキャビテー	RCIC ポンプの第一水源は CSP であるが、S/P 水位高信号により、第二水源で
	ションやポンプ軸受けの潤滑油冷却機能を阻	ある S/P に水源が切り替わる。一方で、SBO 時には S/P 水温上昇が想定され
	害する場合、RCIC ポンプの運転に影響を与え	るため、水源については運転員による中央制御室からの遠隔操作により再度
	る可能性が考えられる。	CSP に切り替えることとなる。したがって、S/P 水温上昇が RCIC 継続運転に
		<u>与える影響はない。</u> なお、CSPの保有水量は約1,700m ³ (通常管理値)であり、
		事象発生後8時間の間に原子炉注水のために必要となる水量は約600m ³ である
		ため水源が枯渇することはない。
S/C 圧力上昇	RCIC タービン保護のため、S/C 圧力 0.34	SBO 時に RCIC による原子炉注水を継続した場合の S/C 圧力推移を評価した
	MPa(gage)にて、RCIC タービン排気圧力高ト	結果、事象発生から8時間後のS/C 圧力は約0.07MPa(gage)であり、RCICタ
	リップインターロックが動作し、RCICの運転	ービン排気圧力高トリップインターロック設定圧力を下回る。したがって、 <u>S/C</u>
	が停止する可能性が考えられる。	圧力上昇が RCIC 継続運転に与える影響はない。
RCIC 室温上昇	RCIC のハードウェア設計で想定している環	RCIC 室内の発熱と RCIC 室躯体からの放熱の熱バランスから、換気空調系停
	境の最高温度は 100℃である。SBO では換気	止後の RCIC 室の最高温度は約 66℃と評価され、RCIC ハードウェアの設計上
	空調系が停止しているため、RCIC 室温が	想定している環境温度の上限値である 100℃を下回る。したがって、 <u>RCIC 室</u>
	100℃を超える可能性が考えられる。	温上昇が RCIC 継続運転に与える影響はない。
中央制御室温上昇	中央制御室の RCIC の制御盤の設計で想定し	中央制御室内の制御盤からの発熱と中央制御室躯体からの放熱の熱バランス
	ている環境の最高温度は 40℃である。 SBO で	から、換気空調系停止後の中央制御室の最高温度は約37℃と評価され、制御盤
	は換気空調系が停止するため、中央制御室温	の設計上想定している環境温度の上限値である 40℃*を下回る。したがって、
	が 40℃を超える可能性が考えられる。	中央制御室温上昇が RCIC 継続運転に与える影響はない。

表1 RCIC 継続運転の評価

※使用環境の温度が40℃を超えた場合であっても、直ちに動作不良等を引き起こすものではない。

常用系と非常用系で共用しているサポート系において、 常用系機能喪失と常用系隔離失敗(隔離弁故障等)が重畳する場合の取り扱い

今回の設置許可変更申請に伴って実施した、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の PRA(以下、「今回の PRA」という。)において考慮しており、常用系と 非常用系の間に隔離弁を有するサポート系としては、原子炉補機冷却系(以下、

「RCW」という。)がある。(表1及び図1参照)

今回の PRA では、起因事象「従属性を有する機器の機能喪失」において RCW または原子炉補機冷却海水系(以下、「RSW」という。)の1系列の機能喪失を、 考慮しているほか、システム信頼性解析(フォールトツリー)においても RCW を モデル化しており、これらをイベントツリーに組み込むことで事故シーケンス を評価している。

以下に、起因事象及びシステム信頼性解析における、常用系と非常用系の間の 隔離弁の扱いを含めた RCW の取り扱いについて述べる。

①起因事象における扱い

起因事象の同定においては、RCW が機能喪失した場合、広範な緩和設備が合わせて機能喪失に至ることを考慮し、RCW の機能喪失を「従属性を有する機器の機能喪失」として抽出し、その発生頻度を評価している。

この発生頻度は、国内実績をもとに評価することとしているが、非常用系の RCWの機能喪失については発生した事例が無いことから、0.5回として起因事 象発生頻度を算出している。

RCWの機能喪失として、常用系からの冷却材の流出及び常用系と非常用系の間の隔離弁による隔離¹の失敗によって非常用側のRCWの機能喪失が生じた場合、上記の発生実績に計上され、起因事象発生頻度に反映されることとなる。

以上の通り、発生した事例が確認されていないものの、常用系からの冷却材の 流出等が生じた場合であって、常用系と非常用系の間の隔離弁による隔離に失 敗した場合の非常用系の RCW の機能喪失は評価に含まれる前提である。

なお、常用系からの冷却材の流出等が生じた場合であって、常用系と非常用系の隔離弁による隔離に成功した場合は、RCWの常用系の喪失によって失われるフロント系が、運転継続にもたらす影響を考慮して対応することとなる。今回の PRA においてこれに該当する系統にはオフガス系があり、RCW(C)による冷却

¹ RCW サージタンク水位低下(3L)信号によって常用系(制御棒駆動系ポンプ,計装用/所内用圧縮空気系空気圧縮機、オフガス系等)が、LOCA 信号(原子炉水位低(L1)及び D/W 圧力高)によって制御棒駆動系ポンプ,計装用/所内用圧縮空気系空気圧縮機を除く常用系が隔離される。

を必要とする。オフガス系が機能喪失した場合、非凝縮性ガスの蓄積によって主 復水器の真空度が徐々に低下する。その後の状況に応じてプラントを手動停止 する場合は、運転員操作のための時間余裕があり、主復水器を用いた除熱(常用 系)以外の全ての緩和系に期待できることから、条件付炉心損傷確率は小さく、 イベントツリーとしても通常停止のイベントツリーに包絡される。また、事象進 展に伴い復水器真空度喪失に至った場合には、起因事象グループ「隔離事象」と して考慮される。以上より、今回の PRA 及び事故シーケンスの抽出に与える影 響は無いと考える。

②システム信頼性解析における扱い

今回の PRA では RCW(C)についてのみ、常用系と非常用系の間の隔離弁をモ デル化している。これは LOCA 時に C 系の非常用炉心注水系を冷却する際、 RCW(C)についてはその冷却能力の関係上、冷却負荷を非常用系に限定する必要 があることからモデル化しているものであり、LOCA 時に RCW(C)の常用系と 非常用系の間の隔離に失敗した場合、C 系の非常用炉心注水系には期待できな いものとしている。

以上の通り、RCWによる冷却に際して常用系の隔離が必要な場合については 隔離弁をモデル化しており、隔離失敗が生じた場合にはフロント系が機能喪失 するものとしている。

なお、RCW(A)及び RCW(B)であっても、仮に常用系からの冷却材の流出等が 生じた場合、常用系を隔離する必要があるものの、PRA では RCW の使命時間 中の冷却材の流出はモデル化していない。これは、RCW のうち、常用系を構成 している機器は配管及び弁であり、使命時間中の配管破断及び弁の誤開等によ る系統外流出はその確率が十分に低いと考えられるためである。

従属故障の可能性のある:								5る系統																
										ワレント	·系									サ	ポート	系		
				高	<u> 圧系</u> 注	主水			原子炸	戶減圧	,低圧	系注力	k	ł	格納容 -	器除熱	热	非	常用電	源	_ 14		非常用	1
	系	統名	給水	系生					復小	(系注)											ぎー	- 7	<u>示一ト</u>	·糸
			余熱機能に 期待する	余熱機能に 朝待しない	HPCF(B	HPCF(C	RCIC	ADS	第日注水に 期待する	調圧注水に	LPFL(A)	LPFL(B)	LPFL(C	PCS	RHR(A)	RHR(B)	RHR(C)	D/G(A)	D/G(B)	D/G(C)	тсм ₊₊₋	RCW(A)	RCW(B)	RCW(C)
		M/D-RFP	8						11-12	162	1													
		HPCP																						
	給復水系	LPCP																						
		AO, OG, TGS,																						
		CW, MSIV, TBV																						
	常用	TCW																						
	2715 1.38																							
		RGW(A)																						
	非堂田	RCW(B)																						
	サポート系	RSW(B)																						
ネイ	-	RCW(C)																						
ا بلا		RSW(C)																						
ŧ		HPCF(B) HVH																						
经納		HPCF(C) HVH																						
10		RHR(A) HVH																						
4	換気空調系	RHR(C) HVH																						
株台		D/G(A)室 HVH																						
		D/G(B)室 HVH																						
		D/G(C)室 HVH																						
		A糸(常用)																						
	交流電道	B新(常用)																						
	入加电标	D系(非常用)																						
		E系(非常用)																						
		区分1																						
	直流電源	区分2																						
L		区分3						-																

表1 各系統間の従属性



図 1. 原子炉補機冷却系の系統概要図

添付資料 3.1.1.d-5-4

事故シーケンスの最終状態の分類の考え方

イベントツリーによって抽出された炉心損傷事故シーケンスは、機能の喪失 状況、プラントの状態に与える影響によって分類し、「事故シーケンスグループ」 としてまとめている。

機能の喪失状況は、起因事象が発生した場合に、炉心損傷防止のために必要な 安全機能として「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能(高圧注水、原子炉減圧、 低圧注水)」、「格納容器熱除去機能」に着目している。

また、プラントの状態に与える影響については、起因事象が発生した場合に期 待できる安全機能、事故進展過程における原子炉圧力の状態、及び事故進展の速 さ等に着目している。

1. 原子炉停止機能

過渡事象または LOCA 事象の発生後、原子炉停止機能を喪失した場合に、 原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷(格納容器先行破損)に至る場合を 1 つ の事故シーケンスグループとして分類する。(原子炉停止機能喪失/TC)

2. 炉心冷却機能

原子炉停止に成功した場合でも、炉心の冷却が行われなければ炉心損傷に 至る。冷却手段として、高圧注水機能、原子炉減圧機能及び低圧注水機能があ り、これらの機能の喪失状況およびプラントの状態(原子炉冷却材圧力バウン ダリの健全性等)に応じて以下の事故シーケンスグループに分類する。

- (1) 過渡事象発生後や通常停止の際に高圧注水機能と低圧注水機能を喪失し、 炉心損傷に至る場合を1つの事故シーケンスグループとして分類する。(高 圧注水・低圧注水機能喪失/TQUV)
- (2) 過渡事象発生後や通常停止の際に高圧注水機能と原子炉減圧機能を喪失し、炉心損傷に至る場合を1つの事故シーケンスグループとして分類する。 (高圧注水・減圧機能喪失/TQUX)
- (3) LOCA が発生した後、注水機能を喪失し、炉心損傷に至る場合を1つの事 故シーケンスグループとして分類する。(LOCA 時注水機能喪失) なお、バウンダリの破損規模等に応じてプラントの状態が異なることから 以下のグループに細分化する。
 - a. 大LOCA: 事象発生により原子炉が低圧状態となるため低圧注水の際 に原子炉減圧が不要。(大LOCA後の炉心冷却失敗/AE)
 - b. 中LOCA: 冷却材の流出規模が大きく RCIC による注水には期待でき ないが、低圧注水のための原子炉減圧は必要。(中LOCA 後の炉心冷 却失敗/S1E)

添付資料 3.1.1.d-6-1

- c.小 LOCA: 冷却材の流出規模が小さく RCIC による注水に期待可能。
 (小 LOCA 後の炉心冷却失敗/S2E)
- (4) 格納容器をバイパスし、冷却材が格納容器外に漏えいする場合(インターフェイスシステム LOCA)については、漏えい箇所を隔離した上での炉心冷却が必要となるが、隔離機能が喪失し、漏えいの継続により炉心損傷に至る場合を1 つの事故シーケンスグループとして分類する。(格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA/ISLOCA))
- 3. 格納容器熱除去機能

原子炉冷却(注水)に成功している場合でも、格納容器熱除去機能を喪失した 場合には、格納容器が原子炉からの水蒸気によって過圧され、破損に至る。格 納容器が先行破損した後は安全機能が十分に機能しない場合も考えられるこ とから、これを炉心損傷に至る 1 つの事故シーケンスグループとして分類す る。(崩壊熱除去機能喪失/TW)

4. 安全機能のサポート機能

外部電源喪失の過渡事象の後、非常用電源などの電源の確保に失敗し、炉心 損傷に至る場合を1つの事故シーケンスグループとして分類する。(全交流動 力電源喪失/TB)

なお、全交流動力電源喪失は、事故進展速度、原子炉圧力状態等を考慮して 以下のグループに細分化する。

- (1) 非常用 D/G3 台が機能喪失した状態で、RCIC により原子炉注水は継続しているが、一定時間経過後にバッテリーが枯渇し、炉心損傷に至る場合。 (長期 TB)
- (2) 非常用直流電源の機能喪失により非常用 D/G3 台と RCIC の起動に失敗し、 短時間で炉心損傷に至る場合。(TBD)
- (3) 非常用 D/G3 台が機能喪失し、さらに RCIC が機能喪失した場合で、原子 炉が高圧状態で炉心損傷に至る場合。(TBU)
- (4) 非常用 D/G3 台が機能喪失し、さらに S/R 弁再閉鎖に失敗することにより RCIC が機能喪失した場合で、原子炉が低圧状態で炉心損傷に至る場合。 (TBP)

以上より、イベントツリーの最終状態を表 1 に示す事故シーケンスグループ に分類する。

炉心損傷事故シーケンス	事故シーケンスグループ
LOCA 発生後の炉心冷却失敗	LOCA 後の注水失敗
大 LOCA 後の炉心冷却失敗	AE
中 LOCA 後の炉心冷却失敗	S1E
小 LOCA 後の炉心冷却失敗	S2E
過渡変化事象発生後の給水系、高圧系及び低圧系による 心冷却失敗	炉TQUV
過渡変化事象発生後の給水系及び高圧系による炉心冷: 失敗かつ減圧失敗	却 TQUX
外部電源喪失後の電源喪失	ТВ
非常用 D/G3 台が機能喪失の状態で、RCIC に り炉心冷却を継続するが、バッテリーが枯渇し 心損傷	よ 炉 長期 TB
バッテリーの故障により、非常用 D/G3 台の起 に失敗し炉心損傷	動 TBD
非常用 D/G3 台の起動に失敗し、さらに RCIC 機能喪失し、原子炉が高圧状態で炉心損傷	ガ ^ジ TBU
非常用 D/G3 台の起動に失敗し、さらに S/R 弁 閉鎖失敗により RCIC が機能喪失し、原子炉が 圧で炉心損傷	再 低 TBP
過渡変化事象/LOCA 発生後の格納容器からの熱除去失敗	х тw
過渡変化事象/LOCA 発生後の原子炉停止失敗	TC
ISLOCA 発生後の破断箇所隔離失敗	ISLOCA

表1 炉心損傷シーケンスグループの分類

ホウ酸水注入系(SLC)の失敗確率

KK6/7 号機の PRA では、基本的にフォールトツリー(FT)によって系統の非信 頼度を評価している。また、原子炉停止の緩和機能の1つとして SLC に期待し ており、これについても FT を用いて非信頼度を評価している。

FT による評価の内容を図1に示す。図1の通り、SLC の機能喪失に支配的 に寄与しているのは起動失敗である。起動失敗の確率は人間信頼性解析によっ て算出^{*1}しており、SLC の起動が要求されるスクラム失敗事象から SLC 起動ま での時間的余裕が短いことや、運転員に高いストレスがかかる状況を考慮して いる。

FT 上では点推定値として SLC 機能喪失の確率を とうようと示した。なお、 各系統の非信頼度については、モンテカルロ法を用いて平均値を算出しており、 SLC の非信頼度の平均値は とのよう。

※1 添付資料 3.1.1.g-3 参照



図1 フォールトツリーによる SLC のシステム信頼性評価のイメージ

サポート系が一部故障している場合の評価

柏崎刈羽6号炉および7号炉のフロントライン系とサポート系の依存性を表1 に示す。次に、サポート系が一部故障した場合にフロントライン系に与える影響を以下に例示する。

1. 従属性の影響により機能喪失する例(図1)

高圧炉心注水系(HPCF(B))の機能喪失に係るフォールトツリーの概略を図 1 に示す。図1に示すとおり、HPCF(B)の動作にはサポート系として、HPCF(B) ポンプ等の駆動用電源として非常用交流電源D系、HPCF(B)ポンプ等の制御用 電源として直流電源区分2、補機冷却系として RCW(B)/RSW(B)、HPCF(B)の ポンプ室空調を必要とする。

これらのサポート系が1つでも機能喪失するとHPCFは機能喪失となる。

2. 従属性の影響により信頼性が低下する例(図 2, 3)

自動減圧系(ADS)の機能喪失に係るフォールトツリーを図2に、ADS機能付 逃がし安全弁の構成イメージを図3に示す。図2に示すとおり、ADSの動作に はサポート系として、区分1直流電源(ADS(A)動作信号用電源)、区分2直流電 源(ADS(B)動作信号用電源)のいずれかの電源を必要とする。

したがって、ADSの直流電源の片区分が機能喪失した場合には、ADS動作の際に期待できる信号が減少し、ADSの信頼性が低下するが、機能を維持している側の区分により動作は可能である。

表1 フロントライン系とサポート系の依存性

					~	-	-			/ /	. ,	従	属故障	の可	能性の)ある3	系統	1.							
										フロ	ロント	系			1012.01		14190				Ψ	ポート	系		
			高	王系》	主 水			原	子炉	減圧,	,低圧	系注力	、	1	格納容	器除熱	夬	非	常用電	『源	采	Ę	非常用		
	系統名		給水	系注		1			1	复水	系 ^{注2}											調	サ	ポート	系
			12-25-	쁥	E B B		្ឋ	s S	L X	20	* 5 にい	₹	(B)	Ú Ú	ŝ	(¥	(B)	(C)	(A)	(B)	Û	* *	Â	â	ô
			児機1 待す	戦し	PC	I Ç	с К	₹	I ∰	待す	選び	E E	E E	Е	ЦЦ Ц	뷮	RHF	RHF	0/C	D/G	0/0	3	сw(Ň	ЭWС
		_	条 戡	除熱 期4	-	<u> </u>			10	」 新	高期日年			1								τc	Ř	Ř	Ř
		M/D-RFP																							
	必要して	HPCP																							
	給復水糸	LPCP																							
		CW, MSIV, TBV																							
	常用	TCW																							
	サポート系	TSW																							
		RCW(A)																							
	非堂田	RSW(A) RCW(B)																							
(de	サポート系	RSW(B)																							
		RCW(C)																							
÷		RSW(C)																							
免(土		HPCF(B) HVH																							
9系		RHR(A) HVH																							
¥	换与空锢系	RHR(B) HVH																							
能表	沃工则不	RHR(C) HVH																							
戁		D/G(A)室 HVH																							
		D/G(C)室 HVH																							
		A系(常用)																							
	六法重活	B系(常用)																							
	又加电源	D系(非常用)																							
		E系(非常用)																							
		区分1																							
	直流電源	区分2																							
L									-																



図 1 HPCF(B)フォールトツリー概略図 ※1

添付資料 3.1.1.e-2-3

※1 RSWの故障はRCV熱交換器の故障の下部 に更にFTを展開してモデル化している。





ADS フォールトツリー概略図

ADS 機能付逃がし安全弁の構成イメージ

添付資料 3.1.1.e-2-4

スクラム系(機械系)における原子炉停止失敗の定義

KK6/7 号機の PRA における ATWS のイベントツリーでは RPS や ARI とい ったスクラム信号に関するヘディングと、スクラムの機械系に関するヘディン グを設定している。スクラムに関する機械系の失敗については、 の制御棒の挿入に失敗すると未臨界へ移行できないという過去の知 見¹¹をもとに、隣接の制御棒の挿入に失敗する確率としている。 以下に、隣接の制御棒の挿入に失敗する確率の評価の内容を述べる。







故障率データが整備されていない機器の故障率の扱い

(1) 21 ヶ年データから故障率データ代用する理由

本評価で用いる機器の故障率のうち、国内 21 ヵ年一般機器故障率^[1](21 ヶ 年データ)で整備されていない機器については、各機器の特性を考慮した上で、 21 ヶ年データに記載された別の機器の故障率で代用している。21 ヶ年データ から代用した理由は、国内外に引用可能なデータベースを確認できなかった こと、及び、我が国で要求される品質を確保するように管理(メンテナンス頻 度等)されている機器という点では 21 ヶ年データに故障率が示されていない 機器も同様であると考えられることから、故障率は 21 ヶ年データから代用す ることが適切と考えたためである。

本PRA評価で故障率を代用している機器の一覧及び代用可能とした理由を 表1に示す。

なお、故障率のデータのない機器については、データの整備が今後の課題 である。現在原子力安全推進協会(JANSI)にて当該データの整備に関する取り 組みが検討されていることから、今後新たにデータが得られた際にはその活 用を検討する。

(2) 海外文献の調査結果

本評価において、21ヵ年データから故障率を代用した機器(表1参照)について、他のデータベース^{[2]~[7]}を調査し、故障率の有無及び故障率が掲載されている場合はその代用の可能性を検討した。調査したデータベースの概要を表2に、調査結果の詳細を表3に示す。

調査の結果、21ヵ年データから故障率を代用した機器のうち、他のデータ ベースに比較可能な故障率が示されていた機器は圧縮機、復水器、中性子束 検出器であり、他の機器については示されていなかった。なお、制御弁につ いては、一部の他のデータベースで機器故障率が記載されているが、国内プ ラントの制御弁と同等な機構のものを指すか確認できなかった。

このうち、圧縮機の故障率について他のデータベースと今回代用した 21 ヵ 年データの電動ポンプの故障率を比較すると、10¹~10³ 程度他のデータベー スの方が高い値を示している。データベース間の傾向を確認する観点から、 電動ポンプの故障率について他のデータベースと 21ヵ年データを比較すると、 最大 30 倍程度他のデータベースの方が高い値を示している。

また、中性子検出器の故障率について他のデータベースと今回代用した 21 ヵ年データの放射線検出器の故障率を比較すると、10²程度他のデータベース の方が高い値を示している。データベース間の傾向を確認する観点から、放 射線検出器の故障率について他のデータベースと 21ヵ年データを比較すると、

添付資料 3.1.1.f-1-1

102程度他のデータベースの方が高い値を示している。

復水器の故障率について他のデータベースと今回代用した21ヵ年データの 熱交換器の故障率を比較すると、10³程度他のデータベースの方が高い値を示 している。データベース間の傾向を確認する観点から、熱交換器の故障率に ついて他のデータベースと21ヵ年データを比較すると、10²程度他のデータ ベースの方が高い値を示している。

この様に、同じ機器で比較しても他のデータベースの方が高い傾向にあり、 圧縮機と中性子検出器のみ他のデータベースの値を採用することは、全体的 なリスクの傾向を把握する上でバランスを欠いた評価となる恐れがあるため、 適切ではないと考える。

- (3) 参考文献
 - [1] 「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」,(社)日本原子力技術協会 平成 21 年 5 月
 - [2] "Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S.Commercial Nuclear Power Plants (NUREG/CR-6928)", U.S. NRC, February 2007.

<u> </u>	をがない機器	想定故障モード	冷却機能喪失(軸受性 能劣化,疲労割れ等), バウンダリ喪失(腐 食, 0 リング劣化等)	閉塞、リーク	閉塞	性能劣化(特性変化) 絶縁特性低下 動作不良(磨耗,腐食) 閉塞,リーク	性能劣化(特性変化)
	タに故障す	点検 周期	3 サイ クル	$1 \pm \lambda$ $\gamma \mu$	$1 \pm \ell \\ j \mu$	1 サイ クル	$1 \pm \lambda$ 2μ
	1ヵ年デー	点検内容	本格点検	内部点検	外観点検	各部点検 手入・校正	外観点検 特性試験
	21		圧縮機	冷却器, 復水器	1 × ×	制御弁	中性子束 検出器

表1 故障率データを代用している機器の一覧と点検周期等の類似点

添付資料 3.1.1.f-1-3

									%1 Standardized Plant Analysis Risk
NUREG/CR -6928 ^[2]	U.S.NRC	2007	原子力発電所の PRA 関係	SPAR ^{%1} モデルの パラメータとし て、機器故障率等 を提供	1988年~2002年	非公開	PRA で考慮され る主要な機器(電 気品, 機械品, 計 装品等)	EPIX, 過去の研 究成果, メーカー データベース等	
21ヵ年 データ ^[1]	原子力安全推進協会	2009	原子力発電所の PRA関係	国内原子力発電 所の PRA パラ メータ(機器故 障率)の提供	1982 年度~ 2002 年度	国内の原子力発 電所 計 49 基	PRA で考慮さ れる主要な機器 (電気品, 機械 品, 計装品等)	NuCIA(原子力 施設情報公開ラ イブラリー)	
文献名	発行元	発行年	分野	観・関	収集期間	データ 収集対象	対象機器	ボーダンーメ	

表2 調査したデータベースの概要

表 3 他のデータベースの調査結果と故障率	他のデータベースでのデータ有無	N(2)	
	 21 カ年データに 故障率がない機器 		

添付資料 3.1.1.f-1-6

中性子束検出器のモデル化について

中性子束検出器は局部出力領域モニタ(LPRM)に用いられており、これが係わる緩和系は中性子束高高スクラム信号を発する原子炉保護系(RPS)である。中性子束高高スクラム信号は、図1に示すとおり、各LPRM信号の平均値を演算し、4区分からなる平均出力領域モニタ(APRM)より発せられる。

RPS のフォールトツリーでは、中性子東高高スクラム信号に係わる失敗要因 として APRM の各チャンネルをグループ化(図 1 における点線部)してモデル化 している。APRM の各チャンネルには 52ch の LPRM 信号が入力されているが、 LPRM 信号は日常監視下にあり、仮に LPRM に故障が発生しても直ちに故障を 検知し、故障した LPRM をバイパスすることができる。このように、LPRM の 故障が中性子東高高スクラム信号に与える影響は小さいが、グループ化した APRM の故障率として、構成機器である LPRM 検出器(中性子束検出器)及び APRM の故障率の大きさを考慮し(表 1)、保守的に LPRM 検出器 1 つで代表し たモデルとしている。

機器	21 カ年データ*1	故障率[/h]
LPRM 検出器	放射線検出器*2(不動作)	3.4×10^{-8}
(中性子束検出器)	放射線検出器**2(高出力/低出力)	7.3×10^{-8}
	警報設定器(不動作)	2.3×10^{-9}
AFKM	警報設定器(誤動作)	9.5×10^{-9}

表1 構成機器の故障率

※1:有限責任中間法人,日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」(平成21年5月)

※2:LPRM 検出器(中性子束検出器)の故障率が21カ年データにないため、同機器の 故障率には類似機器である「放射線検出器」を代用している。



※ APRM ユニット, LPRM ユニットで構成

図1 中性子束高高スクラム信号の RPS ロジック

保守作業に伴う待機除外の考え方と実績との比較

KK6/7 号機の PRA では、運転中の保守作業に伴い、当該系統が待機除外となっている確率を考慮して、系統の非信頼度を評価している。これについて、本評価における待機除外の考え方と、これまでの運転実績をもとに今回検討した待機除外確率との比較結果を次に示す。

(1)保守作業による待機除外確率

定例試験(サーベランス)や、点検等により発見された故障機器の保守作業に 伴う系統の待機除外確率 qmuの算出には以下の式を用いた。

$$q_{mu} = \sum_{i} (\lambda_{mui} \cdot T_{mui})$$

ここで、各パラメータは以下の通りに設定している。

- λmui:サーベランス試験等によって異常の発見が可能な機器 i の異常発生頻度(NUREG/CR-2815を参照し、機器故障率の 10 倍をメンテナンス頻度として設定。これは、故障率は系統の機能喪失に至る程度の故障を扱っていることに対し、メンテナンスは系統の機能喪失に至らない様な軽微な異常でも実施されるケースが多いと考えられることによるものである。)
- T_{mui}: 機器 *i* の平均修復時間(表 1 参照)

表1 平均修復時間及びその出典

機器	平均修復時間	出典
ポンプ**1	19 時間	
弁	7 時間	
非常用ディーゼル 発電機(D/G)	20 時間	

※1 ファンの平均修復時間はポンプの平均修復時間で代用している。

(2)待機除外を評価する上で対象とした機器

表2保守作業による待機除外確率の算出例

(3)運転実績との比較(本評価における待機除外確率の妥当性)

(1)の評価方法を用いた KK6/7 号機の各系統の待機除外確率の評価結果と、 国内 BWR の運転実績から評価された待機除外確率^[1]を表3に示す。比較が可 能な RCIC、RHR、非常用 D/G を見ると、2つのデータはほぼ同程度のオー ダーであることから、本評価で用いた待機除外確率の適用については問題な いものと考える。

系統	今回の KK6/7 号機の 評価に用いた値	国内 BWR の運転実績を もとにした値 ^[1]
ほう酸水注入系(SLC)		-
高圧注水系(HPCF)		_
原子炉隔離時冷却系(RCIC)		7.39×10^{-4}
低圧注水系(LPCS)		1.53×10^{-4}
残留熱除去系(RHR)		$3.09 imes 10^{-5} \ ^{st_2}$
原子炉補機冷却系(RCW)		_
原子炉補機海水冷却系(RSW)		—
非常用ディーゼル発電機(D/G)		5.57×10^{-4}

表3保守作業による待機除外確率の比較

※2 RHR(A), (B)の評価結果を示す。

(4) 非常用 D/G の平均修復時間に関する至近の実績との比較

KK6/7 号機の PRA では表1に示す通り、非常用 D/G の平均修復時間を20時間としている。一方、電力中央研究所の報告書^[1]には、1998~2007 年度における国内 BWR 及び PWR の、非常用 D/G の LCO 逸脱事象の収集結果がまとめられており、待機除外回数が32回、総待機除外時間が1525.1 時間と示されている。これをもとに非常用 D/G の待機除外1回あたりの待機除外時間を算出すると約48時間となり、この値は今回の PRA で用いた平均修復時間よりも長い。

仮にこの値を用いて非常用 D/G の待機除外確率を求めると今回の PRA で 用いた待機除外確率の約3倍(3×10⁻³)となる。しかしながら、仮に3倍の待機 除外確率を用いたとしても、非常用 D/G のシステム信頼性解析(フォールトツ リー分析)において、支配的な要因は非常用 D/G の機械的故障(7×10⁻³)であり、 待機除外確率を用いている基事象が支配的とはならないことから、今回の PRA の結果に与える影響は小さいと考えられ、シーケンス選定の結果に与え る影響は無いと考える。

[1] 「ベイズ統計学に基づくアンアベイラビリティ推定法の開発 –新しい推定理論と国内 BWR 待機除外データを用いた推定例-研究報告:L08009」 平成 21 年 5 月 電力中央 研究所

以上

共通原因故障パラメータを適用している系統

本PRAでは、系統の信頼度を基本的にフォールトツリー(FT)で評価している。 また、本PRAでは、共通原因故障(CCF)をポンプ、弁、計測制御機器等の機器 に対して適用している。

HPCF、RHR、非常用電源等の多重化された系統を FT でモデル化する場合 は、上記のポンプや弁等の機器について、基本的に多重化された複数の系統が共 通原因故障の要因をもつ同種の機器を用いているものとして、系統間 CCF を適 用している。

SLC や RCIC 等、系統として多重化されていないものについても、SLC では A, B の 2 つの注入ポンプについての共通原因故障を考慮しているほか、RCIC では起動/停止に係わる信号系の共通原因故障をモデル化している。

この様に基本的に全ての系統について系統内或いは系統間のいずれか又は両 方で CCF を適用している。各系統において共通要因故障を考慮している機器の 例を表1に示す。

以上

表1 各系統において共通要因故障を考慮している機器の例

系統又は機能の名称	共通要因故障を考慮している機器の例

添付資料 3.1.1.f-4-3

共通要因故障に関する MGL パラメータ適用の考え方

1. 共通原因故障の同定

システム内において、同一または異なる区分間で、多重性を持たせるために 用いられる機器については、学会標準に基づき、(a)共通原因故障の発生要因、 (b)動的機器の動的故障モード、(c)故障実績を考慮し共通原因故障を同定してい る。

各項の説明を以下に示す。

(a) 共通原因故障の発生要因

共通原因故障(CCF)をモデル化する際には、CCFのモード及び CCF を考 慮する機器グループ(Common Cause Component Group: CCCG)*を図1に 示す手順で設定する。また、これらの設定に際しては、表1に照らして各機 器の属性を整理する。

一方で設定にあたり、実際にどの程度共通の属性を有していれば CCCG と考えるのか、どの共通事項(例えば、トリップユニットであれば、メーカよ りも定検時の校正エラーが主要因と考えられる)を重視すべきか等、判断が 困難な面もある。

これらを鑑み、本PRAでは、CCCGを広めに設定することとし、図1の3 つ目の手順でCCCGを設定している。本PRA では、メーカの相違等、共通 の属性の調査結果からのCCCGのスクリーニングは実施していない。

なお、CCCGを広く設定することは、炉心損傷頻度の算出に関して保守的 な取り扱いとなる。

- ※ フォールトツリーのモデル化を行う場合に共通原因故障を考慮す る機器のグループ
- (b) 動的機器の動的故障モード

動的機器と静的機器およびそれらの故障モードによって、共通原因故障の 可能性は異なると考えられる。したがって、これらを区別して共通原因故障 の適用性を検討した。

また、動的機器については、動的故障モードと静的故障モードに区別して 検討する。動的故障モードとはポンプの起動失敗、弁の開失敗等であり、静 的故障モードとはリーク、閉塞等である。動的機器の故障モードは、共通原 因故障の発生する可能性が比較的高いと考えられることから、動的機器の動 的故障モードに対しては共通原因故障を考慮する。電動弁の閉塞等、動的機 器の静的故障モードはこれに該当しない。 (c) 故障実績 故障実績があるものに対しては共通原因故障を考慮した。

2. 本評価で用いた共通原因故障パラメータ

共通原因故障をモデル化する機器および故障モードに適用可能なパラメータ を設定する。共通原因故障パラメータとしては、βファクタモデル、MGLモデ ル、αファクタモデル、BFR モデルが比較的広く使用されているが、冗長性が 高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共 通原因故障パラメータである MGL モデルを使用している。

評価に用いた MGL パラメータを表 2 に示す。これらのパラメータは NUREG 等の文献を基に設定している。

共通原因故障因子については,機器故障率と同様に,国内プラントの実績に 基づくデータを本来は使用すべきである。しかし,2013年10月時点では,(財) 電力中央研究所にて共通原因故障因子の検討はなされているが,機器故障率の ように広く議論され認知されたものではないため,本評価では表2に示すよう に使用実績のある海外文献のβファクタ及びγファクタを使用している。

3. 共通原因故障因子の適用における故障モードの考慮

共通原因故障因子について、本評価では従前より適用実績のある海外文献に 基づくデータを用いた。一方で故障モード毎の共通原因故障因子をまとめた文 献としては、NUREG/CR-5497の改訂版である CCF Parameter Estimations 2010 がある。表4にこれらの値を示す。

表4の通り、ポンプの継続運転失敗は CCF Parameter Estimations 2010 と 本評価で用いた値がほぼ同等であるものの、他の値は CCF Parameter Estimations 2010の方が低い値を示している。本評価の FV 重要度の上位 3 つ が RCW ポンプの継続運転失敗、RSW ポンプの継続運転失敗、RSW ポンプの 起動失敗の共通原因故障であることを考慮すると、 CCF Parameter Estimations 2010を用いる場合、全炉心損傷頻度は小さく評価されるものと考 えられる。

また、故障モード毎に共通原因故障因子を設定すると、カットセットや重要度の評価結果には、故障モード毎の CCF が表れることとなる。共通原因故障の対策を、故障モードを考慮して検討する場合には、故障モード別の共通原因故障因

子を用いた分析が有益であると考えるが、今回の PRA をもとに事故シーケンス を選定して実施する有効性評価では、喪失した系統機能を重大事故等対処設備 で代替するため、喪失する系統の機器の故障モードに着目しても、有益な分析と はならないものと考える。

一方で、共通原因故障を PRA で考慮する点に違いは無いため、抽出される事 故シーケンスに相違が生じることはなく、重要事故シーケンスの選定において も、「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」における重要事故シーケンス選定の着眼点 a を 踏まえた選定の考え方に影響することはない。

本来は、機器故障率と同様に国内プラントの実績に基づくデータを使用する ことが望ましいと考える。また、故障モードも考慮に入れて評価することが望ま しいと考える。これについて、現在(財)電力中央研究所にて国内データに基づく 値の検討が実施されており、ここでは機器の故障モード別の共通原因故障因子 が提示される見込みである。この様な状況を踏まえ、今後は本データの整備状況 に応じて、PRA への取り込みを検討していく。

4. 共通原因故障確率の計算

属性	説明
機器の型式	
機器の機能	
機器の製作者	
機器の環境	
機器の運転モード	
試験・保守の手順	

表1 CCFを考慮する際に着目する機器の属性

機器タイプ βファクタ γファクタ 参考文献 ポンプ 0.039 0.520 NUREG/CR-1205 Rev.1 弁 0.130.565NUREG/CR-1363 Rev.1 D/G 0.0210.51NUREG-1150 計装/制御機器 0.0820.67NUREG/CR-2771 リレー 0.05SECY-83-293 0.1(スクラムコンタクタ) 蓄電池 0.008 0.5NUREG-1150

表 2 共通原因故障因子

※ γファクタは、共通原因故障によって多重故障(2重以上)

が発生したとき、それが3重以上の故障である条件付確率

	Category											24		
	Running Notor- Driven		Alternating Motor- Driven		Standby								19	
					Notor- Driven		Turbine- Oriven		Diesel- Driven		_Sibtate1			
Type of Event	Faults	<u>×</u>	Faults	<u>×</u>	Faults	<u>×</u>	Faults	<u>×</u>	Faults	٤	Faults	X	totel	×
Random	19	17	91	26	30	32	93	27	୍ୟ	25	187	29	297	27
Recurring	15	14	121	35	12	4	50	14			62	10	198	10
Common Cause	6	5	5	1	3	1	6	2	· · · ·	2 4 47	9	1	20	2
Recurring Common Cause	s.Vee		36	10	1 -	-1	-		-		1	-5]	37	3
Commented Faults	37	34	64	18	91	33	106	30	4	25	201	31	302	27
Recurring Command Faults	9	8	16	5	40	-14	65	19	7	44	112	17	137	12
Common Cause Command Faults	20	18	13	4	31	11	21	6	୍ୟତ୍ୟ	6	53	8	86	8
Recurring Common Cause Command Faults		•	<u></u>	1	<u>_11</u> _	4	<u> </u>	Z		 51	18	3	26	2
Total	110		350		279	ě	348		16	11254	643		1,103	

表 3 NUREG/CR-1205 table 10

機	器	共通原因故障因子の参	参照元等		в	Y	σ	
ポンプ		本評価で適用した値			$3.9 imes 10^{-2}$	$5.2 imes10^{-1}$	1	
				CCCG-2		$3.36 imes 10^{-2}$		_
			継続運転失敗	CCCG-3		$4.14 imes 10^{-2}$	$1.83 imes 10^{-1}$	_
		CCF Parameter		CCCG-4		$4.30 imes 10^{-2}$	$3.43 imes 10^{-1}$	$1.56 imes 10^{-1}$
		Estimations 2010		CCCG-2		$2.45 imes 10^{-2}$		
			起動失敗	CCCG-3		$2.31 imes 10^{-2}$	$4.18 imes 10^{-1}$	_
				CCCG-4		$2.27 imes10^{-2}$	$4.49 imes 10^{-1}$	$3.56 imes 10^{-1}$
弁		本評価で適用した値			$1.3 imes 10^{-1}$	$5.65 imes 10^{-1}$	1	
	電動弁	CCF Parameter	胆胆生胺	CCCG-2		$9.46 imes 10^{-3}$	—	—
		Estimations 2010	開闭大敗	CCCG-3		$1.05 imes 10^{-2}$	$2.12 imes 10^{-1}$	—
	迷山会	CCF Parameter	胆牛胺	CCCG-2		0	—	—
	进止开	Estimations 2010	開天敗	CCCG-3		0	0	_
非常用 ディーゼル 発電機		本評価で適用した値			$2.1 imes 10^{-2}$	$5.1 imes 10^{-1}$		
			却動生財	CCCG-2		$1.08 imes 10^{-2}$		
		CCF Parameter Estimations 2010	起動大敗	CCCG-3		$8.41 imes 10^{-3}$	$3.98 imes 10^{-1}$	
			继续演起生时	CCCG-2		$2.24 imes 10^{-3}$	_	
			松桃起来的大权	CCCG-3		4.40×10^{-3}	$9.84 imes 10^{-3}$	

表4 各文献の共通原因故障因子



図1 CCFのモデル化の手順
ストレスファクタの適用の考え方とその影響

1. ストレスファクタの適用の考え方

運転員のタスク遂行の過誤確率は,運転員の熟練度やストレスなどの行動因 子によって大きく影響されるため,それらを考慮した補正係数(ストレスファク タ)を用いて評価を実施している。

人的過誤確率へのストレスファクタは表1に示すように7つに分類され,さ らに運転員の熟練度により2つに分類される。作業負荷が低い場合は注意力が 散漫になり,逆に作業負荷が高い場合には人間の通常業務遂行能力の限界に近 づいている又は越えている為にタスク遂行の妨害となるため,その作業に対す る増倍係数を設定している。また,極端にストレスレベルが高い場合は情緒的 反応が生じるなどタスク遂行に非常に妨害となることから,固定値を用いて評 価を実施する。

2. ストレスファクタの設定が炉心損傷頻度にもたらす影響

ストレスファクタは人的過誤確率を評価する際の補正係数として用いている。 評価した人的過誤確率は、システム信頼性解析で用いるフォールトツリー(FT) に基事象として組み込んでいる。ここではATWS 時及び大 LOCA 時の RHR(A) による格納容器除熱を例に、ストレスファクタの変動が炉心損傷頻度にもたら す影響について示す。

ATWS 時の RHR(A)の FT を図1に、過渡事象及び LOCA 時の RHR(A)の FT を図2に示す。

RHR(A)のシステム信頼性に対する起動操作失敗の影響について、図1からは、 ATWS 時には起動操作失敗が RHR(A)の非信頼度の 82%程度を占めることが分 かる。また、図2からは、過渡事象及び LOCA 時には起動操作失敗が RHR(A) の非信頼度に占める割合が 2%程度であることが分かる。

過渡事象及び LOCA 時については、起動操作失敗が RHR(A)の非信頼度に占 める割合が小さいことから、ストレスファクタを数倍程度変動させてもその影 響は小さく、炉心損傷頻度にもたらす影響は小さいと考えられる。

ATWS 時は起動操作失敗が RHR(A)の非信頼度に占める割合が大きいことか

ら、ストレスファクタを数倍程度変動させると RHR(A)の非信頼度に影響すると 考えられる。但し、ATWS はその発生頻度が小さいことから、ATWS を経て炉 心損傷に至るシーケンスの炉心損傷頻度の全体に占める割合は小さい。

上記の様に、ストレスファクタを数倍程度変動させても、炉心損傷頻度全体 にもたらす影響は小さいと考えられる。

百日	7 1 . 7 1 . 8 1.	HEPs の	増倍係数	本評価で考慮したタスクの例			
供日		熟練者	熟練度の低い者	熟練者	熟練度の低い者		
1.	作業負荷が大変低い	×2	×2	_	_		
2.	作業負荷が適度 (段階的操作)	×1	×1	注水等の必要操作の動作失敗(過 渡,LOCA 事象)	機器の状態復旧手順遵守及 び状態復旧失敗(事象発生前		
				RHR による格納容器除熱操作の 認知失敗(過渡,LOCA 事象)	弁開け忘れ・閉め忘れ)		
3.	作業負荷が適度 (動的操作)	×1	$\times 2$	—	—		
4.	作業負荷がやや高い	×2	$\times 4$	自動減圧手動阻止失敗(ATWS)	_		
	(段階的操作)			注水等の必要操作の認知失敗(過 渡,LOCA 事象)			
5.	作業負荷がやや高い (動的操作)	×5	×10	—	—		
6.	作業負荷が極度に高い	$\times 5$	×10	事象発生認知失敗(ATWS)	_		
	(段階的操作)			SLC 起動操作失敗(ATWS)			
7.	作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	.25(EF = 5)	.50(EF = 5)	_	—		
		極度にストレスレベルが高い場合					
		は、増倍係数では	なく、複数のクル				
		「を刈家とした回	心胆を用いる。				



図1 ATWS 時の RHR(A)の FT 概略図



図2 過渡事象(ATWS 除く)及び LOCA 時の RHR(A)の FT 概略図

起因事象発生前の人的過誤として評価した事例の抽出過程

起因事象発生前の人的過誤のうち、評価対象とする人的過誤の抽出過程は以下の通り。前提として、人的過誤は基本的に運転員による試験・操作及びその後の状態回復を対象としており、保全作業時の人的過誤による故障は機器故障率に含めて考慮している。また、冗長化された機器に共通する作業に伴う人的過誤は、共通原因故障に含めて考慮している。

- ①基本的にフォールトツリーで考慮されている機器全てを対象とし、プラント運転中および停止中における操作・作業等を手順書類(定例試験手順、設備別操作手順等)から抽出する。
- ②抽出した操作・作業等に対し、表1に示す基準を設けて定性的にスクリー ニングし、スクリーニング出来ない操作・作業等について、起因事象発生 前の人的過誤として定義する。

上記の起因事象発生前の人的過誤の抽出過程について、非常用ディーゼル発 電機の例を表2に示す。

検討の結果抽出された起因事象発生前の人的過誤は以下のとおりである。

- ▶ 現場操作の弁に対する開け忘れ/閉め忘れ(状態回復の失敗)。
- 定例試験において非常用ディーゼル発電機を母線に並列させる際、手動 でガバナ類の調整を行うが、この試験後の自動投入設定への復旧に失敗 する。

以上

	除外ルール	スクリーニングの例					
1	系統の要求に対して機器の調整が自	・定例試験(弁閉)後の RHR 熱交換器入口/出					
1	動的に行われるもの	口弁の待機(弁開)状態への復旧失敗					
	中央制御室にて機器の状態表示が確						
2	認でき、その状態が日常的に監視さ	・定例試験(弁閉)後の RCIC タービン排気電					
	れており、かつ、中央制御室からの	動弁の待機(弁開)状態への復旧失敗					
	調整が可能なもの						
3	実施されている保守後の機能試験に	・保守点検後の非常用ディーゼル発電機冷却					
	より、誤調整が明らかになるもの	水入口弁の待機(弁開)状態への復旧失敗					
	当初の操作の後、チェックリストに	成の物除土で見小法具にくパス分の生物					
4	基づく独立した機器の状態確認が実	・ 残留然际云糸取少 (加里ハイハス井の付機					
	施されるもの	(升)闭状態、の復旧大敗					
_	機器の状態確認が頻繁に実施される	(巡視・点検の対象機器等、					
5	もの(例えば1回/運転員交代等)	多くの機器が該当)					

表1 スクリーニング基準

	表2 起因事象発生	:前の人的過誤として評	価した事例(非常用ディーゼル	レ発電機(D/G)の例)	
			対象とした操作・作業	等とスクリーニング結果	
起凶事 家充任即(0人的過誤の抽口結果	運転中の試験等 (定例)	に伴う操作などに起因 試験手順等)	プラント停止 (保守要領、設備操	中の操作などに起因 作手順、定例試験手順等)
機器種類	人的過誤のモード	操作・作業等	除外理由	操作・作業等	除外理由
非常用 D/G	待機(自動)への復旧失敗	試驗時運転	除外ルール 2	試験時運転	除外ルール 2
非常用 D/G ガバナ	設定の回復失敗	試驗時手動操作	なし (起因事象発生前の 人的過誤評価対象)	試驗時手動操作	なし (起因事象発生前の 人的過誤評価対象)
補機冷却水入口弁	待機(弁開)への復旧失敗	なし	I	保守後ラインアップ	除外ルール 3
非常用送風機	待機(自動)への復旧失敗	試驗時運転	除外ルール 2	試驗時運転	除外ルール 2

起因事象発生前の人的過誤として評価した事例(非常用ディーゼル発電機(D/G)の例)

人間信頼性解析(HRA)ツリーによる人的過誤の分析例

- 例1. 事象発生前の弁の開け忘れ、閉め忘れ
- 例 2. ATWS 事象発生後の対応操作失敗

<u>例1</u>事象発生前の弁の開け忘れ、閉め忘れ (非常用炉心冷却系(ECCS)ポンプの起動失敗等の基事象等に設定)

人的過誤の定義(事象発生前): 事象発生前に操作・試験の復旧に失敗する

操作 : 弁の開け忘れ・閉め忘れ

操作の内容

操作や試験に伴い待機状態を変更する場合に、当該操作後や試験実施後の復旧操作に失 敗する。

- 2. 該当手順書
 定例試験手順書など
 【具体的な手順の例】
 ・定期検査等において、残留熱除去系熱交換器入口弁の開閉操作を実施する。その際、
 当該弁の開け忘れが生じると、残留熱除去系の除熱機能に期待できない状態となる。
- 3. 人的過誤のモード 待機状態への復旧失敗
 4. 過誤回復の可能性

人間信頼性評価(HRA)ツリーを用いた定量評価



分岐	人的過誤の種類(手順/操作)と内	容	過誤確率値		EF
a_1	機器の状態復旧の手順	<u>頁遵守に失敗す</u>	る。		'	
a_2	a1に対する過誤回復					
b_1	機器の状態復旧のため	する。				
b_2	b1に対する過誤回復					
	人的過言					

例1:過誤確率計算シート

分岐 a1:機器の状態復旧の手順遵守に失敗する。

○過誤確率の計算においては以下を考慮した。

・手順遵守失敗確率 : 点検後の機器の状態復旧のための弁の開け忘れは手順遵守 失敗であることから、人的過誤確率(HEP)については添付表3を参照した。

を用いた。	
・ストレス要因 : ストレス要因については添付表 4 を参照した。	
を用いた	- 0
当該過誤確率 = 手順遵守失敗確率 × ストレス要因	
=	
=	

分岐 b1:機器の状態復旧のための操作に失敗する。(誤操作)

○過誤確率の計算においては以下を考慮した。

・ 誤操作確率 : 手順に基づく操作を実施する際、誤って操作してしまう場合であることから、人的過誤確率(HEP)については添付表2を参照した。復旧の失敗であることから、
 を用いた。
 ・ ストレス要因 : ストレス要因については添付表4を参照した。
 を用いた。
 * 当該過誤確率 = 誤操作確率 × ストレス要因

分岐 a2:分岐 a1における手順遵守失敗の過誤回復

属性の評価には添付表 5 を参照し、

○本操作に	分岐 a1
の手順遵守失敗の過誤回復を考慮した。	
・従属性の考慮 : 本操作は	
	と判断した。従
属性の評価には添付表 5 を参照し、 た。	の条件付き失敗確率の式を用い
当該過誤確率 = =	
分岐 b2 : 分岐 b1 における操作失敗の過誤回復	
○本操作は	分岐 b1
の操作失敗の過誤回復を考慮した。	
 ・従属性の考慮 : 本操作は 	
	と判断した。従

の条件付き失敗確率の式を用い

た。

当該過誤確率	=
	=
	=

例 2 ATWS 事象発生後の対応操作失敗 (ATWS 発生直後の SLC 起動等関連操作失敗)

人的過誤の定義(事象発生後): ATWS 時の SLC 起動など関連する操作に失敗する 起因事象(ET): 過渡変化 操作の内容 ATWS 時に、ほう酸水注入系(SLC)の起動による未臨界確保と自動減圧系の起動阻止 及び原子炉水位の制御操作に失敗する。 該当手順書 事故時運転操作手順書(徴候ベース)、設備別操作手順書 【具体的な手順の例】(下線部がモデル化対象箇所) 本操作は事故時運転操作手順書(徴候ベース)において、全制御棒が全挿入位置又 は最大未臨界引き抜き位置以下まで挿入されていない場合に移行する操作として定 めている。具体的には、以下の操作を適宜並行操作することを操作の基本として定 めている。また、「SLCの起動」「制御棒の挿入」「原子炉水位の維持」を並行して操 作するが、同時に実施することが不可能な場合には「SLCの起動」「制御棒の挿入」 「原子炉水位の維持」の優先順位で操作することとしている。 ①原子炉出力及びサプレッションプール水温の制御 …再循環ポンプトリップ、給水絞り込み及び ECCS による水位低下維持 ②原子炉の停止…SLCの起動・制御棒の挿入 ③原子炉水位の維持…給水系・ECCS による水位維持 ④原子炉圧力の制御…逃がし安全弁(SRV)による手動制御(自動開閉防止) この人間信頼性評価(HRA)においては、①は自動での動作にも期待できること、 ②の制御棒挿入及び③の給水系については評価モデル上期待しないこと、④は炉心 損傷防止の観点で必須の操作ではないことからモデル化していない。 更に、原子炉の水位が原子炉水位低(L1)となった場合は、自動減圧系(ADS)の自 動起動阻止を定めていることから、これについてもモデル化している。 以上の通り、この操作については SLC の起動、ECCS による水位維持、自動減 圧系(ADS)の自動起動阻止を考慮しており、これに ATWS の認知を加えた形で HRA ツリーを構築している。 3. 時間的な特徴(余裕時間と操作に必要な時間の関係) ATWS 時の事象進展解析に基づき余裕時間は 各操作は比較的単純で手順書ベースであることから 以内で完了できる。 4. 追加の指示や過誤回復の可能性



分岐	人的過誤の種類(認知/操作)と内容	過誤確率値	EF
\mathbf{a}_1	ATWS 発生の認知に失敗する。		
b_1	SLC の起動操作に失敗する。		
C 1	自動減圧の起動阻止に失敗する。		
d_1	高圧注水系による原子炉水位の制御操 作に失敗する。		

例2:過誤確率計算シート

分岐 a1: ATWS 発生の認知に失敗する。

○過誤確率の計算においては以下を考慮した。

・認知失敗確率 : ATWS 発生後、その認知に失敗する確率につい	て添付表1を参
照した。事象発生から認知までの時間余裕を とし、ATWS を	初期事象として
考慮し、初期診断失敗確率のを用いた。	
・ストレス要因 : ストレス要因については添付表 4 を参照した。	
	を用いた。
当該過誤確率 = 認知失敗確率 × ストレス要因 = =	

分岐 b1: SLC の起動操作に失敗する。(誤操作)

○過誤確率の計算においては以下を考慮した。



分岐 c1:自動減圧の起動阻止に失敗する。(誤操作)

○過誤確率の計算においては以下を考慮した。

・誤操作確率 : 手順に基づく操作を実施する際、誤って操作してしまう場合であることから、人的過誤確率(HEP)については添付表2を参照した。



分岐 d₁:高圧注水系による原子炉水位の制御操作に失敗する。(誤操作) ○過誤確率の計算においては以下を考慮した。

・誤操作確率 : 手順に基づく操作を実施する際、誤って操作してしまう場合であることから、人的過誤確率(HEP)については添付表2を参照した。

を用いた。
・ストレス要因 : ストレス要因については添付表 4 を参照した。
を用いた。
当該過誤確率 = 誤操作確率 × ストレス要因 = =

区間	T (T ₀ 後の時間) [分]	運転員全員による 診断失敗確率 (初期事象に対して)	EF	区間	T (T ₀ 後の時間) [分]	運転員全員による 診断失敗確率 (2 次事象に対して)	\mathbf{EF}	区間	T (To後の時間) [分]	運転員全員による 診断失敗確率 (3 次事象に対して)	EF
1.	1	1.0		7.	1	1.0		14.	1	1.0	
2.	10	.1	10	8.	10	1.0		15.	10	1.0	
3.	20	.01	10	9.	20	.1	10	16.	20	1.0	
4.	30	.001	10	10.	30	.01	10	17.	30	.1	10
				11.	40	.001	10	18.	40	.01	10
								19.	50	.001	10
5.	60	.0001	30								
				12.	70	.0001	30				
								20.	80	.0001	30
6.	1500	.00001	30								
				13.	1510	.00001	30				
								21.	1520	.00001	30

添付表1 THERP の標準診断曲線(NUREG/CR-1278 から抜粋)

(注)・2次事象や3次事象は、運転員が初期事象の診断や対応の最中に発生する事象を意味する。

・T₀:異常発生を示すシグナルが出た時刻

・ここでは曲線を数値で示している。

項目	エラーのポテンシャル	HEP	EF
1.	1個のコントロールの不注意な操作 プラントに		宅全依存
2.	同様なコントロールを持つパネルで選択誤り	.003	3
	(ラベルで区別)		
3.	同様なコントロールを持つパネルで選択誤り	.001	3
	(機能別に良く分類された配置)		
4.	同様なコントロールを持つパネルで選択誤り	.0005	10
	(系統を模擬した表示)		
5.	スイッチの誤った方向への操作	.0005	10
	(固定観念に従う場合)		
6.	スイッチの誤った方向への操作	.05	5
	(通常の運転状態で固定観念を損う場合)		
7.	スイッチの誤った方向への操作	.5	5
	(高ストレス状態で固定観念を損う場合)		
8.	2 状態スイッチの誤った方向への操作,又は,誤ったレベルへの設定	(注)	
9.	回転式コントローラの誤った設定(2 状態スイッチ)	.001	10
10.	完全な操作の完了に対する失敗	.003	3
11.	グループ内のサーキットブレーカ選択誤り	.005	3
	(ラベルで区別)		
12.	グループ内のサーキットブレーカ選択誤り	.003	3
13.	不適切なコネクタの配備	.003	3
	(不完全な装着や、コネクタのロック機構のテスト失敗も含む)		

添付表 2 手動操作のコミッションエラー確率の例(NUREG/CR-1278 から抜粋)

(注)項目 5, 6, 7の対応する HEP, EFの 1/5の値

項目	オミッションの項目		\mathbf{EF}
	チェック表が正しく用いられている場合		
1.	短い操作 (<10 項目)	.001	3
2.	長い操作 (>10 項目)		3
	チェック表を用いていないか、又は正しく用いられていない場合		
3.	短い操作 (<10 項目)	.003	3
4.	長い操作 (>10 項目)	.01	3
5.	文書化した手順書を用いるべきであるが、用いていない場合	.05	5

添付表3 手順書を使うときのオミッションエラー確率の例(NUREG/CR-1278から抜粋)

項目	ストレスレベル	人的過誤確率の増倍係数		
		熟練者	熟練度の低い者	
1.	作業負荷が大変低い	×2	×2	
2.	作業負荷が適度 (段階的操作)	×1	×1	
3.	作業負荷が適度 (動的操作)	×1	×2	
4.	作業負荷がやや高い (段階的操作)	×2	×4	
5.	作業負荷がやや高い (動的操作)	$\times 5$	×10	
6.	作業負荷が極度に高い (段階的操作)	$\times 5$	×10	
7.	作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	.25 (EF = 5)	.50 (EF = 5)	
		極度にストレスレベルが高い場合は,		
		増倍係数ではなく、複数のクルーを対		
		象とした固定値を用いる。		

添付表4ストレスと熟練度による人的過誤確率への補正係数(NUREG/CR-1278から抜粋)

従属性の レベル	条件付き成功確率	条件付き失敗確率
ZD	$\Pr [S_{\mathbf{w}_{N''}} S_{\mathbf{w}_{N''}} ZD] = n$	$\Pr [F_{\mathbf{w}_{N''}} F_{\mathbf{w}_{N'1}''} ZD] = N$
LD	$\Pr [[S_{*N}] S_{*N'} LD] = \frac{1+19 n}{20}$	$\Pr [[F_{N'}] F_{N'} LD] = \frac{1 + 19 N}{20}$
MD	Pr $[S_{"N"} S_{"N'} MD] = \frac{1+6n}{7}$	$\Pr \ [F_{*_{N}} F_{*_{N-1}} MD] = \frac{1+6N}{7}$
HD	Pr $[S_{*_{N}}] S_{*_{N-1}} HD] = \frac{1+n}{2}$	$\Pr [[F_{*_{N},"}] F_{*_{N},1}"] HD] = \frac{1+N}{2}$
CD	Pr $[S_{N''} S_{N''} CD] = 1.0$	Pr $[F_{N''} F_{N''} CD] = 1.0$
(20.)		

添付表 5 先行するサブタスク"N-1"が成功又は失敗したときの、 サブタスク"N"の成功又は失敗の条件付き確率の求め方(NUREG/CR-1278から抜粋)

(注)n :サブタスクの成功確率

N : サブタスクの失敗確率

ZD : Zero Dependence 従属度ゼロ

LD : Low Dependence 従属度低

MD : Moderate Dependence 従属度中

HD : High Dependence 従属度高

CD : Complete Dependence 完全従属

炉心損傷頻度の計算に用いた計算コードの特徴(検証結果)

(1) 評価に用いた計算コードの概要

炉心損傷頻度を定量化するための計算コードとして、㈱テプコシステム ズが開発した Safety Watcher を用いた。このツールは内的事象のレベル1 PRA,レベル 1.5PRA,地震 PRA 及び津波 PRA の事故シーケンスの定量 化を行うことが可能である。フォールトツリー(FT)及びイベントツリー (ET)などの定量化のために必要な情報の入力ファイルを作成する機能を有 しており,入力ファイル作成から定量化までを行うことができ,二分決定 図(Binary Decision Diagram, BDD)を用いた定量化方法によって,入力に 基づいたすべてのシナリオを考慮した事故シーケンス発生頻度を算出する ことができる。これにより各 PRA の事故シーケンスに対して次の4種類の 計算が可能である。

- ・点推定値評価
- ・不確実さ解析
- ·重要度解析
- ・最小カットセット(Minimal Cut Set, MCS)出力

Safety Watcher は事故シーケンスのシナリオに関して近似及び打切りを 行わずに BDD を生成する機能を持っており,入力した ET 及び FT の情報 から想定しうる,炉心損傷又は格納容器破損に至るすべてのシナリオを網 羅し,事故シーケンス発生頻度を算出することが可能である。

また,原子力発電所の定期検査時の安全管理方策などを検討する上で活 用できるリスクモニタ機能を有している。

(2) 計算コードの検証方法

Safety Watcher の検証は、海外にて十分に使用実績のある RiskSpectrum PSA とのベンチマークによる妥当性確認を行っている。

・RiskSpectrum PSA とのベンチマーク



表1 Safety Watcher と RiskSpectrum PSA の主な差異(1/4)

(点推定値評価、不確実さ解析のベンチマークに関するもの)

表 1 Safety Watcher と RiskSpectrum PSA の主な差異(2/4) (点推定値評価, 不確実さ解析のベンチマークに関するもの) 表1 Safety Watcher と RiskSpectrum PSA の主な差異(3/4) (点推定値評価, 不確実さ解析のベンチマークに関するもの)

表1 Safety Watcher と RiskSpectrum PSA の主な差異(4/4) (点推定値評価, 不確実さ解析のベンチマークに関するもの)





ドミナントシーケンスのイベントツリー上への表示

起因事象別の炉心損傷頻度と主要なシーケンスを表1に示す。また、事故シ ーケンスグループ別の炉心損傷頻度と主要なシーケンスを表2に示す。さらに、 ドミナントとなる事故シーケンスを図1及び図2に示す。

以 上

起因事象	炉心損傷頻度 (/炉年)	主要事故シーケンス	主要事故シーケンスの 炉心損傷頻度 (/炉年)
非隔離事象	4.2×10 ⁻⁷	非隔離事象+除熱失敗	1.5×10^{-7}
隔離事象	$4.5 imes 10^{-6}$	隔離事象+除熱失敗(①)	4.4×10^{-6}
全給水喪失	3.1×10 ⁻⁸	全給水喪失+除熱失敗	1.2×10^{-8}
水位低下事象	7.9×10 ⁻⁸	水位低下事象+除熱失敗	3.1×10^{-8}
RPS 誤動作等	8.8×10 ⁻⁸	RPS 誤動作等+除熱失敗	4.9×10 ⁻⁸
外部電源喪失	$2.3 imes 10^{-8}$	外部電源喪失+除熱失敗	9.7×10^{-9}
S/R 弁誤開放	1.7×10 ⁻⁷	S/R 弁誤開放+除熱失敗	$1.6 \times 10^{.7}$
大 LOCA	$3.5 imes 10^{-9}$	大 LOCA+除熱失敗	2.9×10^{-9}
中 LOCA	3.4×10 ⁻⁸	中 LOCA+除熱失敗	2.9×10 ⁻⁸
小 LOCA	5.0×10^{-8}	小 LOCA+除熱失敗	4.9×10 ⁻⁸
原子炉補機冷却 海水系1系列故障	1.8×10 ⁻⁷	原子炉補機冷却海水系 C 系故 障+除熱失敗	1.7×10 ^{.7}
非常用交流電源 1系列故障	3.9×10^{-8}	非常用交流電源 E 系故障+除 熱失敗	3.6×10^{-8}
直流電源 1 系列故障	2.1×10 ⁻⁷	直流電源 B 系故障+除熱失敗	7.0×10 ⁻⁸
タービン補機冷却 海水系故障	1.2×10 ⁻⁷	タービン補機冷却海水系故障 +除熱失敗	1.2×10 ⁻⁷
通常停止	2.7×10 ⁻⁶	通常停止+除熱失敗(②)	1.5×10^{-6}
ISLOCA	9.8×10 ⁻¹¹	ISLOCA	9.5×10 ⁻¹¹
合計	8.7×10 ⁻⁶		

表1 各起因事象別に見た炉心損傷頻度の大きなシーケンス

炉心損傷 モード	事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度(/炉年)	主要事故シーケンス	主要事故 シーケンスの 炉心損傷頻度 (/炉年)
		隔離事象+除熱失敗(①)	4.4×10^{-6}
TW	8.7×10^{-6}	通常停止+除熱失敗(②) (高圧の注水系は HPCF が失敗し、RCIC で注水)	1.5×10^{-6}
		通常停止+除熱失敗(③)	1.2×10^{-6}
		原子炉補機冷却海水系 C 系故障+除熱失敗	1.7×10^{-7}
TOUN	4.9×10-9	通常停止+高圧注水失敗+減圧失敗	2.0×10^{-9}
IQUA	4.2×10^{-9}	全給水喪失+高圧注水失敗+減圧失敗	1.2×10^{-9}
S1E	4.0×10 ⁻⁹	中 LOCA+高圧/低圧注水失敗	3.9×10^{-9}
TOIN	0.6×10-10	通常停止+高圧/低圧注水失敗	4.3×10^{-10}
IQUV	9.6×10 ¹⁰	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧/低圧注水失敗	3.1×10^{-10}
TBU	6.0×10^{-10}	外部電源喪失+D/G 全台機能喪失+RCIC 停止	6.0×10^{-10}
AE	$5.0 imes 10^{-10}$	大 LOCA+高圧/低圧注水失敗	5.0×10^{-10}
長期 TB	4.8×10^{-10}	外部電源喪失+D/G 全台機能喪失+外部電源復旧失敗	4.8×10^{-10}
TBP	1.2×10^{-10}	外部電源喪失+D/G 全台機能喪失+SRV 再閉失敗	1.2×10^{-10}
ISLOCA	$9.5 imes 10^{-11}$	ISLOCA 発生(隔離可能規模)+隔離操作失敗	9.5×10^{-11}
TBD	8.1×10 ⁻¹¹	外部電源喪失+直流電源喪失	8.1×10 ⁻¹¹
S2E	4.0×10 ⁻¹²	小 LOCA+高圧/低圧注水失敗	3.0×10^{-12}
TC	5.1×10^{-12}	非隔離事象+スクラム失敗+SLC 起動失敗	2.2×10^{-12}
合計	8.7×10 ⁻⁶		

表2 各事故シーケンスグループに見た炉心損傷頻度の大きなシーケンス



図1 本評価においてドミナントとなる事故シーケンスの イベントツリー(隔離事象)上への表示

注) 各系統の非信頼度(イベントツリーの分岐確率)は基本的にフォール トツリー(FT)による評価に基づき決定している。FT には複数の系統 に共通するサポート系の失敗確率が含まれるため、炉心損傷頻度は 非信頼度の単純な積とはならない。



図 2 本評価においてドミナントとなる事故シーケンスの イベントツリー(通常停止)上への表示

注) 各系統の非信頼度(イベントツリーの分岐確率)は基本的にフォール トツリー(FT)による評価に基づき決定している。FT には複数の系統 に共通するサポート系の失敗確率が含まれるため、炉心損傷頻度は 非信頼度の単純な積とはならない。 不確実さ解析における計算回数と収束性の確認

KK6 号炉及び7 号炉の内部事象運転時レベル 1PRA モデルでは不確実さ解析 として、モンテカルロ計算の試行回数を 回で実施している。 図1に 回までの試行回数 回じたおける全 CDF の 5%値,中央値,平均値,95%値のプロットを示す。その 結果、およそ 回以上の試行回数でほぼ同等な結果が得られていることが確 認された。これにより、試行回数 回で結果は十分収束していると考える。

以 上

図1 試行回数と炉心損傷頻度(全 CDF)の関係

以 上

不確実さ評価において、各入力変数のサンプリングから 炉心損傷頻度の確率分布を生成するプロセス

KK6/7 号機の PRA では、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度及び全炉 心損傷頻度について、不確実さ評価を実施した。

不確実さ解析はモンテカルロ法で実施した。確率変数で扱うパラメータから ランダムに確率を抽出し、事故シーケンスの発生頻度を計算するプロセスを 3,000回繰り返すことにより、炉心損傷頻度の確率分布を求めた。

確率変数で扱うパラメータは起因事象発生頻度及びフォールトツリーに含ま れる機器故障、人的過誤、共通原因故障等の基事象の発生確率とした。また、 確率分布は対数正規分布(EF(5%及び 95%確率値)から展開)とした。

評価プロセスのイメージを図1に示す。

 中国
 中国
 一日
 日本
 <

図1不確実さ評価の評価プロセスのイメージ
設計基準事故対処設備のみに期待する場合の PRA

KK6/7 号機の設置許可変更申請に合わせて実施した PRA では、設計基準事故 対処設備(DBA 設備)及び DBA 設備以外のプラント運転開始時より備えている 手段・設備(通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの 整備について」(平成4年7月)の以前から備えている対策)の一部を考慮した状態(状態 A+α)にて評価している。

この評価(状態 A+a)に対する感度解析として、DBA 設備以外のプラント運転 開始時より備えている手段・設備を除外し、DBA 設備の機能のみに期待した状態(状態 A)について、状態 A+a との差異について感度解析を実施した。

結果を以下に示す。

1. 評価において期待する設備

期待する設備の一覧を表1に示す。

状態 A の評価では、常用系(給水系、復水器による除熱)及び設計当初から期待 していた運転員による手動操作に期待していない。

2. 成功基準

成功基準を表2に示す。状態Aの状態A+aとの相違点は以下の通り。 なお、補機冷却系、非常用電源、空調機の成功基準(必要台数)に変更はない。

- ・ 原子炉停止機能: ARI, RPT, SLC に期待しない。このため、ATWS 事象は 炉心損傷直結とし、緩和手段を設定しない。
- ・ 炉心冷却機能:常用系による冷却(給水系及び復水系)に期待しない。
- 炉心冷却機能: ECCS の手動起動に期待しない。
- ・ 格納容器除熱機能:主復水器による除熱に期待しない。
- ・ サポート機能: D/G の手動起動に期待しない。
- サポート機能:外部電源復旧に期待しない。
- ・ サポート機能:高圧電源融通に期待しない。
- 3. その他の評価項目

信頼性パラメータ及び人的過誤には状態A及び状態A+aで同じ値を用いた。

- 4. 炉心損傷頻度(CDF)
 - (1) 全 CDF 及び起因事象別、事故シーケンスグループ別の寄与割合の変化 状態 A での全 CDF は 5.4×10⁻⁴ [/炉年]となり、状態 A+α と比較して 2 桁 程度上昇した。

起因事象別では、表3、図1に示す通り「通常停止」の寄与割合が約85%、

添付資料 3.1.1.h-5-1

「非隔離事象」が約9%となった。状態A+aでも「通常停止」が支配的であったが、状態Aではその寄与割合が増加した。

事故シーケンスグループ別では、表 4、図 2 に示す通り「高圧注水失敗、 減圧失敗(TQUX)」(寄与割合 約 38%)と TW(寄与割合 約 62%)が支配的と なった。状態 A+a では「崩壊熱除去失敗(TW)」が支配的であったが、状態 A では TQUX が支配的となった。

(2) 評価結果の分析

状態Aの評価において、CDFに大きな影響を与える要因を確認するため、 支配的な事故シーケンスグループであるTQUXとTWのうち、CDFの大 きなシーケンス(通常停止のイベントツリーのシーケンス No. 6(図 3 の青の ライン:TWに至る), No. 38(図 3 の赤のライン:TQUXに至る))について、 主要な最小カットセットを抽出した。抽出結果を表 5、6 に示す。この最小 カットセットの分析から、以下の要因が状態Aと状態A+aの評価結果の差 異に大きく影響しているものと考える。

- a. TQUX の CDF 増加要因
- ・通常停止時における給復水系の扱い

状態 A では基本的に運転員による操作に期待していないため、通常 のプラント停止操作の一環である給復水系を使った注水に期待してい ない。状態 A+a では期待していた給水系による緩和に期待出来ない(図 3のイベントツリーの給水系、復水系、PCSのヘディング)ため、CDF の上昇に寄与したものと考えられる。

 ・原子炉水位高(L8)誤信号発生時のバイパス操作を考慮しないことの影響 L8 信号は高圧系 ECCS(HPCF(B), (C), RCIC)の停止インターロック の構成要素の1つである。

ABWR の ECCS 系(RCIC、HPCF 等)のトリップ論理回路は図 4 の 通り 2 out of 4 であり、4 つの水位検出器の内、2 つ以上が L8 を検出 すると ECCS の停止(注入弁閉)信号が発信される。つまり 4 チャンネ ル中の 2 チャンネル以上、L8 の誤信号が発信されると高圧 ECCS は機 能喪失に陥る。

ABWRの ECCS 系の論理回路には、ある区分の水位検出器が故障したと判断される場合に、その区分のセンサチャンネルをバイパス出来るよう(1区分のみ)センサチャンネルのバイパススイッチが設置されている。このため、センサチャンネルの異常を認知した場合、運転員によって容易に異常箇所をバイパスできる。バイパス後は、残りの3区分のセンサによる2 out of 3 論理で安全保護機能を維持することが出来る設計である。

状態Aでは基本的に運転員による手動操作に期待しないため、上記

のバイパス操作にも期待していない。即ち、状態 A+α でのバイパス操 作成功時には 4 チャンネル中 3 チャンネルからの誤信号(誤信号を発信 しているチャンネルの1つをバイパス)で高圧 ECCS の機能喪失として いたものが、状態 A では 4 チャンネル中 2 チャンネルからの誤信号で 高圧 ECCS の機能喪失に至ることとなり、これは高圧 ECCS の機能喪 失の発生確率の上昇に寄与する。

表5の通り、状態Aにおいて、L8 誤信号による高圧 ECCS の機能 喪失は、TQUX のシーケンス(通常停止のイベントツリーの 38(図 3 の 赤のライン))に支配的な寄与を及ぼしている。

・原子炉の手動減圧

状態Aでは基本的に運転員による手動操作に期待しないため、原子 炉の手動減圧に期待していない。LOCA以外の事象での原子炉減圧で はADS機能に期待せず、手動減圧を前提としている(SRVを介した S/C でのスクラビングが機能する場合、必ずしも速やかに D/W 圧高に至ら ない)ため、CDFの上昇に寄与するものと考えられる。

b. TC の CDF 増加要因

状態Aでは原子炉停止機能であるARI, RPT, SLCに期待しないため、 ATWS 事象は炉心損傷直結となる。このため、TCのCDF が上昇する ものと考えられる。

c.S2E(小 LOCA)の CDF 増加要因

状態 A では常用系による冷却(給水)に期待しないため、S2E の CDF が上昇するものと考えられる。

d.TB の CDF 増加要因

状態Aでは外部電源復旧や高圧電源融通、D/Gの手動起動に期待しないため、TBのCDFが上昇するものと考えられる。

e.TW の CDF 増加要因

・通常停止時における給復水系の扱い

状態 A では基本的に運転員による手動操作に期待しないため、通常 のプラント停止操作の一環である復水器による除熱に期待しない。状 態 A+a では期待していた常用系(給水系、復水器による除熱)による除 熱に期待出来なくなるため、TW の CDF が上昇するものと考える。

《参考》 L8 信号に関する BWR5 との論理回路の構成の違い

BWR5 では、ECCS 系である HPCS と、原子炉補助系である RCIC のそ れぞれに 1 out of 2 方式の論理回路がある。また、HPCS と RCIC は別の 水位検出器からの信号を受けている。

そのため、高圧注水機能の喪失に至る場合は、HPCS、RCICの各々について、トリップ系毎にセンサが2つ以上誤動作する場合となる。即ち、HPCS

及び RCIC が L8 誤信号で機能喪失する場合は、HPCS で 2 つ、RCIC で 2 つの合わせて 4 つの水位検出器が誤動作した場合である。

上記の通り、L8 誤信号により全高圧注水機能の機能喪失に至る最小のチャンネル数は BWR5 が 4 つであることに対し、ABWR は 2 つ(バイパスを 許容する場合は 3 つ)であり、ロジックのみに着目すると ABWR の方が厳 しい。

5. 状態 A の結果を受けた感度解析

通常停止の際の給復水系の使用やL8 誤信号の発生時のセンサバイパス操 作は当初設計から考慮していたものであり、状態Aから状態A+αへのCDF の変化に大きく寄与する要素であると考えられるため、それらを考慮した場 合の感度解析を実施した。

感度解析の結果、表7に示す通り、L8 誤信号発信時のセンサバイパス操作 を考慮することによって高圧注水機能の信頼度が上昇し、減圧が失敗した場 合に高圧注水に失敗するTQUXのCDFが低下した。また、通常停止時に給 復水系による注水・除熱を考慮することにより「通常停止」を起因とした事 故シーケンスグループであるTQUX及びTWのCDFも低下した。

全 CDF は、5.9×10⁻⁵ / 炉年となり、状態 A+α の約 6.8 倍、状態 A の全 CDF の約 1/11 倍となった。

以 上

機能及び対策		対策の説明	選定根拠	現行評価 (状態A+α)	感度解析 (状態 A)
原子炉停止機能					
設計基準事故対処設備	スクラム系 (原子炉保護系及び制御棒駆動 系)	マ子炉水位等の異常を検知して急速かつ自動的に制御棒を炉心に挿入 ,原子炉を停止させる。信号を発する原子炉保護系と制御棒駆動系か 構成される。 お計基準事故対処設備		0	0
	再循環ポンプトリップ(RPT)	異常を検知した際に再循環ポンプをトリップさせ、原子炉の出力を低下させる。	プラント運転開始時より備えている設備	0	×
プラント運転開始時より 備えている手段・設備	代替制御棒挿入(ARI)	原子炉保護系とは別の信号系により制御棒を挿入し、原子炉を停止させる。	プラント運転開始時より備えている設備	0	×
	水位制御及びSLCの手動操作	運転員が手動でポンプを起動し、ほう酸水を炉心に注入し、原子炉を停止させる。	プラント運転開始時より備えている手段	0	×
炉心冷却機能					
	高圧炉心注入系(HPCF)	原子炉水位低又はD/W圧力高を検知した際に自動起動し、電動駆動の ポンプにより高圧~低圧状態の炉心に注水する。	設計基準事故対処設備	0	0
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	原子炉水位低又はD/W圧力高を検知した際に自動起動し、蒸気タービン駆動のポンプにより炉心に注水する。	設計基準事故対処設備	0	0
設計基準事故对処設備	低圧注入系(LPFL(RHR))	原子炉水位低又はD/W圧力高を検知した際に自動起動し、電動駆動の ポンプにより低圧状態の炉心に注水する。	設計基準事故対処設備	0	0
	自動減圧系(ADS)	原子炉水位低及びD/W圧力高を検知した際にADS機能を有する逃がし 安全弁を開放して原子炉圧力を低下させる。	設計基準事故対処設備	0	0
プラント運転開始時より	ECCS等の手動起動 RPV手動減圧及び低圧注水操作	ECCSの自動起動に失敗した場合、運転員が手動で起動する。	設計基準設備の設計方針の前提として考 慮されているもの	0	×
備えている手段・設備	給水系による注水	常用系である給水系を用いて原子炉に注水する。	通常の操作・対応	0	×
格納容器熱除去機能					
設計基準事故対処設備	 格納容器スプレイ(RHR) 格納容器スプレイ(RHR)の手動起動 	D/W及びS/C内に水をスプレイし、格納容器内の温度、圧力を低下させる。	設計基準事故対処設備	0	0
加えている子段・設備	主復水器による除熱	常用系である主復水器によって熱除去を行う。	通常の操作・対応	0	×
安全機能のサポート機能				<u> </u>	
	原子炉補機冷却系	HPCF, RHRポンプ、非常用D/G等を冷却する。	設計基準事故対処設備	0	0
設計基準事故対処設備	i 非常用D/G	外部電源の喪失等を受けて自動起動し,非常用機器に給電する。	設計基準事故対処設備	0	0
	直流電源	RCICの起動や逃がし安全弁の電磁弁の開閉等、非常用機器の制御に 用いる。	設計基準事故対処設備	0	0
プラント運転開始時より	非常用D/Gの手動起動	非常用D/Gが自動起動に失敗した場合、運転員が手動で起動する。	設計基準設備の設計方針の前提として考 慮されているもの	0	×
備えている手段・設備	高圧電源融通	高圧母線を介し、他号機から電源を供給する。	設計基準設備の設計方針の前提として考 慮されているもの	0	×

表 1 PRA で期待する設備[※]

	起因事象	原子炉未臨界	炉心冷却	格納容器熱除去
	大 LOCA	• RPS • ARI+RPT	• 1/2HPCF • 1/3LPFL	• 1/3RHR
中 LOCA		• RPS • ARI+RPT	• 1/2HPCF •ADS+1/3LPFL	• 1/3RHR
	小 LOCA	• RPS • ARI+RPT	 ・給水系 ・1/2HPCF ・RCIC ・ADS+復水系 ・ADS+1/3LPFL 	• 1/3RHR
過渡変化・	S/R 弁 正常作動時	• RPS • ARI+RPT	 ・給水系*1 ・1/2HPCF • RCIC • ADS+復水系*1 • ADS+1/3LPFL 	• PCS • 1/3RHR
手動停止	S/R 弁 開固着時	• RPS • ARI+RPT	 ・給水系*1 1/2HPCF ADS+復水系*1 ADS+1/3LPFL 	• 1/3RHR
過渡変化	ATWS 時	・RPT+SLC+S/R 弁	÷開放+1/2HPCF	• 1/3RHR
(破損	ISLOCA 遺箇所の隔離成功後)	• RPS • ARI+RPT	 ・給水系 ・1/2HPCF*2 ・ADS+復水系 ・ADS+1/3LPFL*2 	• PCS • 1/3RHR*2

表 2 炉心損傷防止のための成功基準

1/2:2系統の内の1系統を意味する。

*1 :外部電源喪失時は当該炉心冷却機能(給水系及び ADS+復水系)には期待しない。

*2:破損が発生した系統には期待しない。

■ 部は、今回評価(状態 A)で成功基準から除外した緩和機能を示す。

起因事象	現行評価結果 での炉心排	(状態 A+α) 員傷頻度	今回評価結果(4 炉心損傷	犬態 A)での 頻度	今回評価/
	[/炉年]	割合*1	[/炉年]	割合*1	現行評価
非隔離事象	4.2×10^{-7}	5%	4.6×10^{-5}	9%	110
隔離事象	4.5×10^{-6}	52%	7.3×10^{-6}	1%	1.6
全給水喪失	3.1×10^{-8}	0%	2.7×10^{-6}	1%	87
水位低下事象	7.9×10^{-8}	1%	7.3×10^{-6}	1%	92
RPS 誤動作等	8.8×10 ⁻⁸	1%	1.5×10^{-5}	3%	170
外部電源喪失	2.3×10^{-8}	0%	1.4×10^{-6}	0%	61
S/R 弁誤開放	1.7×10^{-7}	2%	2.9×10^{-7}	0%	1.7
大破断 LOCA	3.5×10^{-9}	0%	3.5×10^{-9}	0%	1
中破断 LOCA	3.4×10^{-8}	0%	3.5×10^{-8}	0%	1
小破断 LOCA	5.0×10^{-8}	1%	5.2×10^{-8}	0%	1
原子炉補機冷却 海水系1系列故障	1.8×10 ⁻⁷	2%	8.0×10 ⁻⁷	0%	4.4
非常用交流電源 1 系列故障	3.7×10^{-8}	0%	1.7×10^{-7}	0%	4.6
直流電源 1 系列故障	2.1×10 ⁻⁷	2%	3.1×10 ⁻⁷	0%	1.5
タービン補機冷却 海水系故障	1.2×10 ⁻⁷	1%	1.9×10 ⁻⁷	0%	1.6
通常停止	2.7×10^{-6}	31%	4.6×10^{-4}	85%	170
ISLOCA	9.8×10 ⁻¹¹	0%	2.5×10^{-10}	0%	2.6
合計	8.7×10^{-6}	100%	5.4×10^{-4}	100%	62

表3 起因事象別の炉心損傷頻度

*1 割合は評価値を四捨五入しており、0.5%未満は0%と記載

炉心損傷モード	現行評価結果 の炉心掛	(状態 A+a)で 員傷頻度	今回評価結果(お 損傷)	、態 A)での炉心 頻度	今回評価/	
	[/炉年]	割合*1	[/炉年]	割合*1	現打評恤	
TQUX	4.2×10^{-9}	0%	2.0×10^{-4}	38%	4.8×10^{4}	
TQUV	9.6×10^{-10}	0%	-* 2	0%	- *2	
ТВ	4.8×10^{-10}	0%	2.2×10^{-7}	0%	4.6×10^{2}	
TBU	6.0×10^{-10}	0%	$5.8 imes 10^{-9}$	0%	9.7×10^{0}	
TBD	8.1×10 ⁻¹¹	0%	8.1×10 ⁻¹¹	0%	1.0×10^{0}	
TBP	1.2×10^{-10}	0%	1.2×10^{-9}	0%	1.0×10^{1}	
TW	8.7×10^{-6}	100%	3.4×10^{-4}	62%	3.9×10^{1}	
TC	5.1×10^{-12}	0%	9.4×10 ⁻⁸	0%	1.8×10^{4}	
AE	5.0×10^{-10}	0%	5.0×10^{-10}	0%	1.0×10^{-0}	
S1E	4.0×10 ⁻⁹	0%	$5.0 imes 10^{-9}$	0%	1.3×10^{0}	
S2E	4.0×10^{-12}	0%	1.6×10^{-9}	0%	4.0×10^{2}	
ISLOCA	9.5×10^{-11}	0%	9.5×10^{-11}	0%	1.0×10^{0}	
合計	8.7×10^{-6}	100%	5.4×10^{-4}	100%	6.2×10^{1}	

表 4 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

*1 割合は評価値を四捨五入しており、0.5%未満は0%と記載

*2 状態 A では手動減圧に期待していないため、TQUV に至るシーケンスは無い。

表 5 TQUX における主要な最小カットセット(状態 A)

(ET:通常停止、	シーケンス No : 38	図3の赤のシーケンス)
-----------	---------------	-------------

No.	カットセット	CDF[/炉年]	寄与割合
1	通常停止+L-8 誤信号	1.5×10^{-4}	84%
2	通常停止+原子炉水位計 不動作/誤高出力(共通原因故障)	1.5×10^{-5}	8%
3	通常停止+信号系(DTM 廻り)機能喪失(共通原因故障)	6.9×10^{-6}	4%
4	通常停止+信号系(DTM 廻り)機能喪失	2.2×10^{-6}	1%
5	通常停止+高圧系 ECCS SLU 廻り故障(共通原因故障)	1.7×10^{-6}	1%

表6 TWにおける主要な最小カットセット(状態A)

No.	カットセット	CDF[/炉年]	寄与割合
1	通常停止+残留熱除去系起動操作失敗	2.3×10^{-4}	81%
2	通常停止+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因 故障)	1.9×10^{-5}	7%
3	通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	6.4×10^{-6}	2%
4	通常停止+残留熱除去系ポンプ室空調ファン起動失敗(共通 原因故障)	3.7×10^{-6}	1%
5	通常停止+原子炉補機冷却系電動弁(原子炉補機冷却系熱交 換器出口)開失敗(共通原因故障)	2.5×10^{-6}	1%
6	通常停止+原子炉補機冷却系電動弁(残留熱除去系熱交換器 出口)開失敗(共通原因故障)	2.5×10^{-6}	1%
7	通常停止+残留熱除去系電動弁(ミニフローライン)閉失敗(共 通原因故障)	2.3×10^{-6}	1%
8	通常停止+残留熱除去系電動弁(注入ライン)閉失敗(共通原因 故障)	2.3×10 ⁻⁶	1%
9	通常停止+RCW/RSW 信号系(SLU 廻り) (共通原因故障)	1.7×10^{-6}	1%
10	通常停止+RHR 信号系(SLU 廻り)(共通原因故障)	1.7×10^{-6}	1%

(ET:通常停止、シーケンス No:6図3の青のシーケンス)

表7 感度解析の分析結果

事故シーケンスグ ループ	今回評価結果(状態 A)での 炉心損傷頻度 [/炉年]	感度解析結果での炉 心損傷頻度 [/炉年]	状態 A との比
TQUX	$2.0 imes 10^{-4}$	$5.9 imes 10^{-6}$	3.0×10^{-2}

(a) L8 誤信号発生時のセンサバイパス操作の考慮

(b) 通常停止時に給復水系による注水・除熱を考慮

通常停止を起因事象 とする事故シーケン スグループ	今回評価結果(状態 A)で の炉心損傷頻度 [/炉年]	感度解析結果での炉 心損傷頻度 [/炉年]	状態 A との比
TQUX	1.7×10^{-4}	3.0×10 ⁻⁷	1.8×10 ⁻³
TW	$2.9 imes 10^{-4}$	2.7×10^{-6}	9.3×10^{-3}

(c) 全 CDF の差異

感度解析結果での	現行評価結果(状態 A+a)	今回評価結果(状態 A)で
炉心損傷頻度	での炉心損傷頻度	の炉心損傷頻度
[/炉年]	[/炉年]	[/炉年]
5.9×10^{-5}	8.7×10 ⁻⁶	5.4×10^{-4}



図1 起因事象別の炉心損傷頻度の比較



図2 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の割合



図3 支配的な事故シーケンス



図 4 ABWR の L8 論理回路の構成

添付資料 3.1.1.h-5-13

3.1.2 停止時PRA

停止時PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル1PSA編): 2010」(2011年11月)を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA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。評価フローを図3.1.2-1に示す。

- 3.1.2.a. 対象プラント
 - ① 対象とするプラントの説明
 - (1) プラントの構成・特性の調査

プラントの構成・特性の調査の目的は,対象施設の設計及び運転の 特性を把握するために,プラントに関する各種情報を収集することで ある。

以下, a. に記載のとおりに PRA に必要な KK6/7 号機の情報を収集し, b. にプラントの概要を, c. に PRA において考慮する系統の概要を示した。

a. PRA に必要な情報の収集

停止時 PRA に必要な次のプラント情報を収集した。

- ・設備及び運転に関する基本的な情報(設計情報,定期検査に関する 情報,保守管理情報など)
- ・定量化にあたり必要とされる情報(起因事象発生に関する運転経験 など)

情報収集に使用した資料のリストを表 3.1.2.a-1 に示す。

- b. プラントの概要
 - ・出力 熱出力 3,926 MWt
 - 電気出力 1,356 MWe
 - ・プラント型式 改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)

・格納容器型式 圧力抑制型鉄筋コンクリート造格納容器(RCCV)

c. 緩和機能(系統)の概要

停止時 PRA において考慮する緩和機能(系統)の概要を次に示す。 また,系統設備の概要を表 3.1.2.a-2 に示す。

1) 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統には制御棒駆動系などがあるが,原子炉 停止中は,試験時や点検時を除き制御棒が全挿入状態にあり,また "3.1.2.b. 起因事象"で後述するように過出力による炉心損傷事 象を評価の選定から除外しているため,これらの系統はモデル化し ない。

2) 燃料冷却に関する機能

プラント停止時には,残留熱除去系(RHR)や代替除熱系(燃料プー ル冷却浄化系(FPC)又は原子炉冷却材浄化系(CUW))により原子炉や 燃料プール(SFP)内の燃料の崩壊熱を除去する。除熱設備の異常時 にあっては,非常用炉心冷却系の注水機能などを用いて原子炉を冷 却する。なお,原子炉隔離時冷却系(RCIC)及び自動減圧系(ADS)は, 停止中の原子炉が低圧状態であることからモデル化しない。 ○ 残留熱除去系(RHR 低圧注水(LPFL)モード,停止時冷却(SHC)モード,燃料プール冷却モード)

停止時PRAでは, RHRの除熱機能としてSHCモード及び燃料プール 冷却モード,注水機能としてLPFLモードをモデル化している。概 要図を図3.1.2.a-1,図3.1.2.a-2,図3.1.1.a-10に示す。

SHCモードは原子炉停止後において,燃料交換および補修作業が 行えるように原子炉の崩壊熱を除去するモードである。本モード は独立な3系統のRHRの各々にあり,各系統とも電動ポンプ1台,熱 交換器1胴,配管,弁類,計装・制御機器などから構成されている。

燃料プール冷却モードは原子炉停止後において,SFPの熱負荷が FPCの最大冷却能力を超えた場合に,FPCと相まって崩壊熱除去を 行うモードである。通常はRHRとFPCとの併用運転となるが,FPCが 停止した場合でもRHRだけで除熱が可能である。燃料プール冷却モ ードでは,SFPスキマサージタンクに流入したオーバーフロー水を, FPCラインを通じてRHR熱交換器で冷却し,再度FPCラインを通じて SFPに戻す循環運転を行っている。

LPFLモードは非常用炉心冷却系(ECCS)の一つであり、運転時と 同様にサプレッションプール水を低圧注水スパージャ(B系,C系) または給水スパージャ(A系)から原子炉に注水して炉心を冷却す るモードである。

○ 燃料プール冷却浄化系(FPC)

FPCはSFPの水質を維持し、プール内に貯蔵する使用済燃料の崩 壊熱を除去して温度を規定値以下に維持するとともに、プール水 の給水、排水を行い、プール水位を調節する系統である。概要図 を図3.1.2.a-3に示す。本系統は、電動ポンプ2台、熱交換器2胴、 ろ過脱塩装置2基、スキマサージタンク2基、配管、弁類、計装・ 制御機器などから構成されている。

○ 原子炉冷却材浄化系(CUW)

CUWは炉内に燃料が装荷されている場合に運転している系統で あり、炉水を連続的に浄化管理する。概要図を図3.1.2.a-4に示す。 停止時PRAでは、CUWを除熱機能の一つと位置付けている。CUWは 再生熱交換器と非再生熱交換器を有するが、停止時は再生熱交換 器をバイパスし、非再生熱交換器によって熱除去して炉水を原子 炉に戻す。

○ 高圧炉心注水系(HPCF)

復水貯蔵槽(CSP)(第1水源)あるいはサプレッションプール (S/C)(第2水源)水を炉心上部に設けられたスパージャ・ヘッダの ノズルから原子炉に注水して炉心を冷却する系統である。B系,C 系の独立な2系統からなり、ポンプ1台、スパージャ・ヘッダ、配 管、弁類、計装・制御機器などから構成される。概要図を図 3.1.1.a-8に示す。

3) 安全機能のサポートに関する機能

事故時の基本的な安全機能を果たす系統(一般にフロントライン 系という)をサポートする系統をサポート系という。停止時 PRA で 期待している緩和設備のサポート系としては,原子炉補機冷却系と 電源設備がある。なお,非常用ディーゼル発電機室の換気空調系以 外の換気空調設備や制御用空気供給設備については系統の機能喪 失などの成功基準に影響しないのでモデル化しない。

○ 原子炉補機冷却系

高圧炉心注水系(HPCF),低圧注水系(LPFL)及び非常用ディーゼル発電機(D/G)などを冷却する系統であり,原子炉補機冷却系(RCW)及び同海水系(RSW)によって構成される。

概要図を図3.1.1.a-14に示す。

なお評価期間中,取水路点検で使用できない補機冷却系からの 供給を受ける緩和設備について,他系統の補機冷却系からの冷却 水の融通を実施し,機能を維持することは想定していない。

○ 電源系

・非常用電源系

常用母線から非常用母線への給電が停止した場合には,非常用 母線の電圧低下を検知して3台の非常用ディーゼル発電機(D/G) が自動起動し,非常用機器に給電する。

直流電源系(蓄電池など)は、原子炉系の125Vが4系統設けられている。直流電源系は、遮断器の開閉の他、D/Gの起動などに用いられる。

概要図を図3.1.1.a-17,図3.1.1.a-18,図3.1.1.a-19に示す。 なお,基本的に他系統からの融通は考慮していない。電源の融 通としては、4)プラント運転開始時より備えている対策及び手段 で示す高圧電源融通があるが、

4) プラント運転開始時より備えている対策及び手段

停止時は出力運転時に比べ崩壊熱量が小さいために余裕時間が 長く、また定期検査により作業員などの確保が容易であると考えら れるため、次の対策を考慮している。なお、復水補給水系(MUWC)お よび消火系(FP)の概要図を図 3.1.2.a-5、図 3.1.2.a-6 に示す。

- ・ECCS, D/G 手動起動
- MUWC を用いた注水
- ・FP を用いた注水
- ・機器(RHR, D/G)及び外部電源の復旧
- ・高圧電源融通

②停止時のプラント状態の推移

定期検査期間中はプラントの状態が大きく変化することから,停止時レベル 1PRA においては,定期検査における評価対象期間を設定し,原子炉の水位,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,成功基準に関する類似性によって,評価対象期間を幾つかのプラント状態(以下 POS という)に分類し評価を行う必要がある。

BWR プラントの代表的な POS の推移は,以下の S~D の 5 つに大きく分類

できる。

- (1) POS S: 原子炉冷温停止への移行状態(定期検査1日目)
 - 通常のプラント停止では,RHR のSHC モードで除熱可能な圧力に減圧 されるまでは,原子炉は主蒸気系を介して,復水器によって除熱される。 RHR のSHC モードの運転による除熱を開始した後,復水器真空破壊を経 て,復水器による除熱を停止する。プラント停止直後は,SHC モードで 運転中のRHR2系統のほかに,残りのRHR1系統が待機状態にある。この 期間では,RPV の上蓋が閉鎖されており,原子炉水位は通常水位にある。 また停止直後であることから,崩壊熱は相対的に大きい。

復水器の真空破壊から RPV 開放工程へ移行するまでの期間を,原子 炉冷温停止への移行状態として分類する。

- (2) POS A: PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態
- PCV/RPV の開放開始から原子炉ウェルの水張り開始までの期間は, 崩壊熱が比較的大きく,原子炉内の保有水量も運転中と大きく変わらない。この期間中は,RHR1系統がSHCモードで運転,残りのRHR2系統が 待機にある。PCV/RPVの開放(PCVトップヘッド取外/RPVトップヘッ ド取外)開始から原子炉ウェルの水張り開始までの期間を,PCV/RPV開 放及び原子炉ウェル満水への移行状態として分類する。
- (3) POS B:原子炉ウェル満水状態(原子炉ウェル水抜き開始まで) RPV 開放完了から RPV 閉鎖開始までの期間は,原子炉ウェルが満水の状態にある。この期間は,原子炉内の保有水量が多く,RHR による除熱が喪失しても原子炉冷却材の温度が短時間に上昇することはない。 原子炉ウェルが満水の期間を原子炉ウェル満水状態として分類する。
- (4) POS C: PCV/RPV 閉鎖及び起動準備への移行状態 原子炉ウェル水抜き開始から起動準備に入るまでの期間は,設備の保 守点検は継続中であるが,原子炉内の保有水量は運転中とほぼ同じであ る。原子炉ウェル満水状態からの水抜き作業では,RPV フランジから水 位を下げる際に,CUW を使用して液体廃棄物処理系に炉水を移送するこ とで,原子炉水位を通常水位(NWL)まで低下させる。プラント停止後か ら比較的長時間が経過しているため,炉心の崩壊熱は,停止直後から1 桁程度低下している。

RPV 閉鎖(PCV トップヘッド取付)開始から起動準備に入るまでの期間を PCV/RPV 閉鎖及び起動準備への移行状態として分類する。

(5) POS D: 起動準備状態

PCV/RPV 閉鎖が終了後, プラントの再起動までに設備の機能確認などの起動準備が実施される。この期間中は, 設備の保守点検が終了しており, タービン駆動の注水系を除き, 緩和設備の多くが待機状態となっている。

PCV/RPV 閉鎖終了から CR 引き抜き開始までの期間を起動準備状態として分類する。

③プラント状態分類

- (1) プラント状態分類の考え方
 - a. 評価対象期間の設定

本評価期間は「復水器真空破壊から CR 引抜き開始までの期間」で

あり,有効性評価に関する審査ガイドの共通解析条件として定められている原子炉の運転停止中の期間「主発電機の解列から,原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」と異なる(図 3.1.2.a-7)。

「主発電機の解列から全 CR 全挿入まで」及び「CR 引抜き開始から 原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」の低出力運転時や, プラント停止中の「全 CR 全挿入から復水器真空破壊まで」の期間に おいては,給復水系を含む緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同 などであり,「復水器真空破壊」及び「CR 引抜き開始」の時点を境界 に想定する起因事象も大きく変化するため,出力運転時 PRA で評価さ れており(起因事象の「通常停止」などの考慮),停止時 PRA では対 象外としている。

b. 評価対象期間の日数の設定

定期検査工程において主要な作業を過去の実績などを参考にして 個々に日数を設定し、その積み上げにより評価対象期間を80日と設定 した(表 3.1.2.a-3(a))。また、この評価対象期間は表 3.1.2.a-3(b) に示す過去の定期検査の工程日数や主要な工事と比較しても大きな 差異がないことから妥当であると考える。

1) 評価対象工程の設定

停止時 PRA はプラント停止時における重要事故シーケンスの抽 出を目的としており,緩和設備の運転・待機除外に係わる作業や 保有水量が変化する作業などの炉心損傷リスクに変動を与える可 能性のある作業を,過去の点検実績を考慮して網羅的に抽出し, 評価対象の工程へ反映した。作業の抽出は,毎定検に実施される 点検・検査などを抽出するとともに,毎定検ではないが比較的実 施される可能性のある点検・検査なども抽出している。

なお,評価する工程は保安規定が遵守されていることを前提として,下記の点を考慮して緩和設備の待機除外などの設定を行っている。詳細な考え方は添付資料 3.1.2.a-1 に示す。

- これまでの実績などの情報
 - ・水路点検の期間は概ね25日程度に設定する。
 - ・RSW-A 系及び RSW-C 系水路は同時に点検する。
 - ・最初の水路点検(角落とし)は POS-B の初日から開始し,点 検終了(角上げ)後,連続して他系統の水路点検(角落とし) を実施する。(角切替えのための期間は設定しない)
 - ・ECCS 及び非常用 D/G の点検を実施する。これらの設備は水路 点検(角落とし)に合わせて同区分の点検が実施され,点検 期間は水路点検(角落とし)と同じとする。
 - CRD, LPRM, RIP 点検を実施する(点検本数, 台数は実績を 参考)。
 - ・保安規定の遵守を前提に、緩和設備の全停止期間は、特定の 期間に集中させないものとする。
- ●毎定検ではないが比較的実施される可能性のある点検・検査などの情報
- ・MUWC, CUW, FPC 点検の全停止を設定する。

- ・水路点検(角落とし)の期間中において、非常用交流電源母線の本格点検が実施されるものとする。
- ・全燃料取出しを実施する。
- ・炉内点検などにより使用済み燃料プールゲートを閉鎖する場合 を考慮する。
- ・FPC, CUW 又はその組み合わせ(以下「代替除熱設備」という。) による除熱の運転を考慮する。
- (2) プラント状態の分類結果

"(1) プラント状態分類の考え方"に従い,設定した評価対象工程 をプラント状態毎に分類した。分類の結果を図3.1.2.a-8に示す。

"② 停止時のプラント状態の推移"で示した5つのPOSの分類から、
 途中の設備構成の変化などを考慮し、POS-B及びPOS-Cを以下のとおり
 細分化する。

- a. POS-B については、期間途中において角切替えに伴い使用可能な緩 和設備の組み合わせが変化し、使用済燃料プールゲート開閉状態 により評価対象となる有効保有水量及び緩和設備の組み合わせが 変化することから、POS-B1、POS-B2、POS-B3 及び POS-B4 の 4 つに 細分化する。
- b. POS-C については、期間途中において、角上げに伴い使用可能な緩 和設備の組み合わせが変化することから、POS-C1、POS-C2 の 2 つ に細分化する。なお、POS-C2 において実施される RPV リークテス ト(RPV-L/T)の期間中は、一時的に RPV の水位と圧力が上昇するが、 使用可能な緩和設備の組み合わせは変わらないことから、RPV-L/T の前後での POS の細分化は行わない。

3.1.2.b. 起因事象

炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出し,停止時 PRA で取り扱う事 象の選定や発生頻度の評価を実施した。

- ① 評価対象とした起因事象のリスト,説明及び発生頻度
 - (1) 起因事象の選定方法

評価対象期間において発生しうる異常事象のうち、人的過誤による 事象を含めて炉心損傷に至る可能性のある異常事象を分析し、POS 毎に 起因事象を同定する。見落としを防ぐ体系的な分析の方法として、マ スターロジックダイヤグラム、先行停止時レベル 1PRA 及び国内外のプ ラント運転経験など(原子力施設運転管理年報などを基に調査したト ラブル情報)を用いる。

同定した炉心損傷に至る可能性のある起因事象のうち除外できない 事象を停止時レベル1PRAで評価する起因事象として選定する。

(2) 起因事象のグループ化

同定した起因事象については、事象の類似した起因事象をグループ 化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化する 際には、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する。つまり、同一グループについては必要 とされる緩和設備などが類似する起因事象であるため、同一のイベン トツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグル ープ化することとしている。

停止時PRA評価内では、プラント内部(外部電源引込の開閉器・遮断 器故障や母線事故、受電系統切替失敗など)での故障に起因した外部 電源喪失事象であっても外部電源喪失と同一のグループとして評価を 行う(ただし、国内BWRプラントでのプラント内部の故障に起因した外 部電源喪失事象の過去の発生件数は0件である)。

なお,外部電源喪失やサポート系の故障は起因事象の従属性を有し, 緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼすことから他の起因事 象とグループ化しない。

(3) 選定した起因事象

(1),(2)で示した方法を用いて起因事象として選定を行った。図 3.1.2.b-1に分析に用いたマスターロジックダイヤグラムを示す。なお, 抽出された起因事象については先行停止時レベル1PRA及び国内外のプ ラント運転経験などを用いても見落としがないことを確認した(表 3.1.2.b-1)。

炉心損傷に至る可能性のある異常事象の要因は,燃料の過熱破損と 燃料の機械的破損に大別され,このうち燃料の過熱破損は燃料の熱的 要因に伴う燃料被覆管破損で,燃料の冷却不良(冷却材喪失)による 炉心損傷と燃料の過出力による炉心損傷の2つが考えられる。また, 燃料の冷却不良は崩壊熱除去機能喪失に起因した冷却材蒸発が原因と なる燃料の露出と,一次冷却材バウンダリ機能の喪失による冷却材流 出が原因となる燃料の露出の2つが考えられる。

a. 原子炉冷却材蒸発

冷却材蒸発の起因事象として, プラント停止時の主要な除熱設備で

ある RHR (SHC モードで運転中の系統)が故障した場合の除熱失敗を 想定した「RHR 機能喪失」,送電系統のトラブルにより駆動電源を喪失 し除熱設備が運転停止する場合を想定した「外部電源喪失」,また定 期検査中においては,RHR を待機設備として代替除熱設備(FPC,CUW) にて除熱する場合もあるため,これら設備の故障による除熱失敗を想 定した「代替除熱機能喪失」を起因事象として選定した。

除熱設備である RHR や代替除熱設備の機能喪失では,故障原因が当 該系統の設備(フロントライン)の故障かその関連系統となる補機冷 却系(サポート系)の故障かによって,炉心損傷に至る可能性に対す る影響が異なる。補機冷却系はポンプの軸受やクーラー,また熱交換 器に冷却水を供給しているため,複数の設備に対して従属性を有して いる。補機冷却系設備が故障した場合,これらを必要としている複数 の設備全てが使用不能となり,フロントラインの故障と比べてその影 響が大きいことから,フロントラインの故障と分けて考えることとし, 補機冷却系の故障による除熱失敗を想定した「補機冷却系機能喪失」 も同定し,起因事象従属性を有する事象として選定した。

b. 原子炉冷却材流出

燃料を冷却するために保有されている冷却材は, RPV のような一次 冷却材バウンダリ内で維持されている。何らかの要因によりこのバウ ンダリが喪失すると,冷却材は一次冷却材バウンダリから系外に流れ 出ていき,原子炉の水位は低下していく。バウンダリの喪失箇所(燃 料より低い位置など)によっては,水位低下が継続し,燃料が露出す る場合が考えられるため,この水位低下を想定した一次冷却材バウン ダリ機能喪失を起因事象として同定する。

一次冷却材バウンダリ機能喪失では,保守点検や運転操作の作業中 に発生する操作ミスなどの人的過誤に起因する冷却材流出事象と,配 管や機器の破損などに起因する冷却材流出事象がある。

配管や機器の破損などに起因する冷却材流出は、後述する理由によ り選定から除外されるため、停止時レベル 1PRA における一次冷却材 バウンダリ機能喪失としては、保守点検や運転操作の作業中の人的過 誤に起因する冷却材流出事象を対象とした。

プラントの系統構成の状態,設備の試験・保守点検手順書などを調 査して,保守点検などの作業中の人的過誤に起因する事象がないかを 分析した結果,CRDの点検,LPRMなどの検出器の交換,RIPの点検の 際に原子炉水が原子炉冷却材バウンダリ外に漏えい(一次冷却材バウ ンダリ機能喪失)する可能性があるため,「CRD 点検(交換)」,「LPRM 点検(交換)」,「RIP 点検」を起因事象として選定した。

また、原子炉ウェル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、 CUW によるブローが実施され、冷却材が系外である液体廃棄物処理系 の LCW 収集槽に移送される。CUW ブローを終了することを忘れた場合、 燃料が露出する可能性があるため、「CUW ブロー」を起因事象として選 定した。

c. 燃料の過出力及び燃料の機械的破損

後述する理由により評価対象から除外される。

(4) 起因事象選定の除外

同定した起因事象の内,発生の可能性が極めて低い場合,又は発生 を仮定してもその影響が限定される場合にはリスク評価上の重要性 は低いと考え,評価対象から除外した。除外した起因事象およびその 除外理由について表 3.1.2.b-2 にまとめる。

なお,RHR ポンプの最小流量バイパス弁の閉め忘れによる冷却材流 出事象については,BWR5 では冷却材が系統外に流出の可能性がある事 象として起因事象に同定されるが,ABWR では RHR の SHC モードの吸込 みノズルが炉心部(TAF)より高い位置にあり,仮に系統の閉ループ が喪失したとしても燃料露出には至らないため,起因事象としては同 定していない(添付資料 3.1.2.b-2 参照)。

(5) 起因事象の発生頻度

選定された各起因事象グループの発生頻度を評価するため、国内 BWR プラントでの起因事象の発生経験について以下を対象に調査した。

- ・(独)原子力安全基盤機構発行の原子力施設運転管理年報
- ・原子力安全推進協会により運営されている NuCIA
- ・電気事業者によるプレスリリース

調査期間は,平成21年3月までとし,評価した発生頻度を表 3.1.2.b-3,表3.1.2.b-4に示す。また,起因事象発生頻度の算出方法 の優先順位は添付資料3.1.2.b-3に示す考え方を使用している。

なお、本評価で挙げたいずれの起因事象も柏崎刈羽原子力発電所6 号炉及び7号炉では発生していない。

a. RHR 機能喪失(フロントライン)の発生頻度

RHR 機能喪失の発生件数及び運転日数を国内 BWR プラントの運転 実績に基づき抽出し, RHR 機能喪失の発生頻度を算出する。

停止時レベル 1PRA における1日当たりの RHR 機能喪失の発生頻度は,以下のとおり算出した。

RHR 機能喪失発生頻度=

______ 発生件数 ______ (/日)

プラント停止時における RHR 機能喪失の発生件数は 4 件,総点検 日数は 70,822 日であるため,発生頻度は 5.6×10⁻⁵ (/日)となる。

総定検日数(RHR 運転日数)

b. 代替除熱機能喪失(フロントライン)の発生頻度

代替除熱機能喪失は,運転中の代替除熱設備が何らかの要因によ り除熱機能を満足できない状態となる事象である。 c. 補機冷却系機能喪失の発生頻度

補機冷却系機能喪失発生頻度= —

補機冷却系機能喪失は,評価プラントの運転経験からだけでは発生 頻度の評価に必要なデータが得られず,評価に活用可能な文献などが ないことから,添付資料 3.1.2.b-3 ③の考え方に基づき評価した。 補機冷却系機能喪失の発生件数及び運転日数を国内BWR プラントの 運転実績に基づき抽出し,補機冷却系機能喪失の発生頻度を算出する。 停止時レベル 1PRA における 1 日当たりの補機冷却系機能喪失の発 生頻度は,以下のとおり算出する。

発生件数

= ------(/日) 総定検日数(補機冷却系運転日数)

プラント停止時における補機冷却系機能喪失の発生件数は0件,総 点検日数は70,822日であった。運転日数のデータが十分ありかつ発 生件数が無い事象であることを考慮し,0.5件として算出した。

これにより、補機冷却系機能喪失の発生頻度は 7.1×10⁻⁶ (/日) となる。

d. 外部電源喪失の発生頻度

外部電源喪失の発生件数及び運転日数を国内BWR プラントの運転実 績に基づき抽出し,外部電源喪失の発生頻度を算出する。なお,停止 時レベル 1PRA では,プラント停止時特有の保守作業が原因で外部電 源喪失に至る事象(1系列を計画作業により停電させるなど)があるた め,出力運転時レベル 1PRA に用いる外部電源喪失発生件数に停止時 特有の発生件数を加味して算出した。

(運転時)外部電源喪失発生頻度 =

外部電源喪失発生件数 (停止時特有の事象を除く)

国内 BWR プラントの運転暦日(日数)合計

これに,停止時においては,停止時特有の事象に対する発生件数を, 停止日数で除して算出したものを加味する。

(停止時特有)外部電源喪失発生頻度=

外部電源喪失発生件数 (停止時時有) (/日)

総定検日数

以上により,停止時レベル 1PRA における 1 日当たりの停止時レベル 1PRA の外部電源喪失の発生頻度は,以下のとおり算出する。 外部電源喪失発生頻度=

発生件数(停止時特有を除く)	発生件数 (停止時特有)
運転暦日	総定検日数

プラント運転中や停止中といった状態に左右されずに発生する要因による外部電源喪失事象の発生件数は3件であった。国内BWRプラントの運転歴年は706.1 炉年であり,停止時特有の事象の発生件数は1件,総点検日数は70.822日であった。_____

これにより,外部電源喪失の発生頻度は____となる。 e. 一次冷却材バウンダリ機能喪失(CRD 点検(交換))の発生頻度

CRD 点検(交換)時の冷却材流出事象は,添付資料 3.1.2.b-3 ④の 考え方に基づき論理モデルによる信頼性解析により評価する。

当該事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであ り、カップリングシール及び CRD フランジのバウンダリ機能確保失敗 による水位低下を伴う漏えいを想定する。

CRD1本当たりの起因事象発生頻度は となり、定期検査時における標準的なCRD 点検本数は3本であるから、作業全体の起因事象発生頻度は、1本当たりの起因事象発生頻度に3本を掛け合わせ, となる。

なお, 詳細な発生頻度の算出方法は添付資料 3.1.2.b-4 にて示す。 f. 一次冷却材バウンダリ機能喪失(LPRM 点検(交換))の発生頻度

LPRM 点検(交換)時の冷却材流出事象は,添付資料 3.1.2.b-3 ④ の考え方に基づき論理モデルによる信頼性解析により評価する。

当該事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであ り、LPRM シール(ドライチューブシール)確保失敗及びドレンライン 取り付け失敗による水位低下を伴う漏えいを想定する。

LPRM 1 本当たりの起因事象発生頻度は ______ となり, <u>定期検査時に</u>おける標準的な LPRM 点検本数は 10 本であるから, _____ となる。

なお,詳細な発生頻度の算出方法は添付資料 3.1.2.b-4 にて示す。 g. 一次冷却材バウンダリ機能喪失(RIP 点検)の発生頻度

RIP 点検時の冷却材流出事象は, 添付資料 3.1.2. b-3 ④の考え方に 基づき論理モデルによる信頼性解析により評価する。

当該事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであ り、モータカバー取り外し及びポンプシャフトの引き抜きによる水位 低下を伴う漏えいを想定する。

RIP1本当たりの起因事象発生頻度はとなり、定期検査時における標準的な RIP 点検本数は 2 本であるから、作業全体
の起因事象発生頻度は、となる。

なお,詳細な発生頻度の算出方法は添付資料 3.1.2.b-4 にて示す。 h. 一次冷却材バウンダリ機能喪失(CUW ブロー)の発生頻度

CUW ブロー時の冷却材流出事象は,添付資料 3.1.2.b-3 ④の考え方 に基づき論理モデルによる信頼性解析により評価する。

CUW ブロー時の冷却材流出は,操作に関わる人的過誤に起因するものであり,CUW による水位低下操作時などでのCUW ブロー弁の閉め忘れを想定している。

CUW ブロー時の基本的な操作における冷却材流出の起因事象発生頻度は となる。

起因事象として選定されるCUWブローは燃料交換後の原子炉水の排水の1回のみであるため,作業全体の発生頻度は, となる。

なお,詳細な発生頻度の算出方法は添付資料 3.1.2.b-4 にて示す。

3.1.2.c. 成功基準

炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作の組合せがその機能を達成するために必要な条件を定めた。

- ① 成功基準の一覧表
 - (1) 炉心損傷判定条件
 - 停止時 PRA では, 炉心損傷の判定条件を "燃料集合体の露出"としている。このため, プラント状態によって対象とする燃料やその配置場所が異なるため, 炉心損傷の判定条件を以下の 2 つに分類している(表 3.1.2. c-1)。
 - a. 炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられている場合 炉心燃料と SFP の使用済燃料が使用済燃料プールゲート(以下,「プ ールゲート」という)で隔てられている場合は、炉心燃料のみ(SFP の使用済燃料はリスク評価の対象に含めない)を評価対象とし、有 効燃料長頂部(TAF)が露出することを炉心損傷の判定条件とする。
 - b. 炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられていない場合(全ての炉心燃料が SFP に移されている場合を含む) 炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられていない 場合は、全炉心燃料の取り出しを想定して、炉心燃料と使用済燃料 をリスク評価の対象とする。また、炉心損傷の判定条件となる水位

<u>は</u>			

(2) 各安全機能の成功基準

各安全機能の成功基準は以下のとおりとした。なお、原子炉の減圧 機能及び原子炉格納容器除熱機能の取り扱いについては添付資料 3.1.2.c-1に示す考えにより評価モデルの対象外とした。

a. 注水機能に対する成功基準の設定

原子炉冷却材インベントリの確保のための安全機能として注水機 能を同定しており,注水機能として期待できる緩和設備に対して, 崩壊熱除去失敗時及び冷却材流出時の各起因事象における成功基準 を設定する。

安全機能として期待できるか否かの判断基準は以下となる。

- ・蒸発量を補うだけの注水が可能か(崩壊熱除去失敗時)
- ・流出量を補うだけの注水が可能か(冷却材流出時)

このため,緩和設備のポンプ1台当たりの注水能力を機器設計仕様書,系統設計仕様書などから確認し,RPV又はSFPに必要な注水量を供給するだけの注水能力を有しているかを確認し,安全機能として期待できるか否かを判断する。

設定にあたっては崩壊熱による蒸発量の変化と緩和設備の注水能 力の関係図(図 3.1.3. c-1)を用いた。

上記の検討に加え, POS 毎の設備の待機除外などを考慮して設定した成功基準を表 3.1.2. c-2 に示す。

b. 除熱機能に対する成功基準の設定

炉心冷却(崩壊熱除去)のための安全機能として除熱機能を同定 しており,崩壊熱除去機能喪失時及び外部電源喪失時における除熱 機能として期待できる緩和設備の成功基準を設定する。

安全機能として期待できるか否かの判断基準は以下となる。

・熱交換器の除熱能力が崩壊熱量を上回るか

設定にあたっては崩壊熱の変化と緩和設備の除熱能力の関係図 (図 3.1.2. c-2)を用いた。

上記の検討に加え, POS 毎に設備の待機除外などを考慮して設定した成功基準を表 3.1.2. c-2 に示す。

c. 補機冷却系の除熱能力に対する成功基準

補機冷却系は多くの機器に対して冷却水を供給している。

補機冷却系の除熱能力の成功基準は,フロント側(各緩和設備の 熱交換器など)の流量と除熱能力をパラメータとし,必要な除熱能 力が確保できるか否かで判断する。

判断にあたっては,負荷の大きな RHR SHC モードの運転の有無により必要な除熱能力が異なるため,SHC 運転中とそれ以外の状況を考慮し,表 3.1.2.c-3 のように設定した。

なお、崩壊熱は「ORIGEN2 コード」による評価値を用いた。本評価 コードは、核種毎に停止後の冷却期間に応じた崩壊熱の減衰計算が可 能な崩壊熱評価手法である。その評価値はECCS性能評価指針において も使用が認められている日本原子力学会(AESJ)推奨値(JNDC FP核デー タライブラリ第2版に基づき評価された値)とほぼ同様の値を示すこと が知られており、PRAの崩壊熱算出の評価コードとして妥当だと考える。

また,評価対象とした燃料取出前の炉心燃料は全照射燃料が装荷されている状態を,SFP内の使用済燃料は最大保管容量(全炉心の390%)から100%炉心相当分を除いたエリア全てに使用済燃料が保管されている状態(全炉心の290%)を設定した。

- (3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間
 - a. 余裕時間

本評価では、炉心損傷防止のために必要な操作や緩和設備の動作 までの余裕時間について、除熱機能を喪失した場合の余裕時間とし て短期余裕時間と長期余裕時間、冷却材流出事象が発生した場合の 余裕時間をそれぞれ設定している。なお、設定値算出に用いる冷却 材の保有水量と初期温度は"b.冷却材の保有水量と初期温度"で示 す。

1) 短期余裕時間(除熱機能を喪失した場合)

短期余裕時間は,除熱機能を喪失した場合に待機している除熱機 能に期待出来る時間,及び緩和手段の確保や故障機器修理の起点と なる事象認知までの時間であり,下記の2つのプラント状態によって 65℃に到達するまでの時間と100℃に到達するまでの時間を使い分けて算出している。

- 「「「小燃料とSFPの使用済燃料がプールゲートで隔てられている 場合(SFPの使用済燃料はリスク評価の対象に含めない場合): 起因事象発生から水温が100℃に達するまでの時間を短期余 裕時間とする。
- ② 炉心燃料とSFPの使用済燃料がプールゲートで隔てられていない場合(全ての炉心燃料がSFPに移されている場合を含む): 起因事象発生から水温が保安規定におけるSFP水温の制限温度である65℃に達するまでの時間を短期余裕時間とする。

なお,外部電源喪失を起因事象とする場合については,即座に非 常用D/Gの起動が要求され,事象認知が可能となることから,短期余 裕時間を設定しない。

短期余裕時間の算出式を以下に,算出結果を表 3.1.2.c-4 に示す。 事象発生後の温度上昇に必要となる熱量(J)

短期余裕時間(h)=

崩壊熱量 (J/h)

2) 長期余裕時間(除熱機能を喪失した場合)

長期余裕時間は,除熱機能を喪失した場合において,起因となる 事象発生から炉心損傷の判定条件である「燃料集合体の露出」まで の時間であり,注水設備に期待出来る時間である。また,長期余裕 時間と短期余裕時間の差異を必要な操作や緩和設備の動作までの余 裕時間として評価に用いる。

長期余裕時間の算出式を以下に,算出結果を表 3.1.2. c-4 に示す。

なお,現場作業を伴う SFP の注水作業(消火栓,給水栓を用いた注水)については水位の低下に伴い,現場環境(線量率)の悪化が考えられるため,この注水操作に関する余裕時間はこれらを考慮したものとした。詳細な考慮方法については添付資料 3.1.2.c-2 に示す。

3) 冷却材流出事象(CRD点検(交換),LPRM点検(交換),RIP点検時)が 発生した場合の余裕時間

CRD 点検(交換), LPRM 点検(交換), RIP 点検の作業は原子炉ウェル満水状態及びプールゲート開放時に実施され,

なお,詳細な流出量および余裕時間の算出方法については添付資料 3.1.2. c-3 に示す。

4) 冷却材流出事象(CUWブロー)が発生した場合の余裕時間 CUW ブロー時における冷却材流出事象は、CUW ブローによる原子 炉水位の低下操作において操作完了後にブロー停止を忘れる人的 過誤の発生を想定している。

なお,詳細な流出量および余裕時間の算出方法については添付資料 3.1.2. c-3 に示す。

b. 冷却材の保有水量と初期温度

燃料は通常十分な冷却材で満たされ冷却されていることから,余 裕時間を評価する上で冷却材の保有水量は重要なパラメータとなる。

それぞれの POS で考慮する保有水量について図 3.1.2. c−3 を参照 し、以下にまとめる。

なお,冷却材の初期温度は RHR の SHC モードの設計値である 52℃ を用いて評価を実施した。

全燃料装荷時

-通常水位時:POS S, A, C1, C2, D

崩壊熱により水温が上昇する範囲 : b, c

- 崩壊熱により冷却材が蒸発・流出する範囲:c
- -原子炉ウェル満水時(プールゲート開放):POS B1

崩壊熱により水温が上昇する範囲 : b, c, d1, d2, e, f

崩壊熱により冷却材が蒸発する範囲:d2,f

全燃料取出時

-原子炉ウェル満水時(プールゲート閉鎖):POS B3

崩壊熱により水温が上昇する範囲 : e, f

崩壊熱により冷却材が蒸発する範囲:f

-原子炉ウェル満水時(プールゲート開放):POS B2, B4

崩壊熱により水温が上昇する範囲 : d2, e, f

崩壊熱により冷却材が蒸発・流出する範囲:d2,f

※POS-B1は全燃料装荷状態から全燃料取出までの期間, POS-B4は全 燃料取出状態から全燃料装荷までの期間を含むが, POS-B1を「全 燃料装荷」, POS-B4を「全燃料取出」とする

c. 使命時間

成功基準の中で設定した緩和設備に対して,要求される安全機能 を果たすために必要な運転時間である使命時間を設定する必要があ る。使命時間は,以下の観点から24時間を適用した。

 ・事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、設定した 使命時間中に安定したプラント状態をもたらすことが可能であ ること。

- ・内部事象においては、設備のランダム故障を取り扱っており、 地震などの外的事象に比べて設備の復旧に期待しやすい。また、 単独プラントの事象であることが想定されるため、同じサイト内 からの支援(物的、人的)にも期待できること。
- (4) 熱水力解析などの解析結果,及び解析コードの検証性 本評価において,熱水力学解析などは実施していない。

3.1.2.d. 事故シーケンス

選定した起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能 及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心 損傷に至る事故シーケンスを展開した。

① イベントツリー

イベントツリー法を用いて,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又は緩和操作を検討し,事故シーケンスを展開した。 また,展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態または成功状態 のいずれかに分類した。このとき,抽出された事故シーケンスを分析し, シーケンスが表3.1.2.d-1に示す運転停止中の審査ガイドの「必ず想定す る運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか,それ以外の事故シ ーケンスグループであるかを確認すると共に,炉心損傷状態を分類した。

図3.1.2.d-1,図3.1.2.d-2,図3.1.2.d-3に各起因事象のイベントツリーの概要図、イベントツリー作成上の主要な仮定、イベントツリーの説明を示す。また、評価に用いた詳細なイベントツリーは添付資料3.1.2.d-1に示す。

評価の結果,「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」以外 の新たな事故シーケンスグループが抽出されないことを確認した。 3.1.2.e. システム信頼性

イベントツリーのヘディングの分岐確率を算出するために,そのヘディン グに対応するシステムの信頼性モデルを作成し,システムの非信頼度を求め た。

① 評価対象としたシステムとその説明

フォールトツリー作成の対象となる系統設備は、大きく分けて以下の2 つが挙げられる。

・フロントライン系 (ECCS, MUWC など)

・サポート系(電源設備,補機冷却系など)

フロントライン系とサポート系の境界を明確にした上で,サポート系も 含めた評価対象範囲を設計図書に基づき明確にした。また,システムが複 数の系列から構成されている場合には,それぞれの系列についてモデル化 した。

以下に評価対象にした主要なフロントライン系及びサポート系を示す。 a. フロントライン系

除熱機能

RHR SHCモード及び燃料プール冷却モード(A,B,C), CUW(A,B), FPC(A,B)

・炉心冷却機能

HPCF(B,C), LPFL(A,B,C), MUWC(A,B,C), FP(D/D,M/D)

b. サポート系

• 補機冷却系,海水系

RCW(A,B,C), RSW(A,B,C)

・電源系

交流電源(区分C,D,E),直流電源(区分1,2,3)

なお,フロントライン系とサポート系,及びサポート系同士など,異なるシステム間には表 3.1.2.e-1 に示す従属性が存在するため,それらをモデル化している。

② システム信頼性評価手法

事故シーケンスの頻度を推定するために,展開したイベントツリーの各 分岐に対して成功・失敗確率を評価する。この評価には,システムが機能 喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき,システムのアンアベイラビ リティの定量化が可能な手法である,フォールトツリー法を用いた。

フォールトツリーの基事象は動的機器及び静的機器の故障,試験及び保守,人的過誤などを基に設定した。機器の故障については,原子力施設情報公開ライブラリー(NuCIA)で定義している故障率,故障モード及び機器 バウンダリとの整合性を確保した上で基事象を作成した。

システム信頼性評価のイメージを図 3.1.2.e-1 に示す。

なお、プラント停止時は、原子炉は冷温停止状態にあること、余裕時間 があり作業員や運転員による現場対応が可能であることなどの停止時特 有の特徴を考慮し、システム信頼性評価の評価上では下記のa. ~d. を仮定 している。

a. 信号

機器の自動起動に対する信号系は点検などにより期待できないこと

も考えられるため、ポンプや電動弁などについては、当直員による手動 操作を基事象としてフォールトツリーに組み込んだ。なお、待機中の非 常用 D/G については、定期検査中においても自動起動できる状態で待機 しているため、自動起動信号を基事象としてフォールトツリーに組み込 んだ。

b. ポンプ室空調機

プラント停止時は,原子炉水の温度が出力運転時と比べて十分に低い こと,事象進展が出力運転時と比べて緩やかであり,蒸発などによる減 少分を補給できればポンプの連続運転を必要としないことから,ポンプ を運転することに伴うポンプ室温度の上昇は,ポンプに影響を及ぼすほ どまでは上昇しないと考えられるため,ポンプ室の空調機はモデル化を 省略し,フォールトツリーには組み込まなかった。

c. 現場操作

電動ポンプと電動弁の電源区分が異なる場合,電動弁側の電源のみが 喪失している場合には,当該電動弁を手動にて開又は閉することにより 注水のためのラインナップが可能となることから,電動弁の現場操作を 基事象としてフォールトツリーに組み込んだ。

d. メンテナンス

出力運転時レベル 1PRA では、系統がメンテナンスにより使用不能と なる事象を考慮しているが、停止時レベル 1PRA では、定期検査期間中 に計画的に点検されることから、メンテナンスのモデル化は省略し、フ ォールトツリーには組み込まなかった。

- ③ システム信頼性評価の結果
 - (1) 起因事象毎のシステム信頼性評価結果

システム信頼性の解析モデルを基に,システムの非信頼度を定量化する。

システム信頼性(フォールトツリー)の評価結果を表3.1.2.e-2に示す。 なお,非信頼度は起因事象やPOSによっても変化する。例えば,外部 電源喪失を起因事象とした際は,機能維持のためにD/Gによる給電が必 要となりその機能の非信頼度が大きくなる。また RCW/RSW, MUWC 等につ いては,通常時運転しているものが,外部電源喪失に伴い一旦停止する ため,再起動が必要となるため,その信頼性は変化する。そのため,こ こでは代表的な値を示す。

(2) 主要なミニマルカットセット

本評価では主要な事故シーケンスのミニマルカットセットを抽出した。抽出結果は、3.1.2.h 炉心損傷頻度の項に示す。

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

CRD 点検(交換),LPRM 点検(交換)及び RIP 点検時における冷却材流 出の認知失敗確率は極めて小さいと判断されるため、分岐確率としては

を適用する。適用における考え方の詳細については添付資 料 3.1.2.e-1 にて示す。 3.1.2.f 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる,機器 故障の確率などのパラメータを作成した。

非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素には、機器故障率、共通原因故障、人的過誤確率、機器の復旧失敗確率などがある。停止時 PRA においても出力運転時レベル 1 PRA の "3.1.1.f 信頼性パラメータ"と同様の評価式を用いてフォールトツリーの基事象を算出した。

② 機器故障率パラメータの一覧

出力運転時レベル1PRAと同様に,機器故障率パラメータの設定は「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」(21ヵ年49基デ ータ(1982年度~2002年度))を,機器バウンダリについては「原子力発電 所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出(1982年度~1997年度 16ヵ年49基データ 改訂版)」を用いて評価した。

- ③ 機器復帰(復旧)の取扱い方法及び機器復帰(復旧)失敗確率
 - (1)復旧に期待する機器 余裕時間の長さ,手順書整備,及び要員確保の状況を分析し,復旧に 期待する機器の選定を検討した。その結果,外部電源,非常用 D/G(1系統)及び注水系統復旧(1系統)が選定された。
 - (2) 平均修復時間,復旧特性データ

注水設備に対する平均修復時間としては,系統を構成する機器のうち <u>最も平均</u>修復時間の長い電動駆動ポンプの 19 時間(参考文献 を使用する。復旧に対する許容時間は,事象の認知及び故障 原因の診断に時間を費やしていることから,長期余裕時間と短期余裕時 間の差から求める。

非常用D/Gの平均修復時間は20時間(参考データ

である。故障機器を修理する時間に関 しては、外部電源喪失事象が発生すると即座に非常用 D/G の起動が要求 されるため、事象の認知及び故障原因の診断(D/G 起動失敗の診断)は その時点で可能となることから、長期余裕時間が故障機器を修理する時 間となる。

なお,注水設備及び非常用 D/G の復旧失敗確率は以下の式を用いて評価した。

 $R = \exp(-T_a / T_r)$

T_a:許容時間

 T_a : 平均修復時間

外部電源喪失事象において,外部電源の復旧に失敗する確率を評価する。復旧失敗確率の算出は,出力運転時レベル1PRAで用いた評価と同様,以下の評価式を用いて評価した。

外部電源復旧失敗確率 = $\exp(-2.535 \times t^{0.2})$

t = 復旧に対する余裕時間(h)

④ 待機除外確率

停止時 PRA においては,機器の待機除外状態は,プラント状態の分類の中で直接考慮しているため,不要とする。

⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

共通要因故障のモデル化及び評価については出力運転時レベル 1PRA の "3.1.1.f ⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ"と同様 の方法で実施している。

3.1.2.g. 人的過誤

起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として,これらを実行 する過程で起こり得る人的過誤を,以下に示す項目を踏まえて同定し,その 発生確率を求めた。

評価対象とした人的過誤及び評価結果

(1) 人的過誤の評価に用いた手法

人的過誤の発生確率の分析においては出力運転時レベル1PRAの "3.1.1.g.人的過誤"と同様、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG

/CR-1278)の THERP 手法を用いた。

(2) 人的過誤の分類及び評価結果

分析対象とする人的過誤の抽出にあたっては、プラントの運転、保守、 点検など、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間のタスクを分析 し、タスクを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定した。

人間信頼性解析で評価対象とする人的過誤は、以下の a., b. のとおり、 事象発生前と事象発生後の人的過誤に大別される。それぞれに対して、 抽出された人的過誤を HRA ツリーでモデル化し、過誤確率を評価した。

なお,人的過誤による起因事象については, "3.1.2.b. 起因事象"に 示すとおりである。

a. 起因事象発生前作業の人的過誤

起因事象発生前作業は定期検査要領書,運転手順書などを調査・分 析することによって,モデル化すべき保守,試験,及び校正を同定し た。その人的過誤には,試験・保守作業終了後,その系統あるいは機 器を正しい状態に復帰させる際の復旧エラーである手動弁の開け忘 れや閉め忘れ,計測器の誤校正などを考慮した。

b. 起因事象発生後作業の人的過誤

起因事象発生後作業は事故時運転手順書,事故時に必要とされる緩 和設備などを調査・分析することによって,運転員によって行われる 緩和操作を同定した。その人的過誤には,緩和設備の手動操作や復旧 操作である電動ポンプの手動起動操作や手動弁の現場開操作などの 失敗などを考慮した。

また,診断失敗確率については表 3.1.2.g-1 に示す値を用いて評価 した。

なお,ストレスファクタの設定の考え方の運転時と違いについては添付 資料 3.1.2.g-1 にて示す。

(3) 人的操作に対する許容時間,過誤回復の取り扱い

人的操作に対する許容時間については "3.1.2.c. (3) 対処設備作動ま での余裕時間及び使命時間"で示した余裕時間を THERP の標準診断曲線 に照らすことで失敗確率に反映している。また,起動スイッチ手動操作
失敗や手動弁現場操作失敗には,異なる運転員からの指示を得られ,比 較的長い時間間隔が有ることから過誤回復を期待している。

(4) 人的過誤の評価に用いた主要な仮定

"3.1.2.e. 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"で示したとおり、点検時における冷却材流出の認知失敗確 率は を適用する。 3.1.2.h 炉心損傷頻度

炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度を算出して全炉心損傷頻度を 算出すると共に,主要な結果を分析した。

① 炉心損傷頻度の算出に用いた手法

停止時 PRA では出力運転時レベル 1 PRA と同様,検証されたコードである Safety Watcher を用いて評価した。

- ② 炉心損傷頻度
 - (1) 炉心損傷頻度とその分析

事故シーケンスの定量化の結果,全炉心損傷頻度は1.0×10⁻⁸ [/定検] となった。

POS による分類別の炉心損傷頻度は,表 3.1.2.h-1,図 3.1.2.h-1 に示 すとおり、POS C1(約 99%)が支配的であった。

起因事象及び事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度,一日当たりの 炉心損傷頻度の変化は表 3.1.2.h-1,表 3.1.2.h-2,図 3.1.2.h-2,図 3.1.2.h-3,図 3.1.2.h-4 に示すとおりである。支配的な起因事象は補機 冷却系喪失(約 97%)となり,事故シーケンスグループでは崩壊熱除去機 能喪失(約 99%)が支配的となった。

全炉心損傷頻度における主要なミニマルカットセットを,表 3.1.2.h-3 に示す。1位となるミニマルカットセットは POS C1 補機冷却系機能喪失 を起因事象とした事故シーケンスのカットセットとなった。これは POS C1 では取水路点検により使用可能な緩和機能が少なく,また原子炉水位が通 常水位であるため注水系復旧の余裕時間が比較的短いことが要因と考え られる。

これらの結果より CDF の低減を図るための対策は、最終ヒートシンク機 能や注水機能の多様化が考えられる。また、POS C1 のように保有水量が少 ないプラント状態の時に緩和機能が少なくなる期間を出来るだけ短くす る工程を作成することも重要となる。

- ③ 重要度解析,不確実さ解析及び感度解析
 - (1)重要度
 - a. Fussell-Vesely(FV)重要度

全炉心損傷頻度における FV 重要度の評価結果を表 3.1.1.h-4 に示す。 1 位となった注水系復旧失敗は,崩壊熱除去機能喪失などの事故発生 後に緩和機能を喪失した場合に期待している注水機能回復に失敗する 基事象である。停止時は出力運転時と比べて,崩壊熱量の減衰や保有水 量の増加による余裕時間の長期化や,角落としなどの点検により期待で きる緩和設備の減少があり,注水系復旧失敗の重要度が高くなったと考 えられる。

2~4 位は MUWC の注水に関する機器故障や操作失敗の基事象である。 ドミナントとなる POS C1 の補機冷却系喪失が発生した場合, MUWC によ る注水のみに期待するため, その重要度が高くなったと考えられる。

これらより,停止時における有効な対策としては注水設備の多様化が 考えられ,特に POS C1 のような水位が低く,注水設備が少なくなる場 合に他系統との独立性を持つ注水設備を確保することが炉心損傷頻度 の低減に非常に効果的である。 b.Risk Achievement Worth(RAW)

全炉心損傷頻度における RAW の評価結果を表 3.1.1.h-5 に示す。

1位は直流電源確保におけるバッテリー給電が失敗する共通原因故障 (CCF)の基事象、2位は CUW ブロー時に冷却材流出が発生し、水位低下 の認知に失敗する基事象であり、10⁴~10⁵程度の大きな値となった。こ れらは現状でも高い信頼性を有する操作・設備であり、基事象の発生確 率が低いため、全炉心損傷頻度に大きく影響しないが、発生した場合に は全炉心損傷頻度に非常に寄与することになり、これらの操作・設備の 信頼性を維持することが重要である。そのためにも、引き続きバッテリ ーの適切な点検・保守や CUW ブロー時の水位監視についても確実に監 視・操作を継続していくことが重要となる。

FV 重要度と RAW の相関図を図 3.1.2.h-5 に示す。MUWC の注水に関する 機器故障や操作失敗の基事象が支配的となり, FV 重要度での評価結果と 同様,他系統との独立性を持つ注水設備を確保することが非常に炉心損傷 頻度の低減に効果的であることが分かる。

(3)不確実さ解析

不確実さの解析結果を図 3.1.1.h-6 に示す。

評価の結果,点推定値と平均値は概ね一致した。また,上限値と下限値の間に約 50 倍の不確実さ幅(EF=7)がある結果となった。これは炉心損傷頻度に支配的な影響のあった補機冷却系機能喪失やミニマルカットセッ

ト上位の基事象のパラメータのEFに極端に大きなものが見られなかった

ことによるものである。

なお、いずれの事故シーケンスも著しい不確実さ幅を持つものは見受け られなかった。

(4) 感度解析

停止時は運転時と比べて余裕時間が長く,事象進展も過酷にならないこ とから緩和機能の復旧を評価モデルに組み込むことは妥当と考えるが, POSによっては緩和設備が少なくなるため,(1)のFV重要度で示すように 設備の復旧の重要度が高くなる。そのため,外部電源復旧,高圧電源融通, 注水系の復旧,非常用 D/G 復旧を期待する設備・運用から除外した場合に ついて感度解析を実施し,その影響を調べた。

また,消火栓を使用した補給については,復旧と同様の理由より評価モ デルに組み込むことは妥当と考えるが,オペフロでの消火ホースによる補 給といった人間信頼性の不確実さを含む緩和手段であるため,合わせて期 待する設備・運用から除外した影響を調査した。

感度解析の結果を表 3.1.2.h-6,表 3.1.2.h-7,図 3.1.2.h-7,図 3.1.2.h-7,図 3.1.2.h-8,図 3.1.2.h-9,図 3.1.2.h-10 に示す。

全炉心損傷頻度は 1.2×10⁻⁵(/定検)と上昇した。POS 毎に見ると,保有 水量の多い POS B1~B4 までの期間の炉心損傷頻度(1.1×10⁻⁵(/定検))は 従来の評価結果(1.3×10⁻¹¹(/定検))と比べて大きく上昇し,全炉心損傷 頻度の約 90%と支配的になった。POS B1~B4の期間において,感度解析 時に FP を用いた注水に期待しないことや,従来の評価で余裕時間が長い ために考慮していた復旧に期待しないことによる影響が見られた。

また、事故シーケンスグループの評価結果では崩壊熱除去機能喪失

(73%)が,起因事象別では外部電源喪失(65%)が支配的となり,こちらもD/G復旧や給水設備の復旧に期待しないことによる影響だと考えられる。 これらより,停止時において緩和機能の復旧のための人材,設備などを 確保することが全定期検査期間において効果的であることが分かる。

	評価作業		必要な情報	参照した資料の例
1	プラントの設計・	プラント情報の調査	PRA 実施に関わる全体的な情報	・配管計装線図(P&ID)
	運転管理の把握			・インターロックブロック線図(IBD)
2	停止期間中のプラ	POS の分類	プラント停止期間をプラントの状態が類	・電気展開接続図(ECWD)
	ントの状態調査		似した期間ごとに分類するための情報	・系統設計仕様書(SS)/機器設計仕様書(ES)
			プラント停止中に使用可能な設備を POS	・電源一覧表/単線結線図
			ごとに整理するための情報	・事故時運転操作手順書(事象ベース)(AOP)
3	炉心損傷頻度の定	起因事象の選定および	崩壊熱除去機能喪失,原子炉冷却材の流	・事故時運転操作手順書(徴候ベース)(EOP)
	量化	発生頻度の評価	出,外部電源喪失などに関する事例	・設備別操作手順書
		成功基準の設定	・安全系などのシステム使用条件	・定例試験手順書
		事故シーケンスの分析	・システムの現実的な性能	・保守点検手入れ要領
			・運転員による緩和操作	・ユニット操作手順書
			・崩壊熱レベル、設備構成などを考慮した	・原子炉設置許可申請書
			各 POS における成功基準を設定するた	・原子炉施設保安規定
			めの情報	・定例切替表
		システム信頼性解析	対象プラントに適用可能な機器故障モー	・保有水量データ
			ド,運転形態など	・定期検査に関する情報
		・パラメータの作成(機	対象プラントに適用可能なデータ	・ 先行停止時 PRA Filth and Filth All PRA
		器故障率)		・国内外のファント連転経験
		・システム信頼性解析		
		(共通原因故障)		
		 人間信頼性解析 		

表 3.1.2.a-1 停止時 L1PRA 評価に必要な情報を収集する際に参照した資料リスト

系統設備	概要
制御棒および制御棒駆動系 (スクラム系)	原子炉保護系(RPS) 2 out of 4 制御棒 205本
高圧炉心注入系(HPCF)	電動ポンプ2台 ポンプ容量:約180m3/h/台~約730m3/h/台
原子炉隔離時冷却系(RCIC)	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量:約190m3/h
自動減圧系(ADS)	弁数8弁
残留熱除去系(RHR) 低圧注水(LPFL)モード 停止時冷却モード 燃料プール冷却モード	電動ポンプ3台 ポンプ容量:約950m3/h/台
非常用ディーゼル発電機(D/G)	発電機:3台 発電容量:約6,250kVA/台
直流電源設備(DC)	所内蓄電池 4組 容量:約4,000Ah(1組),約3,000Ah(2組),約2,200Ah(1組)
原子炉補機冷却水系(RCW)	電動ポンプ2台(うち1台は通常運転時予備)×3系統 ポンプ容量:約1,300m3/h/台 (区分Ⅲのみ6号炉約1,100m3/h/台,7号炉約800m3/h/台)
原子炉補機冷却海水系(RSW)	電動ポンプ2台(うち1台は通常運転時予備)×3系統 ポンプ容量:約1,800m3/h/台
消火系(FP)	電動ポンプ1台,タービン駆動ポンプ1台(5号,6号および 7号炉共通) ポンプ容量:約180m3/h/台
復水補給水系(MUWC)	電動ポンプ3台 ポンプ容量:約125m3/h/台
燃料プール冷却浄化系(FPC)	電動ポンプ2台 ポンプ容量:約250m3/h/台
原子炉冷却材浄化系(CUW)	電動ポンプ2台 ポンプ容量:約80m3/h/台

表 3.1.2.a-2 系統設備概要

主要工程	作業日数
原子炉停止	1日
原子炉開放	4 日
全燃料取出	12 日
CR/LPRM/炉内点検・作業	23 日
全燃料装荷	12 日
炉心確認	1日
原子炉復旧	9 日
RPV-L/T	2 日
PCV 復旧	4 日
PCV-L/T	3 日
起動前試験	4 日
系統構成	2 日
起動準備	3 日
評価対象期間	80 日

表 3.1.2.a-3 評価対象期間 (a)主要工程と作業日数

(b) 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機定期検査の工程日数の比較

	6号機			7号機					
定期検 査回数	解列日~併列日	停止 日数	燃料の取 出方法	主要な工事等	解列日~併列	月日	停止 日数	燃料の取 出方法	主要な工事等
第1回	H9.11.20 ~ H10.1.19	61	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 燃料取替工事	H10.5.27 ~ H	110.7.20	55	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 燃料取替工事
第2回	H11.3.13 ~ H11.4.25	44	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 燃料取替工事	H11.9.18 ~ H	111.11.1	45	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 燃料取替工事
第3回	H12.6.12 ~ H12.8.3	53	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 主蒸気逃がし安全弁取替工事 燃料取替工事	H12.12.24 ~ H	H13.2.11	50	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 主蒸気逃がし安全弁取替工事 燃料取替工事
第4回	H13.9.28 ~ H13.12.2	66	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 水没弁点検 燃料取替工事	H14.4.9 ∼ H	114.7.28	111	全数取出	出力領域計装修理工事 制御俸駆動機構取替工事 炉内点検 水没弁点検 燃料取替工事
第5回	H15.1.27 ~ H15.5.9	103	全数取出	出力領域計装修理工事 制御椿駆動機構取替工事 炉内点検 蒸気タービン車室修理工事 燃料取替工事	H15.9.23 ∼ H	16.1.19	119	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事
第6回	H16.7.10 ~ H16.10.15	98	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事	H17.3.1 ∼ H	117.6.23	115	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事
第7回	H17.12.10 ~ H18.4.13	125	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 ECCSストレーナ交換工事 燃料取替工事	H18.8.23 ~ H	118.12.5	105	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検
第8回	H19.5.24 ~ H21.8.31	831	全数取出	出力領域計裝修理工事 制御捧駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事 地震後点検 耐震強化工事	H19.11.15 ∼ H	ł21.5.20	553	全数取出	出力領域計裝修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事 地震後点検 耐震強化工事
第9回	H22.10.31 ~ H23.1.26	88	部分取出	出力領域計装修理工事 制御捧駆動機構取替工事 主発電機修理工事 原子炉冷却材浄化系配管取替工事 燃料取替工事	H22.4.18 ∼ H	122.6.28	72	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 500kV電力ケーブル取替工事 燃料取替工事
第8回(の点検	新潟県中越沖地震発災後 作業等を含む期間)を除く 停止日数の平均	80		-			84		-

起因事象	NUREG/CR-6143 (Grand Gulf)	JNES検討*1	本評価
RHR機能喪失(フロントライン故障)	0	0	0
原子炉補機冷却系故障 (RHR機能喪失 サポート系故障)	0	0	0
代替除熱設備機能喪失	-	-	0
外部電源喪失	0	0	0
配管破断LOCA	0	0	- *2
RHR運転中のLOCA	0	0	- *3
RHR切替時のLOCA	0	0	- *3
CRD点検(交換)時冷却材流出	_	_	0
LPRM点検(交換)時冷却材流出	_	_	0
RIP点検時冷却材流出	_	_	0
CUWブロー時冷却材流出	_	_	0

表 3.1.2.b-1 既往の停止時 PRA における起因事象との比較

- *1 平成 21 年度 PSA 手法の標準化に係る整備 =停止時内的事象レベル 1PSA/地震 PSA=(別冊 1)停止時内的事象レベル 1 PSA 実施手順書 平成 23 年 1 月 独立 行政法人 原子炉安全基盤機構
- *2 "表 3.1.2.b-2 起因事象から除外する事象"に記載する理由により選定から 除外
- *3 ABWR プラントでは有効燃料長頂部の高さ(T. M. S. L. 約 14.0m)より RHR の吸い込み 配管の高さ(T. M. S. L. 約 15.7m)が高い位置にあることから冷却材流出による炉心 損傷に至らないため,起因事象としては抽出しない(添付資料 3.1.2.b-2 参照)

起因事象から除外する事象	除外理由
ISLOCA	・停止時レベル 1PRA の評価対象期間においては,長期間にわた り RPV が開放されているか,開放されていない期間においても, RPV が高圧に保持される期間は検査時のための数時間である。こ のため,隔離機能が喪失し,かつ低圧設計部分に設計圧を超える 圧力がかかり機器破損を起こす確率は非常に小さい。
配管破断事象	 ・RPV内の冷却材の圧力は低く、出力運転時の圧力で設計されている配管の破損確率は十分に小さい。 ・冷却材圧力バウンダリの配管は、供用期間中検査が行われており、減肉などによる破損も考えにくい。 ・通常は隔離弁操作による事象収束が期待できる。
燃料集合体の落下	・燃料取替機は燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策がとら れているため(フェイル・セーフ設計など),燃料集合体の落下 事故の発生確率が非常に小さく,さらにその発生を仮定した場合 でも影響が限定される。 ・設置許可申請書添付十の事故解析において,破損した燃料から の放射性物質の放出量は僅かであり,外部への影響は小さいこと が評価されている。
反応度投入事象 (制御棒の誤引き抜き,制御棒取 付忘れ,燃料誤挿入など)※	 ・制御棒又は燃料の取替作業においては、複数の人的過誤や機器 故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はない。 ・仮に反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、燃料の著しい 破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難い。 ・これらを踏まえると、その影響は局所的に限定される。
交流電源母線故障事象	 ・除熱を実施している系統の非常用電源母線系統が故障する事象 ・電源点検時に事前に仮設電源などにより受電出来る体制がとられていること、また余裕時間が長く、作業員や仮設ケーブルの確保が十分可能であることから、速やかに復旧できることが考えられ、従属性の影響は局所的に限定される。

※ 反応度投入事象の詳細な除外理由については添付資料 3.1.2.b-1 参照

起因事象				発生頻度	EF
崩壊熱除去機能	崩壊熱除去機能 RHR 機能喪失(フロント			5.6×10 ⁻⁵ (/日)	3
喪失	ライン)				5
	代替除熱機能喪失(フロ				
	ントライン)				
	補機冷却系機能喪失			7.1×10 ⁻⁶ (/日)	3
外部電源喪失					
一次冷却材バウ	CRD 点検(交換)				_
ンダリ機能喪失		POS	S-B2 :		
	LPRM 点検(交換)				_
		POS	S-B2 :		
	RIP 点検				
		POS	S-B2 :		
	CUWブロー				_
		POS	S-C1 :		1

表 3.1.2.b-3 起因事象の発生頻度

表 3.1.2.b-4 CUW ブロー時冷却材流出発生頻度

①運転員の弁閉操作忘れ	
②管理者の弁操作チェッ ク失敗	ツ

No.	燃料 状態 ※	原子炉 水位	プール ゲート	評価対象 とする燃料	炉心損傷の判定条件	本 PRA で 評価する POS
1	~	原子炉 通常 水位	_	炉心燃料	炉心燃料の 有効燃料長頂部	POS-S,A,C1,C2, D
2	全 燃料 装荷		閉	77 - 1 76.04 1	(TAF) が露出する	_
3		原子炉	開	炉心燃料		POS-B1
4	全燃料	満水	閉	+ 使用済燃料		POS-B3
5	取出		開			POS-B2,B4

表 3.1.2.c-1 炉心損傷の判定条件

※POS-B1 は全燃料装荷状態から全燃料取出までの期間, POS-B4 は全燃料取出状態 から全燃料装荷までの期間を含むが, POS-B1 を「全燃料装荷」, POS-B4 を「全 燃料取出」とする。

POS 코슈	崩壞熱除去	幾能喪失時*1,外部電源喪失時*1	 一次冷却材バウン ダリ機能喪失時^{*2}
区历	除熱機能	注水機能	注水機能
	• 2/3 RHR	• 1/2 HPCF	
S		• 1/3 LPFL	
		• 1/3 MUWC	
	• 1/3 RHR	• 1/2 HPCF	
А		• 1/3 LPFL	
		• 1/3 MUWC	
	• 1/2 RHR	• 1/1 HPCF • 1/2 FP	
B1		• 1/2 LPFL	
		• 1/2 MUWC	
R2	• 1/2 RHR	• 1/2 LPFL • 1/2 FP	• 1/2 LPFL
D2			• 1/2 FP
B3	• 1/1 RHR	• 1/1 MUWC • 1/2 FP	
	• 1/1 RHR	• 1/1 HPCF • 1/2 FP	
B4		• 1/1 LPFL	
		• 1/3 MUWC	
	• 1/1 RHR	• 1/1 HPCF	• 1/1 HPCF
C1	• 1/1 CUW	• 1/1 LPFL	• 1/1 LPFL
		• 1/3 MUWC	• 1/3 MUWC
	• 1/3 RHR	• 1/2 HPCF	
C2	• 1/2 CUW	• 1/3 LPFL	
		• 1/3 MUWC	
	• 1/3 RHR	• 1/2 HPCF	
D	• 1/2 CUW	• 1/3 LPFL	
		• 1/3 MUWC	

表 3.1.2. c-2 停止時レベル 1PRA における各安全機能の成功基準(ポンプの必要台数)

注) 1/2 はポンプ2台の内の1台を意味する

※1: 起因事象と関連する設備は使用できないため、成功基準が変わる場合がある。例えば、サポート系 B 系機能喪失の起因事象が発生した場合、サポート系 B に関連する RHR-B, LPFL-B, HPCF-B は使用できないため、1/3RHR→1/2RHR、1/3LPFL→1/2LPFL、1/2HPCF→1/1HPCF のように成功基準が変わる。

※2: POS-B2はCRD 点検, LPRM 点検及び RIP 点検時, POS-C1は CUW ブロー時の 冷却材流出を示す。

	SHC 運転中	SHC 運転中以外				
RCW ポンプ	2/2 台	1/2 台				
RCW 熱交換器	2/2 台	1/2 台				
RSW ポンプ	2/2 台	1/2 台				

表 3.1.2. c-3 補機冷却系の除熱能力に対する成功基準

1 2.0	一至 应劳示俗时间及 01	又刑示怕时间
POS	短期余裕時間(h)	長期余裕時間(h)
S		
А		
B1		
B2		
B3		Ĩ
B4		
C1		
C2		
D		Ĩ
	T Contraction of the second seco	Ť

表3 1 2 c-4 短期余裕時間及び長期余裕時間

*現場操作を伴う SFP プールへの注水作業における時間余裕は現場環境の悪化 を考慮して、40時間とする。

運転停止中事故シーケン スグループ	分類の考え方	最終状態 分類の有 無
崩壞熱除去機能喪失	機械的な故障又は電源や取水設備などのサポート系故障により,崩壊熱除 去機能を喪失し,原子炉・燃料プールの注水にも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	有
全交流動力電源喪失事象	全交流動力電源を喪失し、崩壊熱除去機能を喪失すると、原子炉・燃料プ ールの注水にも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	有
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原 子炉冷却材が系外に流出し、炉心損傷に至る事故シーケンスグループ	有
反応度誤投入事象	制御棒の誤引き抜き等によって、反応度が投入され,未臨界維持が出来な くなり炉心損傷に至る事故シーケンスグループ(ただし,本PRAでは起 因事象で示す通り選定除外)	無
上記4項目以外の事故シ ーケンスグループ	上記4項目に含まれない事故シーケンスグループ	無

表3.1.2.d-1 事故シーケンスの最終状態

						注水	機能						뛍	榦 熱機	能			北	堂田曾	酒		非常月	
		HF	PCF		LPFL			MUWC	2			RHR	-	Cl	JW	F	<u>эс</u>	- 21	1.2712.4	5///5	サホート糸		·糸
		НРСЕ-В	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	MUWC-A	MUWC-B	MUWC-C	ĿЪ	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW-A	CUW-B	FPC-A	FPC-B	DG-A	DG-B	D-DQ	RCW-A	RCW-B	RCW-C
ポート系)	非常用サポート系																						
系統(サ	換気空調系																						
能 喪 失	交流電源																						
槸	直流電源						-							_				-			-		

表 3.1.2.e-1 各系統間の従属性

表 3.1.2.e-2 代表的なシステム信頼性(フォールトツリー)の非信頼度(平均値)

システム	非信頼度	備考
高圧注水系		HPCF-B非信頼度
		HPCF-C非信頼度
低圧注水系		LPFL−A非信頼度
		LPFL−B非信頼度
		LPFL−C非信頼度
復水補給水系		MUWC非信頼度
崩壊熱除去機系		RHR─A非信頼度
		RHR-B非信頼度
		RHR−C非信頼度
原子炉冷却材浄化系		CUW非信頼度 ^{※1}
消火系		FP非信頼度 ^{※2}
非常用電源系		D/G-A非信頼度
		D/G-B非信頼度
		D/G-C非信頼度

※1:CUWはPOS-C/Dで期待している。

※2:FPはPOS-Bで期待している。

内容	過誤確率 (平均値)	EF (対数正規分布)
	-	
機器の現場操作		

表 3.1.2.g-1 人的過誤の評価結果(例示:機器の現場操作)

表 3.1.2.g-2 人的過誤の評価結果(診断失敗確率)

POS	短期余裕時間(h)	平均值	EF
S			
А			
B-1			
B-2			
B-3			
B-4			
C-1			
C-2			
D			-

事象区分	S:1日間	A:4日間	B1:12日間	B2:11日間	B3:12日間	B4:13日間	C1:5日間	C2:10日間	D:12日間	全体:80日間	起因事象毎
起因事象	(1)	(2)	(6)	(18)	(29)	(41)	(54)	(59)	(69)		の寄与割合
RHRフロント	1.0E-12	1.9E-12	6.6E-17	2.2E-13	1.2E-12	5.3E-16	9.7E-11		1.7E-12	1.0E-10	1%
区分毎の寄与割合	2%	3%	0%	3%	36%	0%	1%		18%		
代替除熱フロント								1.5E-12		1.5E-12	0%
区分毎の寄与割合								19%			
除熱系サポート(補機)	1.6E-13	3.4E-13	1.3E-15	2.8E-14	1.7E-13	2.8E-14	1.0E-08	4.2E-13	2.3E-13	1.0E-08	97%
区分毎の寄与割合	0%	1%	0%	0%	5%	3%	98%	5%	2%		
外部電源喪失	4.7E-11	5.8E-11	8.5E-13	6.8E-13	1.9E-12	8.6E-13	6.6E-11	6.3E-12	7.4E-12	1.9E-10	2%
区分毎の寄与割合	98%	95%	100%	8%	59%	97%	1%	76%	80%		
RIP点検				7.2E-12						7.2E-12	0%
区分毎の寄与割合				88%							
CUWブロー							9.0E-13			9.0E-13	0%
区分毎の寄与割合							0%				
CRD点検				3.5E-15						3.5E-15	0%
区分毎の寄与割合				0%							
LPRM点検				2.3E-14						2.3E-14	0%
区分毎の寄与割合				0%							
合計	4.8E-11	6.1E-11	8.5E-13	8.2E-12	3.3E-12	8.9E-13	1.0E-08	8.3E-12	9.3E-12	1.0E-08	100%
区分毎の寄与割合	0%	1%	0%	0%	0%	0%	99%	0%	0%	100%	

表 3.1.2.h-1 POS 別・起因事象別の炉心損傷頻度

表3.1.2.h-2 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンス グループ	主要シーケンス概要	炉心損傷頻度 (/定検)	全体の寄与 割合
崩壞熱除去機能喪失	RHR機能喪失(フロントライン)+注水系失敗 補機冷却系喪失+注水系失敗 外部電源喪失+電源確保成功+注水系失敗 代替除熱設備機能喪失+注水系失敗	1.0E-08	99%
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+電源確保失敗	8.2E-11	1%
原子炉冷却材の流出	R I P 点検時誤り+注水系失敗 C U W ブロー時誤り+注水系失敗 L P R M 点検(交換)時誤り+注水系失敗 C R D 点検(交換)時誤り+注水系失敗	8.2E-12	0%
	合計	1.0E-08	100%

表 3.1.2.h-3 主要なミニマルカットセット

順位	POS	起因事象	事故シーケンス ※	カットセット	炉心損傷頻度 [/日]
1	C1	補機冷却系機能喪失	No. 12	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁 閉失敗 + 注水系復旧失敗	1.10E-09
2	S	外部電源喪失	No. 358	D/G運転継続失敗CCF + 外部電源 (短期) 復旧失敗 + 外部電源 (長期) 復旧失敗 + D/G (C) 復旧失敗	1.80E-11
3	C1	RHR機能喪失(フロントライン)	No 12	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁 閉失敗 + 補機冷却系(B) 論理回路(SLU)廻りⅠ, Ⅱ系 の故障 + 注水系復旧失敗	4.90E-12

順位	基事象	基事象の機能・操作成功 に期待するPOS	FV
1	注水系復旧失敗	全POS	9.8E-01
2	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁閉失敗	B2以外のPOS	5.2E-01
3	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁現場操作失敗	B2以外のPOS	4.2E-01
4	MUWC系 供給ライン逆止弁 逆止弁開失敗	B2以外のPOS	3.1E-02
5	外部電源(短期)復旧失敗	全POS	1.4E-02
6	外部電源(長期)復旧失敗	全POS	1.4E-02
7	補機冷却系(B) 計算機又は信号伝達系の故障	B1,B2以外のPOS	1.0E-02
8	非常用母線(E)高圧電源融通失敗	B4,C1以外のPOS	6.0E-03
9	D/G(C)復旧失敗	B3,B4,C1以外のPOS	5.3E-03
10	D/G運転継続失敗CCF	全POS	3.0E-03

表 3.1.2.h-4 全炉心損傷頻度における FV 重要度の評価結果

表 3.1.2.h-5 全炉心損傷頻度における RAW の評価結果

順位	基事象	基事象の機能・操作成 功に期待するPOS	RAW
1	バッテリー給電失敗CCF	全POS	9.1E+04
2	水位低下認知失敗	C1	1.6E+04
3	66KV-使命時間中の外部電源喪失	全POS	1.0E+03
4	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁閉失敗	B2以外のPOS	9.9E+02
5	MUWC系 TT/B 積算流量計バイパス弁 手動弁現場操作失敗	B2以外のPOS	9.9E+02
6	MUWCポンプ 電動ポンプ起動失敗CCF(常用-淡水)	B2以外のPOS	9.9E+02
7	MUWCポンプ 電動ポンプ運転継続失敗CCF(淡水)	B2以外のPOS	9.9E+02
8	MUWC系 供給ライン逆止弁 逆止弁開失敗	B2以外のPOS	9.9E+02
9	MUWC系 復水移送ポンプ吐出逆止弁 逆止弁開失敗CCF	B2以外のPOS	9.9E+02
10	CSP水位低誤信号	B2以外のPOS	9.9E+02

表 3.1.2.h-6 POS 別・起因事象別の炉心損傷頻度(感度解析)

()内け評価日

										(
事象区分	S:1日間	A:4日間	B1:12日間	B2:11日間	B3:12日間	B4:13日間	C1:5日間	C2:10日間	D:12日間	全体:80日間	起因事象毎
起因事象	(1)	(2)	(6)	(18)	(29)	(41)	(54)	(59)	(69)		の寄与割合
RHRフロント	1.3E-12	2.7E-12	4.2E-11	1.2E-06	2.2E-06	3.6E-09	4.2E-10		7.3E-12	3.5E-06	29%
区分毎の寄与割合	0%	0%	0%	83%	40%	0%	0%		0%		
代替除熱フロント								6.2E-12		6.2E-12	0%
区分毎の寄与割合								0%			
除熱系サポート(補機)	2.3E-13	5.2E-13	1.4E-09	1.6E-07	2.8E-07	2.2E-07	3.6E-08	1.9E-12	1.2E-12	6.9E-07	6%
区分毎の寄与割合	0%	0%	2%	11%	5%	6%	3%	0%	0%		
外部電源喪失	1.5E-09	6.1E-09	8.0E-08	8.3E-08	3.1E-06	3.3E-06	1.3E-06	1.5E-08	1.8E-08	7.9E-06	65%
区分毎の寄与割合	100%	100%	98%	6%	55%	94%	97%	100%	100%		
RIP点検				1.4E-08						1.4E-08	0%
区分毎の寄与割合				1%							
CUWブロー							9.0E-13			9.0E-13	0%
区分毎の寄与割合							0%				
CRD点検				6.7E-12						6.7E-12	0%
区分毎の寄与割合				0%							
LPRM点検				4.3E-11						4.3E-11	0%
区分毎の寄与割合				0%							
合計	1.5E-09	6.1E-09	8.2E-08	1.5E-06	5.6E-06	3.5E-06	1.3E-06	1.5E-08	1.8E-08	1.2E-05	100%
区分毎の寄与割合	0%	0%	1%	12%	46%	29%	11%	0%	0%	100%	

表 3.1.2.h-7 POS 別・起因事象別の炉心損傷頻度(感度解析)

事故シーケンス グループ	主要シーケンス概要	炉心損傷頻度 (/定検)	全体の寄与 割合
崩壊熱除去機能喪失	RHR機能喪失(フロントライン)+注水系失敗 補機冷却系喪失+注水系失敗 外部電源喪失+電源確保成功+注水系失敗 替除熱設備機能喪失+注水系失敗	8.8E-06	73%
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+電源確保失敗	3.3E-6	27%
原子炉冷却材の流出	RIP点検時誤り+注水系失敗 CUWブロー時誤り+注水系失敗 LPRM点検(交換)時誤り+注水系失敗 CRD点検(交換)時誤り+注水系失敗	1.4E-8	0%
		1.2E-05	100%



- 柏崎刈羽6,7号炉の対象施設の設計及び運転の特性を把握するため、 プラントに関する各種情報を収集する。
- ・ プラント状態(POS)を分類する。
- ・ 炉心損傷に至る可能性のある起因事象を同定し、その発生頻度を評価する。
- 炉心損傷を防止するために必要とされる緩和設備又は緩和操作の組合 せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件であ る成功基準を同定する。
- ・ 選定した起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機
 能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討して、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開する。
 - 「事故シーケンスの分析」で同定されたイベントツリーのヘディング の分岐確率や最小カットセットを算出するために、そのヘディングに 対応するシステムの信頼性モデルを作成し、システムの非信頼度や最 小カットセットを求める。
- システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、試験又は保守作業による待機除外確率などを評価するために必要となるパラメータを作成する。
- 起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを 遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を求める。
- ・ 炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度を算出して全炉心損傷頻度
 を算出すると共に、主要結果に関する分析を実施する。

図3.1.2-1 内部事象停止時レベル1PRAの評価フロー



図3.1.2.a-1 残留熱除去系停止時冷却(SHC)モードの概要図



図3.1.2.a-2 残留熱除去系燃料プール冷却モードの概要図



図3.1.2.a-3 燃料プール冷却浄化系(FPC)の概要図



図 3.1.2.a-4 原子炉冷却材浄化系(CUW)の概要図



図 3.1.2.a-5 復水補給水系(MUWC)の概要図



図 3.1.2.a-6 消火系(FP)の概要図



─制御棒引抜開始

-Rev閉鎖

起動準備

(b) 図3.1.2.a-7 停止時L1PRAの評価対象期間の設定

「解列」

RPV開放

プラントの状態 (POS)		原子炉冷温 停止への移 行状態	PCV/RPV開放及 び原子炉ウェル満 水への移行状態	原子炉ウェル満水状態				PCV/RPV閉鎖及び 起動準備への移行状態		起動準備状態
<pre></pre>	S(1)	A(4)	B1(12)	B2(11)	B3(12)	B4(13)	C1(5)	C2(10)	D(12)	
崩	崩壊熱の大きさ 高		<u></u>			低				
PRA	上考慮が必要な イベント			全燃料取出	CRD, LPRM, RIP 点検 MUWC全台停止	炉内点検 CUW全台停止 RHR切り替え	全燃料装荷	CUWブロー	RHR切り替え	RHR切り替え
取水路 D/G ー 非常用交流電源母線		B系 A系 及び C系			_					
原子炉水位		通常	常水位	ウェル満水				通常水位		
プールゲート				開放		閉鎖	開放	<u> </u>		
評価する除熱対象		原子炉		原子炉+燃料プール		燃料プール	原子炉+燃料 プール	原子炉		
	RHR-A									
崩庫	RHR-B									
<u></u> 勃除	RHR-C									
"去 CUW-A										
	CUW-B									
	HPCZ'E'									
	HPCF-C									
補給	$\frac{1100}{MIWC-A}$									
水注	MUWC-B				<u> </u>					
水	MUWC-C			<u></u>						
	FP									
									崩壊熱除去に用い 機能を期待出来る	

図 3.1.2.a-8 停止時レベル 1PRA における POS の分類及び定期検査工程



図3.1.2.b-1 炉心損傷に至る可能性のある異常事象マスターロジックダイヤグラム



図 3.1.2. c-1 崩壊熱に応じた冷却材蒸発量の変化と燃料プール側の注水能力





	エリア	KK 6号機及び7号機 保有水量(m3)
а	ダウンカマ	162
b	燃料有効部	113
с	NMLまで	173
d1	RPVフランジまで	144
d2	ウェルプール	1128
е	燃料プール下部	116
f	燃料プール上部	1571

図 3.1.2.c-3 保有水のエリア分割図と保有水量

崩壞熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス グループ
		燃料損傷なし (a)

(a) 崩壞熱除去機能喪失

図3.1.2.d-1 崩壊熱除去機能喪失を起因事象とするイベントツリー

【仮定条件】

短期余裕時間内に事象診断に成功した場合は炉心損傷までの余裕時間が長いため、機能喪失した設備の復旧に期待する。

【イベントツリーの説明】

起因事象となる運転中の崩壊熱除去機能を有する設備の故障発生後,崩壊熱によ る冷却材温度の上昇を防ぐために待機している除熱機能を有する緩和設備の作動, 又は冷却材の蒸発による水位低下を防ぐために注水機能を有する緩和設備の作動 を行う。当該設備の作動にすべて失敗し,かつ長期余裕時間の中での注水系復旧(機 能喪失した設備の内いずれかの設備の復旧による注水機能の回復)にも失敗した場 合に燃料集合体の露出に至る。期待出来る緩和設備は POS に応じて設定する。

崩壊熱除去機能喪失の起因事象として,次の3つがあり,いずれも上記のイベントツリーで評価している。

- ・ RHR 機能喪失(フロントライン機能喪失)
- ・ 代替除熱機能喪失(フロントライン機能喪失)
- 補機冷却系機能喪失

外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・ 炉心冷却	事故シーケンス グループ
				燃料損傷なし (a) (b) (b)

(a) 崩壞熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失

図3.1.2.d-2 外部電源喪失を起因事象とするイベントツリー

【仮定条件】

炉心損傷までの余裕時間が長いため,機能喪失した設備の復旧に期待する。 【イベントツリーの説明】

外部電源が喪失した場合には非常用D/Gが自動起動する。非常用D/Gが正常に起動 し交流電源が確保できた場合は、崩壊熱除去機能喪失のイベントツリーと同様に除 熱機能又は注水機能の有無により、プラントの最終状態が決まる。非常用D/Gの起 動や交流電源復旧操作に失敗した場合は全交流動力電源喪失となり、崩壊熱除去・ 炉心冷却が出来ず炉心損傷に至る。また、直流電源確保は交流電源確保に必要とな るため、失敗すると全交流動力電源喪失となる。

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス グループ
		燃料損傷なし
		(c)

(c) 原子炉冷却材の流出

図3.1.2.d-3 原子炉冷却材の流出を起因事象とするイベントツリー

【仮定条件】

原子炉冷却材の流出が発生した場合,水位確保が最優先に実施されることから, 除熱機能を持つ緩和設備に期待しない(RHR 燃料プール冷却モードなどの系統は水 位が確保されなければ除熱機能を喪失するため,緩和設備に期待しない)。

また,冷却材流出の状態によって流出量や認知までの時間などが変化し,余裕時間が不明瞭であるため,設備の復旧には期待しない。

【イベントツリーの説明】

原子炉冷却材の流出が発生した場合,流出流量や蒸発量に相当する注水を実施し, 炉心損傷を防止する。注水を実施し水位が確保できない場合は,原子炉冷却材の流 出の事故シーケンスとなる。



図 3.1.2.e-1 システム信頼性評価のイメージ(HPCF(B)を例示)









図 3.1.2.h-5 重要度解析結果(各重要度上位の基事象と安全機能の主な基事象)



図 3.1.2.h-6 不確実さの解析



図 3.1.2.h-7 POS 別の炉心損傷頻度の割合(感度解析)




図 3.1.2.h-10 一日当たりの炉心損傷頻度の変化(感度解析)

評価した工程の代表性及び成功基準の選定の考え方,燃 料取り出しの考え方について

本PRAで用いた定期検査工程は,報告書 3.1.2.a.③ プラント状態分類の考え方に 記載の通り,炉心損傷リスクの影響を与える可能性のある作業を抽出し,過去の作業 実績を考慮した定期検査工程を新規に代表工程として設定し,評価を実施している。

また,評価に用いた工程における燃料の配置等を考慮し,成功基準の選定を実施した。それらについて以下にまとめる。

- (1) 定期検査工程・燃料取り出しの代表性
 - a. 定検日数に対する代表性

実績を考慮して各主要な作業期間を設定し、それらの作業期間積み上げにより 評価対象期間(80日)を設定した。また、この定検工程の期間については過去の実 績と比較しても大きな差異がない期間である。

b. 使用する除熱設備に対する代表性

リスクの抽出のため、RHR だけでなく、代替除熱設備である FPC, CUW についても使用を検討した。検討の結果,FPC については評価期間において必要となる除熱能力が不足しているため、CUW を用いた崩壊熱除去を考慮した工程を設定した。

c. 点検等の作業に対する代表性

リスクのある作業抽出のため、毎定検実施される点検・作業だけでなく、毎定 検ではないが比較的実施される可能性のある点検・検査等についても抽出を行い、 評価工程に考慮した。その際、緩和設備の待機除外などの設定は保安規定が遵守 されていることを前提として実施した。

- これまでの実績等の情報
 - ・水路点検の期間は概ね25日程度に設定する。
 - ・RSW-A 系及び RSW-C 系水路は同時に点検する。
 - ・最初の水路点検(角落とし)は POS-B の初日から開始し,点検終了(角 上げ)後,連続して他系統の水路点検(角落とし)を実施する。(角 切替えのための期間は設定しない)
 - ・ECCS 及び非常用 D/G の点検を実施する。これらの設備は水路点検(角 落とし)に合わせて同区分の点検が実施され,点検期間は水路点検(角 落とし)と同じとする。
 - ・CRD, LPRM, RIP 点検を実施する(点検本数,台数は実績を参考)。
 - ・保安規定の遵守を前提に,緩和設備の全停止期間は,特定の期間に集 中させないものとする。
- 毎定検ではないが比較的実施される可能性のある点検・検査等の情報
 - ・MUWC, CUW, FPC 点検の全停止を設定する。
 - ・水路点検(角落とし)の期間中において、非常用交流電源母線の本格 点検が実施されるものとする。
 - ・全燃料取出しを実施する。

添付資料 3.1.2.a-1-1

- ・ 炉内点検などにより使用済み燃料プールゲートを閉鎖する場合を考慮する。
- ・FPC, CUW 又はその組み合わせ(以下「代替除熱設備」という。)による 除熱の運転を考慮する。
- d. 炉心燃料取り出し・プールゲートの開閉に対する代表制

原子炉停止中において炉心燃料は,通常原子炉内に格納されているが,炉内点 検や水没弁点検などの作業を実施する場合,全炉心燃料を使用済燃料プールへ移 動させ,プールゲートを閉鎖する。全炉心燃料取出を伴う作業は定検毎に行う作 業ではないが,燃料プール側の燃料の崩壊熱量が大きくなり,また原子炉側の冷 却機能や注水機能に期待できないため,特有のリスクが存在する。そのため,本 評価では全炉心燃料取り出しを考慮した工程を設定した。

(2) 成功基準の選定

炉心損傷の判定条件は"燃料集合体の露出"とした。

設定した代表工程におけるプラント状態(炉心燃料取り出し・プールゲートの 開閉)によって対象とする燃料やその配置場所が異なるため,炉心損傷の判定条 件は2ケースに分類してそれぞれに燃料集合体の露出の水位を設定した。

- ・ 炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられている場合
- ・ 炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられていない場合

添付資料 3.1.2.b-1

反応度投入事象を起因事象から除外した考え方について

本PRAでは、炉心損傷の恐れのある事象として抽出した反応度投入事象(制御棒 引き抜き事象を含む)について、リスク評価上の重要性は低い(発生の可能性が極め て低い事象、又は発生を仮定してもその影響が限定される事象)と判断し、評価対象 の起因事象から除外した。除外の考え方について以下にまとめる。

出力運転時以外の反応度投入事象としては、1. 出力降下時及び起動時における反応度投入事象と2. 原子炉停止中の期間における反応度投入事象が考えられる。

- 1. 出力降下時及び起動時における反応度投入事象
 - 臨界又は臨界近傍時に急激に反応度が投入される事象については,設置許可申請 書添付書類十*1でRWMの許容する最大価値の制御棒を連続引き抜きした場合や制 御棒駆動機構からRWMの許容する最大価値制御棒が分離して落下する等の仮想 的かつ過酷な状況を考慮しており,判断基準を満足すること*2を確認している。そ のため,発生を仮定しても影響が限定される事象に分類されると判断した。
- 2. 原子炉停止中の期間における反応度投入事象

炉心損傷の恐れのある反応度投入事象について,図1のフォールトツリーを用い て要因分析を行った。炉心損傷は,臨界到達後にスクラム作動前に大きな反応度が 投入されることで急激な出力上昇が発生し炉心損傷に至る場合,又は臨界到達後に スクラムに失敗して継続的に反応度が投入されることで出力上昇を抑えられずに 炉心損傷に至る場合が考えられる。

a.臨界に至るおそれがある事象とb. 大きな反応度投入又は継続的な反応度の投入事象の発生頻度について、以下に示す。

a.臨界に至るおそれがある事象

臨界に至るおそれのある事象としては、①燃料の誤装荷、②機械的故障によ る制御棒の引抜け、および③人的過誤による誤引抜きが考えられる。

燃料の誤装荷

燃料の誤装荷は誤配置や燃料・制御棒の装荷順序の誤りにより,想定以上の 反応度が投入されることが考えられる。これらは燃料交換が燃料取替機(FHM) により自動で装荷位置まで移動され,かつ作業員による配置の確認や燃料移動 監視装置による確認や運転員による出力の監視も行われる。更に,この事象は 反応度の急激な投入は考えられないことから,発生頻度は極めて小さいものと 考える。

② 機械的故障による制御棒の引抜け

誤引抜けについては、過去に福島第一3号機や志賀1号機において制御棒の 引き抜けにより臨界に至った事象がある(詳細は **3 過去の反応度投入事象 例とその対策について"に示す)。これらの対策として、CRDポンプのインター ロックの改造(ハード面)、HCU隔離時にノンリターン運転を実施しないことな どの安全措置の見直しや作業手順の見直し(ソフト面)を実施することにより、 再発防止を図っている。

また、KK6,7号炉については制御棒駆動機構が異なり、物理的に同様の

引き抜け事象は発生しない構造となっている。

さらに,仮に志賀と同様の事象が起きた場合についても,炉心挙動解析により 炉心は損傷しないことが確認されている。

以上より,機械的故障による制御棒の引抜けによる炉心損傷の可能性は極め て小さい。

人的過誤による誤引抜き

制御棒の引き抜きにより臨界に至るには、燃料の誤装荷と重畳しない場合に おいて、隣接する制御棒を2本以上引き抜く必要がある。原子炉モードスイッ チの「起動」以外のモードについては、1本制御棒引抜インターロックにより 2本目の制御棒(ABWRの場合異なる HCU の制御棒)引き抜きが阻止される。 停止時において「起動」モードとし制御棒を2本以上引き抜く操作は「原子炉 停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」の場合のみである。これらの試験に おける過誤事象は、操作する制御棒の本数は異なるものの、その失敗確率はい ずれも図2の HRA ツリーで表すことができる。

(1) 原子炉停止余裕検査

原子炉停止余裕検査とは,最大価値制御棒を全引き抜きし,反応度を補正 した状態(補正位置Nまで挿入)で,斜め隣接の制御棒を補正位置Nまで引き抜 き,原子炉が臨界未満であることを確認する試験である。

(2) 停止時冷温臨界試験

停止時冷温臨界試験とは,炉心核熱水力学解析コードの精度向上のための データ蓄積を目的とする試験で,臨界判定が行われるまで,制御棒の引き抜 きを行い,臨界後データ収集する。

b. 大きな反応度投入又は継続的な反応度の投入事象

スクラム作動前に大きな反応度が投入される事象については、反応度価値の大き な制御棒の連続引き抜きが要因として考えられるが、これらを考慮しても炉心損傷 に至らないことは今回申請した設置許可申請書の反応度投入事象において評価さ れている。この評価においてはスクラム機能が健全であることが前提となり、スク ラムに失敗する確率は図3のようになる。

c. 炉心損傷

a及びbで示したように炉心損傷のおそれのある反応度投入事象は極めて起こり にくく、その発生確率は「原子炉停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」のそれ ぞれの場合において /定期検査]程度となる。また、これらの反応度投入事 象が発生した場合においても、その多くはほう酸水注入系などの緩和機能に期待出 来るため、炉心損傷には至らない、または炉心損傷するものの、影響が限定的とな る。

そのため,原子炉停止中の期間における反応度投入事象についてもリスク評価上 の重要性は低いと判断できる。



添付資料 3.1.2.b-1-3



^{*} 冷温未臨界試験を考慮して, 複数本ある制御棒(実績を考慮して10本)が1本でも挿入されないと失敗とする保守的な想定

- *1 設置許可申請書添付10号 2.3.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き 抜き(過渡)及び3.3.1制御棒落下(事故)
- *2 過渡:原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1 倍の 圧力以下であること及び燃料エンタルピが許容設計限界値を越えない こと
 - 事故:燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値を超 えないこと及び原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用 圧力の1.2倍の圧力以下であること、公衆に対して著しい放射線被ばく のリスクを与えないこと

*3 過去の反応度投入事象例とその対策について

・H8年 KK6号機 FMCRD試運転時CR引き抜き事象(当社)

6号機試運転中(建設段階)FMCRD制御盤改造及び試験の準備のため,FMC RD電源のアイソレを実施し、シミュレータにて制御棒位置を模擬的に引き抜きする 試験を実施。この時、アイソレミスにより一部の電源アイソレが実施されておらず、 実際の4本の制御棒が128ステップの位置まで引き抜かれた(この間、未臨界であ ることは確認されている)。

制御盤改造及び試験時特有の事象であること,再発防止策(制御棒の駆動電源OFFと制御電源OFFの安全処置の多重化)が実施されていることから対策済みである と考える。また,この事象では核計装系により監視・安全系が機能しているこ とから炉心損傷には至らない。

・H11年 志賀原子力発電所1号機 原子炉緊急停止事故(北陸)

原子炉停止機能強化工事の機能確認試験時にアイソレ誤り及び弁のシートパス により制御棒が引き抜かれ、アキュームレータに圧力が充填されていなかったことで, ただちに制御棒が挿入されず、臨界に至った。

この事象は当社のKK6,7号炉の制御棒駆動機構が異なるため,発生しない(F MCRDのHCUでは物理的に引き抜けが起こらない)。

また、仮に同様の事象が起きた場合についての炉心挙動解析が実施ており、即発臨 界に至る可能性はあるものの、炉心は損傷しないことが確認されている(参考文献 日 本原子力学会誌 Vol. 49, No. 10(2007) 671-675 北陸電力(株)志賀原子力発電所1号機 で発生した臨界時の炉心挙動解析)。

図3.スクラム失敗の故障確率

起因事象における RHR の機能喪失および冷却材流出事 象の取扱について

RHR運転中の除熱機能喪失については、本 PRA でも起因事象として選定している(報告書 3.1.2.b 参照)。

また,RHR切り替え時の人的過誤による冷却材流出事象やRHR運転中のバウン ダリ機能喪失については,報告書 3.1.2.b.起因事象に記載の通り,ABWR では事象発生 しても燃料集合体の露出に至らないため(ABWR プラントでは有効燃料長頂部の高さ (T. M. S. L. 約 14.0m)より RHR の吸い込み配管の高さ(T. M. S. L. 約 15.7m)が高い位置に あり,冷却材流出が吸い込み配管の高さで停止するため),起因事象としては選定し ていない。



図 RHR吸い込み配管のノズルの高さと燃料有効長頂部の高さ

起因事象発生頻度の評価における考え方

内部事象停止時レベル 1PRA に用いる起因事象の発生頻度の評価方法は①~④の優 先順位に基づいて評価している。

内部事象運転時レベル 1PRA の考え方(添付資料 3.1.1.b-5 参照)と基本的に同様 であるが,運転日数や総点検回数,トラブル事例等の適切なデータの入手が困難であ る場合は④に示す論理モデルを用いた評価等を使用する。

- ①国内の運転経験データを確認し、発生が報告されている事象については、発生件数を国内プラントの総運転炉年等で除した値とした。
 【対象事象】RHR機能喪失(フロントライン)、外部電源喪失の発生頻度
- ②国内の運転経験データを確認し、発生が報告されていない事象であっても、発生 頻度について十分検討が行われており評価に活用可能な文献等が参照できる事 象については、それらを参照・検討し、値を設定した。 【対象事象】本 PRA での対象なし
- ③国内の運転経験データでは発生が報告されておらず、発生頻度の評価に活用可能 な文献等が確認できない事象については、運転日数等のデータが十分に収集され ていることを確認後、国内での発生件数を0.5件とし、これを国内プラントの総 運転炉年等で除した値として評価に用いた。

【対象事象】補機冷却系機能喪失の発生頻度

④運転日数や総点検回数,トラブル事例等の適切なデータの入手が困難であり,②,
 ③による算出が出来ない場合は、イベントツリーを用いた論理モデルによる信頼
 性解析を行い、値を設定した。

なお、イベントツリーを用いた論理モデルでは保守性を持つ仮定等により発生 頻度が大きく、また故障率の不確実さが大きくなる傾<u>向がある。そのため、その</u> 他の適切な推定手段がある場合にはそちらを用いる。

【対象事象】一時冷却材バウンダリ機能喪失,代替除熱機能喪失(フロントライン)の発生頻度

冷却材流出事象の発生頻度の算出方法について

冷却材流出事象の発生頻度については,実績等を用いた算出方法が困難であるため 論理モデルによる信頼性解析により評価している。

以下にその算出方法を示す。

a. CRD 点検(交換)の発生頻度

CRD 点検(交換)時の冷却材流出事象は,点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり,カップリングシール確保失敗及び CRD フランジ取付失敗などによる水位低下を伴う漏えいを想定し,これらの人的過誤を分岐確率として発生頻度を評価している。

CRD1 本当たりの起因事象発生頻度は図 1 のイベントツリーに示すように となり、定期検査時における標準的な CRD 点検本数は 3 本であるから、 作業全体の起因事象発生頻度は、1 本当たりの起因事象発生頻度に 3 本を掛け合わ せ、 となる。

b LPRM 点検(交換)の発生頻度

LPRM 点検(交換)時の冷却材流出事象は,点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり,LPRM の取り外し前/装荷後のシール確保失敗及びドレン装置取付け失敗などによる漏えいを想定し,これらの人的過誤を分岐確率として発生頻度を評価している。

LPRM1本当たりの起因事象発生頻度は図2に示すように となり, 定期検査時における標準的なLPRM 点検本数は10本であるから,作業全体の起因事 象発生頻度は,1本当たりの起因事象発生頻度に10本を掛け合わせ,

L _ _ _ となる。 c. RIP 点検の発生頻度

RIP 点検時の冷却材流出事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり、モータカバー取付失敗及び RIP 上部シール確保失敗や誤ったタイミングでのポンプシャフト引き抜きなどによる漏えいを想定し、これらの人的過誤を分岐確率として発生頻度を評価している。

RIP1本当たりの起因事象発生頻度は図3に示すように となり、定期検査時における標準的な RIP 点検本数は2本であるから、作業全体の起因事象発生頻度は、 となる。

d. CUW ブローの発生頻度

炉水位低下作業において、CUW ブローにより目標水位まで水位を低下した後、CUW ブロー弁の閉め忘れによる冷却材流出を想定している。運転員の弁操作忘れ及び管理 者の弁操作チェック失敗の重畳により発生するため、人間信頼性解析を用いて

と評価される。

起因事象として選定されるCUWブローは燃料交換後の原子炉水の排水の1回のみであるため、CUWブロー時の冷却材流出の発生頻度は、

添付資料 3.1.2.b-4-1

図1 CRD 点検(交換)時冷却材流出を評価するためのイベントツリー

図2 LPRM 点検(交換)時冷却材流出を評価するためのイベントツリー

図3 RIP 点検時冷却材流出を評価するためのイベントツリー

燃料損傷防止の成功に必要な安全機能について

停止時レベル1PRAにおいて炉心損傷防止のために必要な緩和機能は下の2つ を設定しており、それらに必要なフロントライン系(ECCS, MUWC等)やサポー ト系(電源設備,原子炉補機冷却系等)を設定している。

・除熱機能または原子炉注水機能(崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失時)

・原子炉注水機能(一次冷却材バウンダリ機能喪失時)

この時,注水等の機能維持に必要な機能であるが,評価モデルする対象としない原子炉減圧及び原子炉格納容器除熱機能について,その取り扱いの考え方を整理した。

1. 原子炉の減圧機能

POS S,A,C1,C2,D において原子炉が未開放の状態であり、崩壊熱除去機能が喪失 した場合の冷却材の沸騰や原子炉圧力容器(以下 RPV という)漏えい試験時の CRD による加圧時には、停止時であっても原子炉の圧力は上昇する。これらの場合におい ては原子炉の低圧維持と注水系による注水が必要となるため、減圧を実施する必要が ある。ただし、下の整理により成功基準の設定は不要としている。

・RPV 漏えい試験(POS C2 の期間内)

漏えい試験は RPV トップベント弁や SRV を閉鎖し、CRD 等により注水するこ とで RPV を約8 MPa 程度まで上昇させ、漏えいの有無を確認するものである。仮 に試験実施中に崩壊熱除去機能の喪失や全交流動力電源の喪失が発生した場合は トップベント弁の開放や SRV の開放、MSIV の強制開等の手段で RPV を減圧する 必要がある。

しかし漏えい試験に伴い、原子炉水位は十分高く維持させているため、試験前お 状態と比べて時間余裕^{*1}は長くなり、これらの減圧操作の成功は十分期待できる。

以上より、本評価では試験実施時間の長さと時間余裕、減圧手段を考慮して試験前の状態で POSC2 を代表としている。

※1 漏えい試験では保有水量が多く、崩壊熱除去機能が喪失し沸騰開始後大気圧下の POS C2の崩壊熱相当の冷却材の喪失が発生しても事象発生から2日以上の余裕がある

・RPV 未開放時の冷却材沸騰による加圧(POS S,A,C1,C2,D)

原子炉圧力容器未開放状態において崩壊熱除去機能の喪失や全交流動力電源の 喪失が発生した場合,徐々に原子炉内の圧力が上昇するため,いずれは減圧が必要 となる。

ただし,崩壊熱が大きな原子炉停止後初期 (POS S,A) においては, SRV や MSIV などが機能維持されており,これらを用いた減圧が可能である。また,崩壊熱が小さな定期検査時後半 (POS C1,C2,D) においては原子炉圧力容器のトップベント弁等より蒸気を格納容器へと逃がすことができるため,この減圧機能により低圧の維持は可能である。

そのため、本評価においてはこれらの減圧機能が十分信頼性が高いこと及び時間 余裕が十分にあることを持って評価不要としている^{*2}。

※2 SRV 1 弁あたりの開失敗確率(デマンド)(2.7×10-4、EF=13)であり、柏崎刈羽原子力発 電所 6/7 号機では S/R 弁が 18 弁あるため、十分信頼性は高い。

2. 原子炉格納容器除熱機能

「1.原子炉の減圧機能」で示した原子炉減圧が必要なプラント状態において, SRV 開放等により原子炉圧力を低下させた際,崩壊熱の熱量は原子炉格納容器へと移行す る。この時,原子炉格納容器は徐々に圧力が上昇するが,十分時間余裕があり,また格 納容器ベント等を用いることで圧力を低下させることが可能であるため,成功基準の 設定は不要としている^{*3}。

※3「添付資料 5.1.5 プラント停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響について」にて示す とおり、炉心損傷前ベントの基準となる1Pdに到達する時間は約 33 時間程度と崩壊熱除去機能復旧の 時間余裕は充分確保される。なお、停止中の場合パーソナルエアロック等開放により格納容器が開放さ れている場合も考えられるが、パーソナルエアロック等を速やかに閉止することで未開放時と同様の操 作となる。また、原子炉圧力容器を開放している場合は原子炉内から放出された熱量は蒸気に伴い原子 炉建屋内に放出され、原子炉建屋壁面への吸熱、または環境へ放熱されるが、この場合は崩壊熱量がさ らに低下していること、原子炉ウェルが水張りされているなど冷却材の量が増加していることから事象 進展はより緩慢となる。

燃料プールの水位低下に伴うプール付近の線量率上昇と 接近作業について

本 PRA 評価における燃料の損傷防止策の一つとして,運転員が直接現場(燃料プ ール付近)に赴き,消火栓や給水栓からホースを用いて注水を行う作業がある。水位 の低下に伴い使用済燃料に対する遮蔽効果が低減すると,燃料プール付近の線量率が 上昇し,運転員の操作の妨げになるおそれがあるが,評価で用いている余裕時間では このような影響は考慮せず, ________までとなっている。そこで,これらの 影響を考慮した場合について検討した。

この期間における冷却材流出事象は「3.1.2.c①(3) a.余裕時間」で示すように作業 員や運転員による認知が容易であり、現場作業の線量率が厳しくなるまで認知に失敗す ることは考え難い。そこで崩壊熱除去機能が喪失した場合について、最も時間余裕が厳 しくなる POS B1 と、保有水量が厳しくなる POS B3 について検討を行い、その結果 を表にまとめた。表より、d. 現場の線量率上昇を考慮した場合の余裕時間(a.+b.+c. -作業準備時間)は 40 時間以上期待でき、評価結果に影響しないことが確認された。

評価条件とプラント状態	POS B1	POS B3			
崩壞熱 [MWt]	14.4	7.6			
温度上昇を考慮する保有水量[m3]	3,245	1,687			
燃料有効長頂部付近までの水位低下に考慮する保有水の 蒸発量[m3]	2,699	1,571			
a. 短期余裕時間[hour]*1					
b. 65℃から100℃になるまでの時間[hour]	8.7	8.6			
c. 沸騰開始から現場の線量率が1.0×10 ¹ mSv/hになるまでの 時間	29	36			
d燃料プール付近で接近作業が可能な時間[hour]*2	<u>40以上*3</u>	<u>40以上*3</u>			
長期余裕時間[hour]*4					
診断失敗の評価に用いる時間[hour]					

表. 余裕時間の評価に用いる条件

*1 保有水が保安規定の「制限温度」65℃に到達する時間

*2 燃料プール接近作業の余裕時間(1×10¹mSv/hまで線量率の上昇)

*3 注水に掛かる作業時間を考慮した時間

*4 炉心損傷するまでの時間

a. 短期余裕時間(燃料プールの保有水量が保安規定の制限温度 65℃になるまでの 時間)

温度上昇の評価に用いる保有水量に変更はないことから、従来評価と同様の となる。 b.燃料プール水温度が 65℃から 100℃になるまでの時間

POS B1 における炉心燃料と使用済燃料の崩壊熱の総量は 14.4MWt であるため, 下の式より保有水が 65℃から 100℃になり沸騰するまでの時間は約 8.7 時間となる。 同様に下の式を用い, POS B3 における炉心燃料と使用済燃料の崩壊熱の総量は 7.6MWt であるため,保有水が 65℃から 100℃になり沸騰するまでの時間は約 8.6 時 間となる。

沸騰までの時間[h] =

(100[℃]-65[℃])×プール保有水の比熱[kJ/kg/℃]×(燃料プールの保有水[m³]×プール保有水密度[kg/m³]) 使用済燃料の崩壊熱[MWt]×10³×3600

プール保有水の比熱(最小となる 65℃の値):4.185[kJ/kg/C] 燃料プールの保有水:3245[m3] (POS B1 プールゲート閉鎖時) 1687[m3] (POS B3 プールゲート閉鎖時) プール保有水密度(最小となる 100℃の値):958[kg/m3]

c. 沸騰開始から現場の線量率が 1.0×10¹mSv/h になるまでの時間

「設置許可申請書添付書類十 4.5 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の 有効性評価」(図参照)にも示すように燃料プールの水位が 2m 程度低下すると線量 率は 1.0×10¹mSv/h 程度となる。仮にこちらの水位を現場作業が可能な最低水位と すると沸騰後にこの水位まで低下する時間は POS B1 では約 29 時間, POS B3 では 約 36 時間である*。

*時間の算出には下の式で求めた水位の低下速度を用いた。

POS B1 における崩壊熱相当の冷却材の蒸発量は下の式より約 24.0m³/h となり、プールと原子炉ウェルの表面積の和は約 350m² であるため、水位の低下速度は 0.069m/h 程度となる。

同様に下の式を用い, POS B3 における崩壊熱相当の冷却材の蒸発量は約 12.7m³/h となり, プールの表面積は約 230m² であるため, 水位の低下速度は 0.056m/h 程度となる。

沸騰による蒸発量[m³] = 使用済燃料の崩壊熱[MWt]×10³×3600 プール保有水密度[kg/m³]×蒸発潜熱[kJ/kg]

蒸発潜熱:2256.47[kJ/kg]

d. 注水作業の時間を考慮した余裕時間

注水操作を実施するための作業準備時間が1時間であった場合でも、余裕時間は POS B1, B3ともに40時間を超過する。

現場作業を伴う注水作業の余裕時間[h]

=短期余裕時間+沸騰までの時間+2mまで水位が低下する時間-作業準備の時間

e. 診断失敗の確率 崩壊熱除去機能が喪失した場合,	
現場操作の余裕時間は現場の線量率上昇を	考慮しない
場合の評価では POS B1 の長期余裕時間が POS B3 が	を使用し
ており,現場の線量率上昇を考慮すると余裕時間が短くなるが,	
以上より,	現場の線量

率上昇を考慮した場合においても評価結果に影響しない。



図. 燃料プール水位と線量率

冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法につい て

3.1.2.c.(3)で示す冷却材流出時事象(CUW ブロー)が発生した場合の余裕時間は保有水量と冷却材流出量の関係より算出される。

なお, CRD 点検(交換), LPRM 点検(交換), RIP 点検時が発生した場合, 下の表に示す ように炉心損傷まで十分時間があり, 作業員や運転員が認知に失敗することは考え難いた め, 不要とした。

a. CRD 点検時の冷却材流出量

b. LPRM 点検時の冷却材流出量

c. RIP 点検時の冷却材流出量

d. CUW ブロー時の冷却材流出量

表. 冷却材流出事象が発生した場合の余裕時間

			111 11 1							
冷却材流出事象	CRD点検	LPRM点検	RIP点検	CUWブロー						
POS	B2									
炉心損傷に至る流出量(m3)		2699								
冷却材流出量(m3/h)										
余裕時間				-						
1										

柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機 内的事象停止時レベル 1PRA イベントツリー

目 次

\bigcirc	崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS·S,A,C1,C2,D)・・・・・・・ 図	1-1
\bigcirc	崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS-B1,B2,B4)······図	1-2
\bigcirc	崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS-B3)· · · · · · · · · · · · 図	1-3
\bigcirc	崩壞熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS-S,A,C1,C2,D) ····································	2-1
\bigcirc	崩壞熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS·B1,B2,B4)	2-2
\bigcirc	崩壞熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS-B3)····································	2-3
\bigcirc	外部電源喪失_NWL(LOP1)(POS-S,A,C1,C2,D)····································	3-1
•	▶ 外部電源喪失_NWL(TE1)(POS-S,A,C1,C2,D) ····································	3-2
•	▶ 外部電源喪失_NWL(TE2)(POS-S,A,C1,C2,D) ····································	3-3
•	▶ 外部電源喪失_NWL(TE8)(POS-S,A,C1,C2,D) ····································	3-4
\bigcirc	外部電源喪失_ウェル満水,(LOP1)(POS-B1,B2,B4)・・・・・・・・・・・・図	4-1
•	・ 外部電源喪失_ウェル満水,(TE1)(POS-B1,B2,B4)・・・・・・・・・・・・ 図	4-2
•	・ 外部電源喪失_ウェル満水,(TE2)(POS-B1,B2,B4)・・・・・・・・・・・・ 図	4- 3
•	・ 外部電源喪失_ウェル満水,(TE8)(POS-B1,B2,B4)・・・・・・・・・・・ 図	4-4
•	・ 外部電源喪失_ウェル満水,(TE9)(POS-B1,B2,B4)・・・・・・・・・・・・ 図	4-5
\bigcirc	外部電源喪失_ウェル満水,PG 閉,(LOP1)(POS-B3)····································	5-1
•	・ 外部電源喪失_ウェル満水,PG 閉,(TE1)(POS-B3)・・・・・・・・・・・ 図	5-2
•	・ 外部電源喪失_ウェル満水,PG 閉,(TE2)(POS-B3)・・・・・・・・・・・ 図	5-3
•	外部電源喪失_ウェル満水,PG 閉,(TE8)(POS-B3)・・・・・・・・・・・・ 図	5-4
•	外部電源喪失_ウェル満水,PG 閉,(TE9)(POS-B3)・・・・・・・・・・・・ 図	5-5
\bigcirc	RIP 点検····································	6-1
\bigcirc	CRD 点検····································	7-1
\bigcirc	LPRM 点検····································	8-1
\bigcirc	CUW ブロー・・・・・ 図	9-1



図1-1 崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS-S,A,C1,C2,D)



図1-2 崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS-B1,B2,B4)



図1-3 崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS-B3)



図2-1 崩壞熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS-S,A,C1,C2,D)



図2-2 崩壞熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS-B1,B2,B4)



図2-3 崩壊熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS-B3)

外部電源 喪失	直流電源	DG-A 起動	DG-B 起動	DG-C 起動	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
					1-24	TE1へ	
					25-72	TE2へ	
					73-120	TE3へ	
					121-168	TE4へ	
					169-216	TE5へ	
					217-264	TE6へ	
					265-312	TE7へ	
					313-358	TE8へ	
					359	燃料損傷	全交流電源喪失

図3-1 外部電源喪失_NWL(LOP1)(POS-S,A,C1,C2,D)



図3-2 外部電源喪失_NWL(TE1)(POS-S,A,C1,C2,D)



※ TE3~7はTE2と同様

図3-3 外部電源喪失_NWL(TE2)(POS-S,A,C1,C2,D)



図3-4 外部電源喪失_NWL(TE8)(POS-S,A,C1,C2,D)

外部電源 喪失	直流電源	DG-A 起動	DG-B 起動	DG-C 起動	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
					1-26	TE1へ	
					27-78	TE2へ	
					79-130	TE3へ	
					131-182	TE4へ	
					183-234	TE5へ	
					235-286	TE6へ	
					287-338	TE7へ	
					339-376	TE8へ	
					377-378	TE9~	

図4-1 外部電源喪失_ウェル満水,(LOP1)(POS-B1,B2,B4)



図4-2 外部電源喪失_ウェル満水,(TE1)(POS-B1,B2,B4)



[※] TE3~7はTE2と同様

図4-3 外部電源喪失_ウェル満水,(TE2)(POS-B1,B2,B4)



図4-4 外部電源喪失_ウェル満水,(TE8)(POS-B1,B2,B4)

直流電 確保失 (TE9)	原低圧電源 散通(短 期)	DG起動 (短期)	低圧電源 融通(長 期)	外電復旧 (長期)	DG起動 (長期)	GTG, 緊急用 M/C, 雷酒車	RHR-A	RHR-B	RHR-C	cuw	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																						377 378	燃料損傷	全交流電源喪失

図4-5 外部電源喪失_ウェル満水,(TE9)(POS-B1,B2,B4)

外部電源 喪失	直流電源	DG-A 起動	DG-B 起動	DG-C 起動	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
					1-16	TE1へ	
					17-48	TE2へ	
					49-80	TE3へ	
					81-112	TE4へ	
					113-144	TE5へ	
					145-176	TE6へ	
					177-208	TE7へ	
					209-227	TE8へ	
					228-229	TE9~	

図5-1 外部電源喪失_ウェル満水,PG閉,(LOP1)(POS-B3)


図5-2 外部電源喪失_ウェル満水,PG閉,(TE1)(POS-B3)



※ TE3~7はTE2と同様

図5-3 外部電源喪失_ウェル満水,PG閉,(TE2)(POS-B3)



図5-4 外部電源喪失_ウェル満水,PG閉,(TE8)(POS-B3)

直流電源 確保失敗 (TE9)	(低圧電源 融通(短 期)	DG起動 (短期)	低圧電源 融通(長 期)	外電復旧 (長期)	DG起動 (長期)	GTG. 緊急用 M/C. 電源車	RHR-A	RHR-B	RHR-C	cuw	мижс	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																			I			228 229	燃料損傷	全交流電源喪失

図5-5 外部電源喪失_ウェル満水,PG閉,(TE9)(POS-B3)



図6-1 RIP点検



図7-1 CRD点検



図8-1 LPRM点検

冷却材流 出(CUW ブロー	水位降下 認知	漏洩箇所 隔離	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
	-	-											1	-	
													2	-	
													3	-	
													4	-	
					-								5	-	
													6	-	
													7	-	
													8	燃料損傷	原子炉冷却材の流出
													9	燃料損傷	原子炉冷却材の流出
													1		

図9-1 CUWブロー

停止時 PRA 及び出力運転時 PRA における余裕時間を考慮した診断操作失敗確率の設定について

停止時 PRA において,原子炉ウェル満水時の点検に伴う冷却材流出事象の認知 失敗確率はその診断が容易であり認知に失敗することが考え難い*ことから,ほぼ 無視出来るものとして分岐確率

停止時 PRA における他の診断操作や出力運転時 PRA における診断操作は余裕時間が比較的長いものも存在するが,必ずしも認知が確実に行われるとは言い難いため,THERP の標準診断曲線を参照して失敗確率を設定している。

添付資料 3.1.2.g-1

停止時 PRA と出力運転時 PRA とのストレスファクタ設 定の考え方の違い

停止時の燃料損傷防止策として,緩和設備の中央制御室での手動起動操作,現場の 弁の手動操作,現場での注水作業などが考えられる。

を設定し

ている。

出力運転時 PRA では"添付資料 3.1.1.g-1 ストレスファクタの適用の考え方とその 影響"で示すように事象進展が過酷となる ATWS 時の操作や LOCA 時の診断におい ては運転員にかかる作業負荷が高くなるため, を設定している。 3.2 外部事象PRA

3.2.1 地震 PRA

外部事象地震レベル1PRA(以下,「地震PRA」という。)は,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」(以下,「地 震PSA学会標準」という。)を参考に評価を実施し,各実施項目については「PRA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。評価フロ ーを第3.2.1.a-1 図に示す。今回の地震PRAでは,地震単独の影響のみを評価しており,地震 に伴う津波,溢水,火災等の重畳については対象としていない。

3.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル 1PRA で収集したプラントの基本的な情報(設計情報,運転・ 保守管理情報等)に加え,地震レベル 1PRA を実施するために,プラントの耐震設計や 機器配置といった地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。収集した 情報及び主な情報源を第3.2.1.a-1表に示す。

(2) PRA において考慮する緩和機能(系統)の概要

PRA において考慮する緩和機能(系統)は,3.1 内部事象 PRA 3.1.1 出力運転時 PRA での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

内部事象 PRA に対する地震 PRA の特徴は以下のとおり。

- ・常用系の耐震クラスが低い給水系,復水系及び PCS は緩和系として期待しない。
- ・また、地震動に対する現実的耐力が極端に小さい給水建屋、純水タンク及びろ過水 タンクについてフラジリティ評価を実施していないため、地震時には使用不可能と 想定する。そのため純水補給水系(MUWP)による復水貯蔵槽(CSP)への補給に期待 しない。
- ・地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とし、外部電源喪失時の外部電源復旧に 期待しない。
- ・複数基同時被災の影響を考慮し,隣接号機からの電源融通(高圧電源融通)に期待 しない。
- ・事故シーケンス評価における起因事象に関しては、複数の建屋・構築物、安全機能 や緩和機能を有する機器が複数同時損傷することによる様々な起因事象を合理的に 処理するために、成功基準の観点からグループ化を行った上で、プラントへの影響 が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成している。

(4) プラントウォークダウン

机上検討において十分確認ができないプラント情報を取得すること,及び地震時の 事故シーケンスの妥当性の確認することを目的として,地震 PRA の観点からリスク 上重要な建屋・構築物,機器を対象にプラントウォークダウンを実施し,主に以下の 観点にてフラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項が無いこ との確認を実施している。

- ・耐震安全性の確認
- ・地震による二次的影響の確認

※点検項目については、地震PSA学会標準等を参考に更に細分化して設定している。 評価対象機器選定フローを第3.2.1.a-2 図に、評価結果例を第3.2.1.a-3 図に示 す。評価対象機器選定フローにより抽出した機器等に対し、耐震安全性の確認、二次 的影響の確認等を実施したが、フラジリティ評価や事故シーケンス評価において新た に考慮すべき項目が無いことを確認した。

(5) 今回実施した地震 PRA の前提条件等について

今回実施した地震 PRA について、主な留意点を以下に示す。

- a. 評価の前提条件について
 - ・評価地震動範囲は120gal~3900gal(解放基盤表面上の加速度)とする。
 - ・津波が建屋,機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず,地震の影響のみ評価する。
- b. 地震の影響について
 - ・冗長機器及び設備は、地震の影響により同時に損傷する(完全相関)と仮定する。
 - ・余震による炉心損傷への影響は考慮しない。
- c. 地震ハザードについて
 - ・地震PRA評価で使用した地震ハザードは、今回の原子炉設置変更許可申請で使用しているものである。

②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

地震時の事故シナリオの選定にあたっては,重要な建屋・構築物,機器(例:原子炉 建屋,原子炉圧力容器など)の損傷により炉心損傷に直結する事故シナリオだけでなく, 安全機能への間接的な影響(地震起因の火災,溢水,津波の影響を除いた周辺設備の損 傷による間接的な影響(例:斜面崩壊,クレーン落下など))による事故シナリオも広 範囲に抽出した。

なお,地震 PRA の評価地震動範囲は,原子炉自動停止となる信号の設定点(水平地震動に対するスクラム設定値)を目安に 120gal¹以上とした。

選定した事故シナリオのうち,安全機能への間接的影響,余震による地震動の安全機

¹ 解放基盤表面上の加速度。目安としているスクラム信号の設定点 120gal は,建屋内に設置されている地震加速度計での値のため,保守的な評価となっている。

能への影響,経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオについてはスクリ ーニングを行い,安全機能を有する建屋・構築物,機器の損傷が直接炉心損傷事故に繋 がる事故シナリオと合わせて事故シナリオの明確化を行った。スクリーニング結果を第 3.2.1.a-2 表に示す。事故シナリオのスクリーニングについては、これまでに決定論的 に評価されている情報,又は運用面での対策・対応に関する情報に基づき判断している。

スクリーニングの結果から,事故シーケンス評価の対象となる起因事象を第3.2.1.a-4 図に示すフローを用いて,以下の通り抽出した。

- ・建屋・構築物の損傷(原子炉建屋(R/B))
- ・建屋・構築物の損傷(原子炉圧力容器・格納容器(RPV・PCV))
- ・格納容器バイパス事象
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
- ·計測·制御系喪失
- ·直流電源喪失
- ·原子炉補機冷却系喪失
- ·交流電源喪失
- ·外部電源喪失
- ·過渡事象

これらの分析結果に基づき,起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係る建屋・構築物,機器を抽出し,地震 PRA で対象となる建屋・機器リストを作成した。第3.2.1.a-3 表に建屋・機器リストを示す。

3.2.1.b. 確率論的地震ハザード

設置変更許可申請書の「基準地震動の超過確率参照」で示している確率論的地震ハザード は、以下のとおり評価している。

①確率論的地震ハザード評価の方法

地震 PSA 学会標準の方法に基づき評価を行う。

なお、地震動の伝播特性は敷地内で異なることが確認されているため、1~4 号機が位置する荒浜側においては最も顕著な増幅が確認される1号機地点を、5~7 号機が位置する大湊側においては顕著な相異がないことを確認したうえで5 号機地点を代表させ確率 論的地震ハザードを評価する。

②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

サイトから 30km 程度の範囲内の活断層は, 地質調査結果による見解に基づく基準 地震動の策定上の評価に準じてモデル化を行った。サイトから 30km 程度以遠の活断 層については, 地震調査研究推進本部(2012)に基づいてモデル化を行った。また, 敷地に影響が大きい活断層については, ロジックツリーにおいて連動を考慮した。

日本海東縁部の特定震源モデルについては、地震調査研究推進本部(2009)に基づいてモデル化を行った。また、津波評価で考慮している地震についても考慮した。

第3.2.1.b-1図~第3.2.1.b-4図に敷地周辺の活断層及び設定したモデルの図を, 第3.2.1.b-1表~第3.2.1.b-3表に震源モデルの諸元を示す

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、垣見・他(2003)の領域区分を参照して、サイトか ら半径 150km 以内の領域を対象とした。敷地に近い領域については、地震動特性を 踏まえ、海域と陸域で領域分けを行った。さらに、基準地震動策定における地質調 査の内容を考慮して、敷地から半径 30km 以内の領域を設定する。

各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定するこ とを基本とし、ロジックツリーにおいて島崎(2009)の知見を考慮した。

第3.2.1.b-5 図に設定した領域区分の図を示す。

(2) 地震動伝播モデルの設定

地震動伝播モデルとしては Noda et al. (2002)による距離減衰式を用いた。また、 ロジックツリーにおいて観測記録に基づく補正の有無を考慮した。 (3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデルおよび地震動伝播モデルの設定において、 選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼ す要因を選定した。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層の連動については、 詳細なロジックツリーに展開し評価した。作成したロジックツリーを第3.2.1.b-6 図 ~第3.2.1.b-8 図に、ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方を第3.2.1.b-4 表 に示す。

③確率論的地震ハザード評価結果

(1) 地震ハザード曲線

上記により評価した平均地震ハザード曲線を第3.2.1.b-9 図及び第3.2.1.b-10 図に、主要活断層ごとのハザード曲線を第3.2.1.b-11 図及び第3.2.1.b-12 図に示す。 また、フラクタイル地震ハザード曲線を第3.2.1.b-13 図及び第3.2.1.b-14 図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルとの比較 を第3.2.1.b-15 図及び第3.2.1.b-16 図に示す。基準地震動の年超過確率は,水平・ 鉛直方向ともに,10⁻⁴~10⁻⁵ 程度となっている。また,一様ハザードスペクトルの算 出のもととなる周期ごとのハザード曲線を第3.2.1.b-17 図及び第3.2.1.b-18 図に示 す。

(3) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は、平均値評価による 10^{-4} , 10^{-5} の一様ハザードスペクトル形状を比較し、相似形になることを確認した上で、それらを包絡するスペクトルを目標スペクトルとして模擬地震波を作成する。経時特性を基準地震動の策定と同様に Noda et al. (2002)に基づき地震規模 M=8.1、等価震源距離 Xeq=25km として設定した。模擬波を第 3.2.1.b-19 図及び第 3.2.1.b-20 図に示す。

3.2.1.c-1.建屋のフラジリティ

6,7号機で評価手法は基本的に同じであるため、7号機で代表した記載とする。 ①評価対象と損傷モードの設定

(1)評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は, 第3.2.1.a-3 表の建屋・機器リストに記載され たものとし, 原子炉建屋, コントロール建屋, タービン建屋, 廃棄物処理建屋とした。 原子炉建屋の概略平面図および概略断面図をそれぞれ第3.2.1.c-1-1 図および第 3.2.1.c-1-2 図に示す。コントロール建屋の概略平面図および概略断面図をそれぞれ 第3.2.1.c-1-3 図および第3.2.1.c-1-4 図に示す。タービン建屋の概略平面図および 概略断面図をそれぞれ第3.2.1.c-1-5 図および第3.2.1.c-1-6 図に示す。廃棄物処理 建屋の概略平面図および概略断面図をそれぞれ第3.2.1.c-1-7 図および第 3.2.1.c-1-8 図に示す。

(2)損傷モードおよび部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モードおよび部位として, 建屋の 崩壊シーケンスを踏まえ, 層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として、「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)」を選択した。評価手法は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とする。

- ③フラジリティ評価上の主要な仮定
 - (1)考慮する不確実さ要因

現実的耐力および現実的応答の偶然的不確実さ(以下, β_Rという)と認識論的不 確実さ(以下, β_Uという)については、地震 PSA 学会標準に基づき評価した。考慮 する不確実さ要因の例を第 3.2.1.c-1-1 表に示す。

(2)損傷評価の指標

損傷評価の指標については,耐震壁のせん断破壊の程度を表すことができる指標と して,せん断ひずみを選定した。

④フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震 PSA 学会標準 に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。損傷限界 点の現実的な値を第3.2.1.c-1-2表に示す。

⑤フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震 PSA 学会標準に基づき算出し、

3.2.1-6

対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動 が支配的であることから,水平動による評価を行うこととした。

(1)入力地震動

入力地震動は第 3.2.1.b-19,20 図に示す模擬波を入力レベルごとに係数倍したものとした。(最大 2000cm/s²)

(2)現実的な物性値と応答解析モデル

柏崎刈羽サイトの地盤物性値を第3.2.1. c-1-3 表に示す。原子炉建屋, コントロー ル建屋, タービン建屋および廃棄物処理建屋の物性値をそれぞれ第3.2.1. c-1-4 表, 第3.2.1. c-1-5 表, 第3.2.1. c-1-6 表および第3.2.1. c-1-7 表に示す。応答解析に用 いる現実的な物性値は, 地震 PSA 学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評 価方法を第3.2.1. c-1-8 表に示す。

原子炉建屋の解析モデルおよび解析モデル諸元を第 3.2.1.c-1-9 図および第 3.2.1.c-1-9(1)~(5)表に示す。コントロール建屋の解析モデルおよび解析モデル諸元 を第 3.2.1.c-1-10 図および第 3.2.1.c-1-10(1)~(4)表に示す。タービン建屋の解析 モデルおよび解析モデル諸元を第 3.2.1.c-1-11(1)~(3)図および第 3.2.1.c-1-11(1) ~(8)表に示す。廃棄物処理建屋の解析モデルおよび解析モデル諸元を第 3.2.1.c-1-12(1), (2)図および第 3.2.1.c-1-12(1)~(5)表に示す。

(3) 現実的応答

現実的応答は地震 PSA 学会標準に準拠して対数正規分布を仮定し、その中央値は物 性値に中央値を与えた応答解析結果により算出した。また、対数標準偏差は、地震 PSA 学会標準に基づき、最大応答せん断ひずみとして 0.2 を与えた。

⑥建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線と HCLPF(低い損傷確率(5%損傷確率) であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定できる地震加速度)を算出した。フラジリ ティ曲線は,各建屋を構成する全要素のうち,入力レベル 2000cm/s²の際に損傷確率が 最大となる要素を対象として算出することとした。ここに損傷確率は現実的応答が現実 的耐力を上回る確率である。選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積 分布関数により近似し,信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。

原子炉建屋,コントロール建屋およびタービン建屋のフラジリティ曲線を第 3.2.1.c-1-13 図,第3.2.1.c-1-14 図および第3.2.1.c-1-15 図に示す。また,HCLPF に ついて第3.2.1.a-3 表の建屋・機器リストに示す。なお,廃棄物処理建屋については, 入力レベル 2000cm/s² においても損傷確率が極めて小さかったことからフラジリティ曲 線を算出していない。 3.2.1. c-2. 建屋・構築物の損傷に係わる基礎地盤のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1)評価対象物

建屋・構築物の損傷に係わる基礎地盤のフラジリティ評価の対象は,第3.2.1.a-3 表の建屋・機器リストに記載されたものとし,原子炉建屋基礎地盤とした。原子炉建 屋基礎地盤の断面図を第3.2.1.c-2-1図に示す。

(2)損傷モードおよび部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モードおよび部位として,原子炉 建屋基礎地盤のすべり破壊を選定した。

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「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)」を選択した。評価手法は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定

(1)考慮する不確実さ要因

現実的耐力および現実的応答の偶然的不確実さ(以下, β_R という)と認識論的不 確実さ(以下, β_u という)については、地震 PSA 学会標準に基づき評価した。考慮 する不確実さ要因の例を第 3.2.1.c-2-1 表に示す。

第3.2.1.c-2-1 表 考慮する不確実さ要因の例

評価項目	偶然的不確実さ	β r	認識論的不確実さ β u
地盤モデルおよび地盤応答の評	地盤材料定数		解析モデル
価			動的地盤定数の評価法
			解析手法 など

地震 PSA 学会標準 解説 74 表 2 をベースに作成

(2)損傷評価の指標

地震 PSA 学会標準に従い,建屋基礎地盤のフラジリティ評価では,すべり安全率の 小さなすべり線上の土塊及び不安定な岩塊を選定し,すべり安全率を指標として評価 を行う。ここでは,基準地震動 Ss を対象として実施した基礎地盤安定性評価の結果 (K6/7 申請書 添付六)に基づいて,最小すべり安全率を算定したすべり線を評価対 象として選定している。

④フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力に相当する地盤強度は、試験結果に基づき設定した。ばらつきについては、 LHS 法(Latin Hypercube Sampling、ラテン方格法)によってサンプリングし、任意に組 み合わせたデータセット 30 ケースを用いることで評価した。ばらつきを考慮する地盤物 性を第3.2.1. c-2-2 表、主要な地盤物性値を第3.2.1. c-2-3 表に示す。

地層物性	西山層	F 系 断層	V, L系 断層	古安田 層	番神 砂層
せん断剛性	0	0	0	\bigcirc	0
強度	0	0	—	0	0

第3.2.1.c-2-2表 ばらつきを考慮する地盤物性

V,L系断層はすべり線上に存在しないため強度物性を必要としない。

○:ばらつきを考慮する, -:ばらつきを考慮しない(確定値として扱う)

西山層 F 系断層 古安田層 せん断剛 平均値 394-1.63·Z 175340 性 標準偏 19.6 (17.5) 58.1 7.00 $GO(N/mm^2)$ 差 ピーク 平均値 1. 37-0. 00504 · Z 0.286+0.191 · P 0.238+0.407 · P せん断強 標準偏 度 0.240 0.0428 0.0563 差 (N/mm^2) 残留 平均値 0.224+0.312 · P 0. 673-0. 00201·Z 0. 219+0. 251·P せん断強 標準偏 度 0.0451 0.0337 0.194 差 (N/mm^2) 平均値 0.335-0.00157·Z 見込まない 見込まない 引張強度 標準偏 (N/mm^2) 見込まない 見込まない 0.119 差

第 3.2.1.c-2-3 表 主要地盤物性值

注:Zは,標高(m)を示す。

注: Pは, 地下水位を考慮した圧密圧力(N/mm²)を示す。

⑤フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、地震応答解析を実施することにより評価を行った。地震応答 解析は、等価線形法による有限要素解析手法を用い、水平・鉛直動を同時入力している。 (1)入力地震動

入力地震動は第 3.2.1.b-19, 20 図に示す模擬波を入力レベルごとに係数倍したものとした。

(2)現実的な物性値と応答解析モデル

現実的応答については,試験結果に基づき設定した物性値を用いて,地震応答解析 を実施することにより評価した。地震応答解析は,等価線形法による有限要素解析手 法を用い,水平・鉛直動を同時入力している。

地盤のせん断剛性については、ばらつきを考慮した値を設定し、地震応答解析を実施することにより評価を行った。ばらつきは、LHS法によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット 30 ケースを用いることで評価する。地盤物性値を第

3.2.1.c-2-2表に示す。

応答解析モデルは,基礎地盤安定性評価の結果(K6/7 申請書 添付六)に記載の地盤モデルを用いた。基礎地盤の解析モデルを第3.2.1.c-2-3 図に示す。

⑥基礎地盤のフラジリティ評価結果

フラジリティ評価は,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) を適用した。

模擬地震波と平均物性値を用いた地震応答解析を実施することで,すべり安全率が1.0 となる限界加速度を算定する。地盤物性値のばらつきを評価するにあたっては,LHS 法 によってサンプリングしたデータセット 30 ケースを設定する。データセット 30 ケース を用いて,限界加速度に相当する模擬地震波を入力条件とした地震応答解析を行い,す べり安全率の算定を行いフラジリティ曲線を算出する。HCLPF は信頼度 95%フラジリティ ー線を基に算出した。

原子炉建屋基礎地盤のフラジリティ曲線を第3.2.1.c-2-4 図に示す。

最終的な HCLPF, 中央値については, 二次元基礎地盤安定解析では考慮していない奥 行き方向の側面抵抗効果を考慮して,上述の手法により得られた値に対して係数 1.5 を 乗じている。奥行き方向の側面抵抗効果とは,二次元解析では期待していない平面奥行 き方向のすべり面の抵抗を考慮するものであり,7号炉,6号炉,5号炉を対象とした 既往バックチェック^{*1}において,検討対象とした解析断面に対する効果を確認している。 F2 断層沿いのすべりを想定する安全率 1.6 のケース(第3.2.1.c-2-2 図)に対して,奥 行き方向の側面抵抗を考慮する場合,すべり安全率は 3.3 (約2.1 倍)となる。

信頼度 50%での 50%損傷確率および HCLPF について第 3.2.1.a-3 表の建屋・機器リストに示す(HCLPF: 1.33G,中央値: 1.83G, β_R: 0.043, β_U: 0.15)。

なお、原子炉建屋基礎地盤のような平坦な地盤の安定性を検討する場合、地盤の支持 カと変形(沈下)を指標とした評価が一般的であること、地震 PSA 学会標準ではより現 実的な耐力の評価手法として許容すべり量の評価について言及していることなどから、 すべり安全率を指標としたフラジリティ評価結果については保守性が含まれており、基 礎地盤についての現実的な耐性が PRA の結果に現れているものではないと考える。(添付 資料 3.2.1.c-1)

*1:柏崎刈羽原子力発電所7号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全 性評価結果報告書(改訂1)(平成21年1月) 3.2.1. c-3. 機器のフラジリティ

6,7 号機で評価手法は基本的に同じであるため,7 号機で代表した記載とする。 ①評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価対象は、第3.2.1.a-3 表に記載されたものとする。

損傷モードは,評価対象機器の要求機能に応じ,構造損傷と機能損傷に分類し適 切に設定する。

機器のフラジリティ評価対象のうち,タンク・熱交換器等の静的機器は,要求機 能の喪失につながる延性破壊や脆性破壊等の構造損傷の観点からフラジリティ評 価を実施する。また,電気盤類およびポンプ・弁等の動的機器は,事故シーケンス 評価上の要求機能に応じて構造損傷,動的機能限界や電気的機能限界等の機能損傷 の観点からフラジリティ評価を実施し,当該機器のフラジリティとして用いること とする。

なお、構造損傷に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部 位について耐震性評価が実施されるが、部位間で裕度(例えば、設計許容値/発生 値)が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類(引張応力・曲げ応力・組合せ 応力等)によって裕度が異なる。前述の各部位および各評価応力の種類の中から、 耐震性評価上厳しいものに着目しフラジリティ評価を実施する。

②フラジリティ評価方法の選択

フラジリティ評価方法として、「現実的耐力と現実的応答による方法(以下、「応 答解析に基づく方法」という。)」、「現実的耐力と応答係数による方法(以下、「原 研法に基づく方法」という。)」および「耐力係数と応答係数による方法(以下、「安 全係数法」という。)」の中から「安全係数法」を選択した。

「安全係数法」は十分精度のある設計応答を基に,不確実さの要因を既往知見に 基づく係数として積み上げて現実的応答を求める方法であり,不確実さ要因を考慮 した応答解析により現実的応答を直接求める手法と同等の結果が得られると考え られる。

なお、「安全係数法」は米国において、評価手法として提案され (*1)、約 40 プ ラントでの評価実績がある (*2-4)。

評価手法は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定(不確実さの設定、応答係数等)

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る 時点における最大加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大加 速度 *A* をフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量と して扱い、以下の式で表す。

$$A = Am \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで,

- *Am* :機器が損傷に達するときの地震動強さ(フラジリティ加速度) *A* の中央 値

フラジリティ加速度 A を累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。

なお、フラジリティ評価では、直接Am、 ε_R 、 ε_U からフラジリティ加速度を算 定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様に算定する。

$$Am = F \cdot A_d \quad \cdot \quad \cdot \quad \vec{\mathbf{x}} \quad (1)$$

ここで,

F : 安全係数(裕度)

A_d:基準地震動の最大加速度

式(1)の安全係数(裕度)は、式(2)のように基準とする地震動による現実 的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、式(3)のように評 価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合(応答に関する係数)と現実 的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する係数)に分離して評価する。

ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器応答係数 FRE と建屋応答係数 FRS に分割して評価する。

 $F = \frac{現実的な耐力}{現実的な応答} \cdot \cdot \cdot 式(2)$ $= \frac{設計応答値}{現実的な応答} \times \frac{現実的な耐力}{設計応答値}$ $\stackrel{...KF}{\longrightarrow} F_{RE} \cdot F_{RS} \cdot \cdot \cdot 式(3)$ ここで、 $F_{C} : 耐力係数$ $F_{RE} : 機器応答係数$

F_{RS}:建屋応答係数

耐力係数 F_c,機器応答係数 F_{RE}および建屋応答係数 F_{RS}は,それぞれ以下に示す 係数に分離して評価する。これらの係数は,フラジリティ評価上に存在する各種の 不確実さ要因を評価したものであり,全て対数正規分布する確率量と仮定する。不 確実さ要因の例を第 3.2.1.c-3-1 表に示す。

第3.2.1.c-3-1 表 現実的耐力および現実的応力の不確実さ要因の例

評価	方法	偶然的不確実さ($eta_{\scriptscriptstyle R}$)	認識論的不確実さ($eta_{\scriptscriptstyle U}$)			
楼兕囙篌文	現実的耐力	・機能試験データの統計的 精度	 ・構造材料定数 ・機能試験データの統計的 精度 			
1波和日日 不	現実的応答	・減衰定数 ・モード合成法	・床応答スペクトル ・減衰定数 ・解析モデルの評価法			

 $F_C = F_S \cdot F_\mu$ $\Xi \subset \mathcal{T},$

F_s:強度係数

F_u: 塑性エネルギー吸収係数

$$F_{RE} = F_{SA} \cdot F_D \cdot F_M \cdot F_{MC}$$

ここで,
 $F_{SA} : スペクトル形状係数$
 $F_D : 減衰係数$

 F_M :モデル化係数

 F_{MC} :モード合成係数

$$F_{RS} = F_1 \bullet F_2 \bullet F_3$$

ここで,

F₁:解放基盤表面の地震動に関する係数

- F₂:建屋への入力地震動に関する係数
- F,:建屋の地震応答に関する係数

建屋の応答係数について, 第3.2.1.c-3-2 表の値を使用する。

④フラジリティ評価における耐力情報

評価部位,損傷モード(評価応力の種類)は,評価対象において耐震性評価上厳

$3.2.1 \cdot 13$

しいものを選定した。耐力値は、評価部位に使用されている部材の、JSME 発電用 原子力設備規格設計・建設規格(2005 年版)(JSME S NC1-2005)に記載されている 許容値等を適用した。確率分布は、中央値に関する不確実さの要素について、加振 試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ として定量化して考慮 した。

⑤フラジリティ評価における応答情報

評価部位,損傷モード(評価応力の種類)は,評価対象において耐震性評価上厳 しいものを選定した。応答値は,地震動によってその部位にかかる応力等の地震応 答の計算値を設定した。確率分布については,中央値に関する不確実さの要素につ いて,加振試験結果や文献値,工学的判断等によって評価し, $\beta_R \cdot \beta_U$ として定量 化して考慮した。

⑥機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第3.2.1.a-3 表に示す。

機器フラジリティの評価対象は,評価対象の特徴を踏まえ,「大型機器」,「静的 機器」,「動的機器」,「電気盤・計装」および「配管」の5グループに分類した。ま た,グループごとに代表機器を抽出し,その評価の具体例を以下に示す。各グルー プの代表機器はFV 重要度を参照し抽出した。

(1) 大型機器 (RPV ペデスタル)

評価対象機器の諸元を以下に示す。

・評価対象機器 : RPV ペデスタル

- ·設置位置 : 原子炉建屋
- ・耐震クラス : S
- ・固有振動数 : 14.5Hz
- ・基準地震動 Ss に対する発生応力
- ・評価対象部位 : たてリブ
- ・評価応力 :組合せ応力

第 3.2.1. c-3-3 表に, RPV ペデスタルのたてリブの耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-3 表を基にフラジリティを算出した。

評価部位材料評価応力発生値
[MPa]評価基準値
[MPa]裕度たてリブSPV490組合せ
応力3734271.14

第3.2.1. c-3-3 表 RPV ペデスタルのたてリブの耐震性評価結果

a. 耐力係数 Fcの評価

(a) 強度係数 Fs の評価

本係数は,設計応力に対する限界強度の持つ裕度を評価するものであり, 次式により評価する。

$$F_{S} = \frac{\sigma_{C} - \sigma_{N}}{\sigma_{T} - \sigma_{N}}$$

 σ_c :限界応力の中央値

 σ_T : 地震時応力

 σ_N :通常運転時応力

たてリブの材質は SPV490 であることから,限界応力として JSME 発電用原 子力設備規格設計・建設規格(2005 年版) (JSME S NC1-2005)第 I 編付録図表 Part5 の設計降伏点 Sy=490 [MPa] (評価温度:常温(-30~40℃))を採用す る。規格値に含まれている余裕(Sy 値の 1.17 倍)を考慮して限界応力の中央 値とする。

 $\sigma_C = 1.17 \times \text{Sy} = 1.17 \times 490 = 573 \text{ [MPa]}$

なお,通常運転時応力は,耐震性評価において地震時応力を分離して評価 していないため0 [MPa]とする。

 $\sigma_N = 0$ [MPa]

以上より, 強度係数 Fsは, 以下の通りとなる。

$$F_{S} = \frac{\sigma_{C}}{\sigma_{T}} = \frac{1.17 \times Sy}{\sigma_{T}} = \frac{573}{373} = 1.54$$

不確実さは、限界応力の中央値 1.17×Sy に対して、規格値 Sy が 99%信頼 下限に相当すると考え、全てを認識論的不確実さ *β*₁₁ として評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{1.17 \times Sy}{Sy} \right) = 0.07$$

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_S = 1.54$$
, $\beta_R = 0.00$, $\beta_U = 0.07$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 F_µの評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

本評価対象は鋼材の支持構造物であり,支持機能を喪失するまでの塑性変形 を許容できると考える。また強度係数 Fsの評価において,限界応力の中央値 を Sy にて算定しているため、本係数を考慮する。

本係数は,建物・構築物の変形能力による地震エネルギー吸収能力などに応 じた低減係数である構造特性係数 Ds と逆数の関係にあることから,次式によ り評価する。

$$F_{\mu} = \frac{1}{D_{S}}$$

なお、「鋼板コンクリート構造物耐震設計技術指針 建物・構築物編 (JEAG4618-2005)」を参考に RPV ペデスタルの構造特性係数 D_s=0.45 とした。 不確実さは、地震 PSA 学会標準に示された BWR 型プラント原子炉建屋のフラ ジリティ評価結果を用いた。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{\mu} = \frac{1}{D_s} = \frac{1}{0.45} = 2.22$$
, $\beta_R = \beta_U = 0.10$

- b. 機器応答係数 FREの評価
- (a) スペクトル形状係数 Fsa の評価

本係数は,設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価 するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を 第3.2.1.c-3-1 図に示す。

拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度 拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度

本評価対象は、時刻歴応答解析により評価しており、床応答スペクトルを用 いないことから、本係数は考慮しない。

以上より,本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{SA} = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(b) 減衰係数 Fp の評価

本係数は、設計で用いられる減衰定数に含まれる裕度を評価するものであ り, 次式により評価する。なお, 減衰係数の概念図を第3.2.1.c-3-2 図に示 す。

$$F_{D} = \frac{$$
設計用減衰定数による応答値}
減衰定数の中央値による応答値

ただし、本評価対象の設計用減衰定数および減衰定数の中央値は同一(5.0%)

3.2.1-16

と考え、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_D = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(c)モデル化係数 FM の評価

本係数は,機器の解析モデル化に含まれる裕度を評価するものであり,次 式により評価する。

2 設計解析モデルによる応答加速度

ただし、本評価対象の解析モデル化は妥当であり、解析モデルから得られ る応答は中央値に相当すると考える。

また、本評価対象は柔な機器であり、耐震性評価は多質点系モデルを用いて行われていることから、不確実さは Kennedy の研究結果^(*1)を用いた。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_M = 1.00$, $\beta_R = 0.00$, $\beta_U = 0.15$

(d)モード合成係数 FMC の評価

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析のモード合成に含まれる裕度を評価するものである。

本評価対象は、時刻歴応答解析により評価しており、モード合成を行って いないため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{MC} = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

c. 建屋応答係数 F_{RS}の評価

建屋応答に関する各係数は第 3.2.1.c-3-2 表に示す建屋の応答係数を用いる。 (a)解放基盤表面の地震動に関する係数 F₁の評価

本係数は,基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。 本評価では,解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。 第3.2.1.c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお,スペクトル形状係数は,基準とする地震動のスペクトルと一様ハザー ドスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を,次式により評価する。

スペクトル形状係数 = <u>基準とする地震動の応答加速度</u> 一様ハザードスペクトルの応答加速度

また,不確実さは地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮され るため,本係数では考慮しない。

$3.2.1 \cdot 17$

サブ応答係数 F₁は,本評価対象を含む原子炉圧力容器系連成地震応答解析の 固有周期に対応した値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_1 = 0.63$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(b)建屋への入力地震動に関する係数 F2の評価

本係数は,地盤モデルに関する設計上の裕度および基礎による入力損失に関 する設計上の裕度を評価するものである。

中央値は,設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F2 および建屋の地震応答に関する係数 F3 を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_2 = 1.00$, $\beta_R = 0.20$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \ge \beta_U$ はF₃と共通)

(c)建屋の地震応答に関する係数 F3の評価

本係数は,建屋振動モデルに関する設計上の裕度,地盤-建屋連成系モデル に関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度 を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤 の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違 がないことおよび一般的に建屋の非線形化により、線形時よりも応答加速度が 低減される傾向があることから、1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関 する係数 F₂および建屋の地震応答に関する係数 F₃を併せてひとつの値として 評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_3 = 1.00$, $\beta_R = 0.20$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \ge \beta_U$ は F₂ と共通)

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1. c-3-4 表に示す。これらの結果より、RPV ペデス タルのフラジリティ加速度の中央値Am,その不確実さ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-4 図に示す。

$3.2.1 \cdot 18$

$$Am = 2.65 \quad [G]$$

$$\beta_R = 0.22, \quad \beta_U = 0.24$$

$$HCLPF = Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$$

$$= 2.65 \times \exp\{-1.65 \times (0.22 + 0.24)\}$$

$$= 1.24 \quad [G]$$

第3.2.1.c-3-4 表 RPV ペデスタル 安全係数評価結果の一覧

Fs	F_{μ}	F _{SA}	FD	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	Median	
$\beta_{\scriptscriptstyle R}$ $\beta_{\scriptscriptstyle R}$		$\beta_{\scriptscriptstyle R}$	HCLPF							
$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	
1.54	2.22	1.00	1.00	1.00	1.00	0.63	1.00		2.65	
0.00	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20		0.22	1.24
0.07	0.10	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.15		0.24	

なお, RPV ペデスタルは決定論的評価において,実際には交番荷重である地震荷重 を,静的に最大荷重が負荷されている状態を想定して評価していることから,上記 のフラジリティ評価結果も保守性を有しており,現実的な耐性が PRA の結果に現れ ているものではないと考える。(添付資料 3.2.1.c-1)

(2)静的機器(原子炉補機冷却水系熱交換器)

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ·評価対象機器 : 原子炉補機冷却水系熱交換器
- ・設置位置 : タービン建屋 T.M.S.L. 4.9m
- ・耐震クラス :S
- ・固有振動数 : 20Hz 以上
- ・基準地震動 Ss に対する発生応力
- ・評価対象部位 : 耐震強化サポート
- ・評価応力 : 組合せ応力

第 3.2.1. c-3-5 表に, 原子炉補機冷却水系熱交換器の耐震強化サポートの耐 震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-5 表を基にフラジリティを算出した。

第3.2.1.c-3-5 表 原子炉補機冷却水系熱交換器の耐震強化サポートの耐震性評価

評価部位	材料	評価応力	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
耐震強化 サポート	SPV490	組合せ 応力	334	420	1.25

結果

a. 耐力係数 Fcの評価

(a) 強度係数 Fs の評価

本係数は,設計応力に対する限界強度の持つ裕度を評価するものであり, 次式により評価する。

$$F_{S} = \frac{\sigma_{C} - \sigma_{N}}{\sigma_{T} - \sigma_{N}}$$

ここで,

 σ_{c} :限界応力の中央値

 σ_{T} : 地震時応力

 σ_N :通常運転時応力

耐震強化サポートの材質は SPV490 であることから,限界応力として JSME 発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005 年版)(JSME S NC1-2005)第 I 編付録図表 Part5 の設計引張強さ Su=600.5 [MPa] (評価温度:50℃)を採 用する。規格値に含まれている余裕(Su 値の 1.17 倍)を考慮して限界応力 の中央値とする。

 $\sigma_C = 1.17 \times \text{Su} = 1.17 \times 600.5 = 702 \text{ [MPa]}$

なお,通常運転時応力は,耐震性評価において地震時応力を分離して評価 していないため0 [MPa]とする。

 $\sigma_N = 0$ [MPa]

以上より, 強度係数 Fsは, 以下の通りとなる。

 $F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.17 \times Su}{\sigma_T} = \frac{702}{334} = 2.10$

不確実さは,限界応力の中央値 1.17×Su に対して,規格値 Su が 99%信頼 下限に相当すると考え,全てを認識論的不確実さβ₁₁として評価した。

 $\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{1.17 \times Su}{Su} \right) = 0.07$ 以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。 $F_S = 2.10$ 、 $\beta_R = 0.00$ 、 $\beta_U = 0.07$ (b) 塑性エネルギー吸収係数 Fuの評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

本評価対象は鋼材の支持構造物であり,支持機能を喪失するまでの塑性変形 を許容できると考えるが、強度係数 Fsの評価において、限界応力の中央値を 弾塑性範囲までを一括考慮している Su にて算定しているため、本係数は考慮 しない。

以上より,本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{\mu} = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

b. 機器応答係数 FRE の評価

(a) スペクトル形状係数 Fsa の評価

本係数は,設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価 するものであり, 次式により評価する。なお, スペクトル形状係数の概念図を 第3.2.1.c-3-1 図に示す。

ただし、本評価対象は剛であり、床応答スペクトルを用いないことから、本 係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{SA} = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(b)減衰係数 Fpの評価

本係数は、設計で用いられる減衰定数に含まれる裕度を評価するものであ り, 次式により評価する。なお, 減衰係数の概念図を第3.2.1.c-3-2 図に示 す。

 $F_{D} = \frac{$ 設計用減衰定数による応答値} 減衰定数の中央値による応答値

ただし、本評価対象は剛であり、本係数は考慮しない。 以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_D = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(c)モデル化係数 FMの評価

本係数は、機器の解析モデル化に含まれる裕度を評価するものであり、次 式により評価する。

 $F_M = \frac{設計解析モデルによる応答加速度}{現実的解析モデルによる応答加速度}$

ただし、評価対象の解析モデル化は妥当であり、解析モデルから得られる 応答は中央値に相当すると考える。

本評価対象は剛であり、現実的な応答は1次の振動モードが支配的で、解 析モデルから得られる応答の不確実さは小さいと考え,不確実さは考慮しな 11

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_M = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(d) モード合成係数 F_{MC}の評価

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析 のモード合成に含まれる裕度を評価するものである。

本評価対象は剛であり、モーダル解析による評価では無いことから本係数 は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{MC} = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

c. 建屋応答係数 Frsの評価

建屋応答に関する各係数は第 3.2.1.c-3-2 表に示す建屋の応答係数を用いる。 (a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F1 の評価

本係数は、基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。 本評価では、解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。 第3.2.1.c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお、スペクトル形状係数は、基準とする地震動のスペクトルと一様ハザー ドスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を,次式により評価する。

スペクトル形状係数 = <u>基準とする地震動の応答加速度</u> 一様ハザードスペクトルの応答加速度

また、不確実さは地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮され るため、本係数では考慮しない。

本評価対象は、タービン建屋に設置される剛な機器であることから、サブ応 答係数 F₁はタービン建屋の一次固有周期に対応した値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_1 = 0.70$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(b)建屋への入力地震動に関する係数 F2の評価

本係数は,地盤モデルに関する設計上の裕度および基礎による入力損失に関 する設計上の裕度を評価するものである。

中央値は,設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F₂および建屋の地震応答に関する係数 F₃を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_2 = 1.00$, $\beta_R = 0.20$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \ge \beta_U$ はF₃と共通)

(c)建屋の地震応答に関する係数 F3の評価

本係数は,建屋振動モデルに関する設計上の裕度,地盤-建屋連成系モデル に関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度 を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤 の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違 がないことおよび一般的に建屋の非線形化により、線形時よりも応答加速度が 低減される傾向があることから、1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関 する係数 F₂および建屋の地震応答に関する係数 F₃を併せてひとつの値として 評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_3 = 1.00$, $\beta_R = 0.20$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \ge \beta_U$ は F₂ と共通)

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-6 表に示す。これらの結果より、原子炉補 機冷却水系熱交換器のフラジリティ加速度の中央値 Am、その不確実さ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-5 図に示す。

$$Am = 1.81 \ [G]$$

$$\beta_R = 0.20, \quad \beta_U = 0.17$$

$$HCLPF = Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$$

$$= 1.81 \times \exp\{-1.65 \times (0.20 + 0.17)\}$$

$$= 0.98 \ [G]$$

-										
Fs	F_{μ}	F_{SA}	FD	Fм	F _{MC}	F_1	F ₂	F ₃	Median	
$\beta_{\scriptscriptstyle R}$	HCLPF									
$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	
2.10	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.70	1.	00	1.81	
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20		0.20	0.98
0.07	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.	15	0.17	

第3.2.1.c-3-6 表 原子炉補機冷却水系熱交換器 安全係数評価結果の一覧

(3)動的機器(残留熱除去系電動弁)

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- 評価対象機器:残留熱除去系電動弁
- ・設置位置 : 原子炉建屋 T.M.S.L. 1.2m
- ・耐震クラス : S
- ・固有振動数:4.44Hz(1次)
- ・基準地震動 Ss に対する応答加速度:
 - 水平方向 6.0G
 - 鉛直方向 3.7G

機能維持確認済加速度:

水平方向 10.0G (*5)

鉛直方向 10.0G^(*5)

水平方向と鉛直方向の応答加速度に対して動的機能維持評価を行うが、ここで は HCLPF が小さい水平方向についての評価を示す。

a. 耐力係数 Fc の評価

(a) 強度係数 Fs の評価

本係数は,応答加速度に対する試験加速度の持つ裕度を評価するものであり, 次式により評価する。

 $F_s = {$ 損傷加速度中央値 応答加速度

弁のように、構造強度のみでなく動的機能維持が必要な機器については、試 験加速度(機能維持確認済加速度など)に基づきフラジリティ評価を行う。本 対象機器においては構造強度評価のフラジリティと比較し, HCLPF が低い動的 機能維持評価を代表とする。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見ら れないことから、試験加速度が5%の損傷確率、95%の信頼度の加速度に相当す ると考え、地震 PSA 学会標準を参考に試験加速度を 1/0.9 倍した値が現実的耐

3.2.1 - 24

力の中央値に相当すると考える。

不確実さは損傷加速度中央値と機能維持確認済加速度の関係より求める。損 傷加速度中央値と機能維持確認済加速度の関係は以下の通りである。

損傷加速度中央値=機能維持確認済加速度× exp $(1.65 \times (\beta_{R} + \beta_{U}))$ なお、偶然的不確実さ β_{R} と認識論的不確実さ β_{U} は等しいとして評価する。 以上より,本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{S} = \frac{\cancel{H}(\cancel{B}m)\underline{x}\underline{E}\underline{P} + \cancel{M}\underline{u}\underline{R}}{\overrightarrow{K}} = \frac{\cancel{H}(\cancel{B}m)\underline{x}\underline{E}\underline{P} + \cancel{M}\underline{u}\underline{R}}{\overrightarrow{K}} = \frac{\cancel{H}(\cancel{B}m)\underline{x}\underline{E}\underline{R}}{\overrightarrow{K}} = \frac{\cancel{H}(\cancel{B}m)\underline{x}\underline{E}\underline{R}}{\cancel{K}} = \frac{\cancel{H}(\cancel{B}m)\underline{x}\underline{E}\underline{R} = \frac{\cancel{H}(\cancel{B}m)\underline{R}}{\cancel{K}} = \frac{\cancel{H}(\cancel{B}m)\underline{R}}{\underline{R}} = \frac{\cancel{H}(\underline{B}m)\underline{R}} = \frac{\cancel{H}($$

(b)塑性エネルギー吸収係数 Fµの評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。 動的機器において、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定出来ないため、 本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{\mu} = 1.00$$
, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

b.機器応答係数 FREの評価

(a) スペクトル形状係数 Fsa の評価

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価 するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を 第3.2.1.c-3-1 図に示す。

 $F_{SA} = \frac{ 拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度}$ 拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度

拡幅前後の応答スペクトルの比率(拡幅後/拡幅前)は、サイト・プラント によらず有意な差はないと考えられる為, 代表プラントで評価した値を共通値 として用いる。

代表プラントでの応答加速度比は、機器の主要周期帯である 0.05~0.1 秒に 対して 1.1~1.4 であり、この知見からスペクトル形状係数の中央値を算定す る。

不確実さは、応答スペクトル比率の最小値と最大値がそれぞれ中央値に対し て-95%下限値と+95%上限値に相当するものとみなし算定する。なお、不確実さ

3.2.1 - 25

は各機器に対して一般値として適用する為,全てを認識論的不確実さ β_{II} とす る。

$$F_{SA} = \sqrt{1.1 \times 1.4} = 1.24$$
$$\beta_U = \frac{1}{1.65 \times 2} \ln\left(\frac{1.4}{1.1}\right) = 0.07$$

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{SA} = 1.24$, $\beta_R = 0.00$, $\beta_U = 0.07$

(b)減衰係数 Fpの評価

本係数は,設計で用いられる減衰定数に含まれる裕度を評価するものであり, 次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第3.2.1.c-3-2 図に示す。

 $F_D = \frac{$ 設計用減衰定数による応答値} 減衰定数の中央値による応答値

評価対象の配管系は"スナッバおよび架構レストレイント支持主体の配管系 で、支持具(スナッバ又は架構レストレイント)の数が4個以上のもの"(配 管区分:I)に該当する保温材なしの配管系に接続される弁であり、設計用減 衰定数 2.0%, 振動試験データから求められる減衰定数の中央値 6.1%とから, 次に示す Newmark の応答倍率式^(*6)を用いて評価する。

応答值 = $3.21 - 0.68 \ln(h)$

ここで,

h: 減衰定数 (%)

不確実さについては,設計用減衰定数が振動試験による減衰データの下限値 として用いられている為,設計用減衰定数による応答値を減衰定数の中央値に よる応答の 99%上限値と考え算定する。また、偶然的不確実さ β_Rと認識論的 不確実さ β_U が等しいとして評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \ln(2.0)}{3.21 - 0.68 \ln(6.1)} = 1.38$$
$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln\left(\frac{3.21 - 0.68 \ln(2.0)}{3.21 - 0.68 \ln(6.1)}\right) = 0.10$$

(c)モデル化係数 FM の評価

本係数は、機器の解析モデル化に含まれる裕度を評価するものであり、次式 により評価する。

$$F_M = \frac{設計解析モデルによる応答加速度}{現実的解析モデルによる応答加速度}$$
ただし,評価対象の解析モデル化は妥当であり,解析モデルから得られる応 答は中央値に相当すると考える。

また,本評価対象は柔な機器であり,耐震性評価は多質点系モデルを用いて 行われていることから,不確実さは Kennedy の研究結果^(*1)を用いた。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_M = 1.00$, $\beta_R = 0.00$, $\beta_U = 0.15$

(d)モード合成係数 F_{MC}の評価

本係数は,モーダル解析により地震応答を評価する場合に,モーダル解析の モード合成に含まれる裕度を評価するものである。

中央値および不確実さは地震 PSA 学会標準を参考にする。なお,不確実さは 解析手法が本質的に持つものである為,全て偶然的不確実さβ_Rとする。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{MC} = 1.03$, $\beta_R = 0.13$, $\beta_U = 0.00$

c.建屋応答係数 FRSの評価

建屋応答に関する各係数は第3.2.1.c-3-2表に示す建屋の応答係数を用いる。

(a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F1 の評価

本係数は,基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。 本評価では,解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。 第3.2.1.c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお,スペクトル形状係数は,基準とする地震動のスペクトルと一様ハザー ドスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を,次式により評価する。

スペクトル形状係数 = <u>基準とする地震動の応答加速度</u> 一様ハザードスペクトルの応答加速度

また,不確実さは地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮され るため、本係数では考慮しない。

本評価対象は、原子炉建屋に設置される柔な弁であることから、サブ応答係 数 F₁は弁の固有周期が属する周期帯に対応した値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_1 = 0.65$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F2の評価

本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度および基礎による入力損失に関する設計上の裕度を評価するものである。

中央値は,設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F₂および建屋の地震応答に関する係数 F₃を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_2 = 1.00$, $\beta_R = 0.20$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \geq \beta_U$ はF₃と共通)

(c)建屋の地震応答に関する係数 F3の評価

本係数は,建屋振動モデルに関する設計上の裕度,地盤-建屋連成系モデル に関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度 を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび一般的に建屋の非線形化により、線形時よりも応答加速度が 低減される傾向があることから、1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関 する係数 F₂および建屋の地震応答に関する係数 F₃を併せてひとつの値として 評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_3 = 1.00$, $\beta_R = 0.20$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \ge \beta_U$ は F₂ と共通)

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-7 表に示す。これらの結果より、残留熱除 去系電動弁のフラジリティ加速度の中央値Am、その不確実さ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-6 図に示す。

$$Am = 2.61 \ [G]$$

$$\beta_R = 0.26, \quad \beta_U = 0.25$$

$$HCLPF = Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$$

$$= 2.61 \times \exp\{-1.65 \times (0.26 + 0.25)\}$$

$$= 1.13 \ [G]$$

第3.2.1.c-3-7 表 残留熱除去系電動弁 安全係数評価結果の一覧

Fs	F_{μ}	F _{SA}	FD	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	Median	
$\beta_{\scriptscriptstyle R}$	HCLPF									
$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	β_{U}	β_{U}	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	
1.85	1.00	1.24	1.38	1.00	1.03	0.65	1.	00	2.61	
0.03	0.00	0.00	0.10	0.00	0.13	0.00	0.1	20	0.26	1.13
0.03	0.00	0.07	0.10	0.15	0.00	0.00	0.	15	0.25	

(4)電気・計装品(直立盤)

評価対象機器の諸元および耐震評価結果を以下に示す。

- •評価対象機器:安全保護系盤 区分 I
- ・設置位置:コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m
- ・耐震クラス :S
- ・固有振動数 : 20Hz 以上
- ・基準地震動Ssに対する応答加速度:

水平方向 1.29G

鉛直方向 0.90G

•機能確認済加速度:

水平方向 5.88G (*7) 鉛直方向 (* 8)

水平方向と鉛直方向の入力加速度に対して機能評価を実施しているが、ここで は HCLPF 値が小さい鉛直方向についての評価結果を示す。

a. 耐力係数 Fcの評価

(a)強度係数 Fsの評価

本係数は、応答加速度に対する試験加速度の持つ裕度を評価するものであ り, 次式により評価する。

 $F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{応答加速度}$

構造強度のみでなく電気的機能維持が必要な電気・計装品については、試 験加速度(機能確認済加速度など)に基づきフラジリティ評価を行う。本評 価対象においては、構造損傷におけるフラジリティ評価結果と機能損傷にお けるフラジリティ評価結果を比較し、HCLPF 値が低い機能損傷におけるフラ

3.2.1 - 29

ジリティ評価結果を代表とする。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見 られないことから、以下に示す方法(ここでは、「β設定法」と呼ぶ。)によ り誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

[β設定法の概要]

フラジリティ評価において, HCLPF は次式により評価される。

 $HCLPF = Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$

ここで, Am:フラジリティ加速度の中央値

上式より,

 $Am = HCLPF \times \exp\{1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$

これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値と HCLPF の関係は次式 により表される。

損傷加速度の中央値=損傷加速度の*HCLPF*×exp{ $1.65\times(\beta_{R}+\beta_{U})$ }

従って、"損傷加速度の HCLPF=試験加速度"とし、不確実さ β_R および β_U を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定できる。

なお,既往の電気品の試験結果 ^(*9)より,電気品の誤動作に関する不確実 さは, $\beta_R = 0.10$, $\beta_U = 0.20$ 程度と考えられる。

従って,直立盤の損傷加速度中央値は、 β 設定法に基づき以下の通りとなる。 損傷加速度の中央値=試験加速度× $\exp\{1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$

 $= 2.00 \times \exp\{1.65 \times (0.10 + 0.20)\}\$

= 3.28G

以上より、本係数および不確実さは以下の値となる。

$$F_s = \frac{損傷加速度中央値}{応答加速度} = \frac{3.28}{0.90} = 3.64$$

$$\beta_R = 0.10$$
, $\beta_U = 0.20$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_µ

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

電気・計装品については,弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できな いため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$3.2.1 \cdot 30$

$$F_{\mu} = 1.00$$
, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

b. 機器の応答係数 Free

(a) スペクトル形状係数 F_{SA}

本係数は,設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価 するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を 第3.2.1.c-3-1 図に示す。

 $F_{SA} = \frac{ 拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度}$ 拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度

ただし、本評価対象は剛であり、床応答スペクトルを用いないことから本係 数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{SA} = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(b)設計用減衰定数に関する減衰係数 Fp

本係数は、機器損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕 度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1.c-3-2 図に示す。

 $F_D = \frac{設計用減衰定数での応答値}{減衰定数の中央値での応答値}$

ただし、本評価対象は剛であるため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_D = 1.00$$
, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(c)機器のモデル化に関する係数 FM

本係数は、機器の解析モデル化に含まれる裕度を評価するものであり、次式 により評価する。

 $F_M = \frac{$ 設計解析モデルによる応答加速度 現実的解析モデルによる応答加速度

ただし、本評価対象の機能損傷による評価は試験加速度値を採用しており、 解析モデル等を構築した評価では無いことから本係数は考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_M = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(d)モード合成法に関する係数 Fue

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析の

3.2.1 - 31

モード合成に含まれる裕度を評価するものである。

本評価対象は剛であり、モーダル解析による評価では無いことから本係数は 考慮しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{MC} = 1.00$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

c. 建屋応答係数 Frs

建屋応答に関する各係数は第3.2.1.c-3-2 表に示す建屋の応答係数を用いる。 (a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F1 の評価

本係数は、基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。 本評価では、解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。 第3.2.1.c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお、スペクトル形状係数は、基準とする地震動のスペクトルと一様ハザー ドスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を,次式により評価する。

スペクトル形状係数= 基準とする地震動の応答加速度 一様ハザードスペクトルの応答加速度

また、不確実さは地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮され るため、本係数では考慮しない。

本評価対象は、コントロール建屋に設置される剛な機器であることから、サ ブ応答係数 F1 はコントロール建屋の一次固有周期に対応した値として評価す る。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_1 = 0.84$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(b)建屋への入力地震動に関する係数 F2の評価

本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度および基礎による入力損失に関 する設計上の裕度を評価するものである。

中央値は,設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよ び基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関す る係数 F2 および建屋の地震応答に関する係数 F3 を併せてひとつの値として評 価する。

以上より,本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_2 = 1.00$, $\beta_R = 0.10$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \geq \beta_U$ は F₃ と共通)

(c)建屋の地震応答に関する係数 F3の評価

本係数は,建屋振動モデルに関する設計上の裕度,地盤-建屋連成系モデル に関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度 を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび鉛直方向の建屋の非線形応答は考慮しないことから、1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関 する係数 F₂および建屋の地震応答に関する係数 F₃を併せてひとつの値として 評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_3 = 1.00$, $\beta_R = 0.10$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \succeq \beta_U$ は $F_2 \succeq 共通$)

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、直立盤のフラジリティ 加速度の中央値 Am、その不確実さ $\beta_R \cdot \beta_U$ および HCLPF は、以下の通りとなる。

また,フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-7図に示す。

Am = 3.77[G] $\beta_R = 0.14, \quad \beta_U = 0.25$ $HCLPF = Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$ $= 3.77 \times \exp\{-1.65 \times (0.14 + 0.25)\}$ = 1.98[G]

第3.2.1.c-3-8 表 直立盤(鉛直方向)安全係数評価結果の一覧(機能損傷)

	Median	F ₃	F ₂	F_1	F _{MC}	F _M	F _D	F _{SA}	F_{μ}	F_S
HCLPF	$\beta_{\scriptscriptstyle R}$									
	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$
	3.77	.00	1.	0.84	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	3.64
1.98	0.14	10	0.	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.10
	0.25	15	0.	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.20

なお,直立盤のフラジリティ評価に用いている機能確認済加速度は完全に機能喪失 する状態までを検証した結果ではないことから,現実的な直立盤の機能喪失状態が PRAの結果に現れているものではないと考える。(添付資料 3.2.1.c-1) (5) 配管(原子炉補機冷却水系配管)

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ·評価対象機器 : 原子炉補機冷却水系配管
- ・設置位置 : タービン建屋および連絡トレンチ T.M.S.L. -3.5m
- ・耐震クラス : S
- ・固有振動数:5.88Hz(1次)
- ・基準地震動 Ss に対する発生応力
- ·評価対象部位:配管本体
- ・評価応力 :1次応力

第 3.2.1. c-3-9 表に, 原子炉補機冷却水系配管の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-9 表を基にフラジリティを算出した。

第3.2.1.c-3-9 表 原子炉補機冷却水系配管の耐震性評価結果

評価部位	材料	評価応力	発生値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	裕度
配管本体	SM400C	1 次応力	260	344	1.32

a. 耐力係数 Fcの評価

(a) 強度係数 Fs の評価

本係数は、設計応力に対する限界強度の持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_{S} = \frac{\sigma_{C} - \sigma_{N}}{\sigma_{T} - \sigma_{N}}$$

ここで,

 σ_{C} :限界応力の中央値

 σ_{T} : 地震時応力

 σ_N :通常運転時応力

本評価対象の材質は SM400C であることから,限界応力として JSME 発電用 原子力設備規格設計・建設規格(2005 年版)(JSME S NC1-2005)第 I 編付録図 表 Part5 の設計引張強さ Su=383 [MPa](評価温度:70℃)を採用する。規格 値に含まれている余裕(Su 値の 1.17 倍)を考慮して限界応力の中央値とする。

 $\sigma_{C} = 1.17 \times \text{Su} = 1.17 \times 383 = 448 \text{ [MPa]}$

なお,通常運転時応力は,耐震性評価において地震時応力を分離して評価していないため0 [MPa]とする。

 $\sigma_N = 0$ [MPa]

以上より、強度係数 Fsは、以下の通りとなる。

$$F_{S} = \frac{\sigma_{C}}{\sigma_{T}} = \frac{1.17 \times Su}{\sigma_{T}} = \frac{448}{260} = 1.72$$

不確実さは,限界応力の中央値 1.17×Su に対して,規格値 Su が 99%信頼下 限に相当すると考え,全てを認識論的不確実さ *β*₁₁ として評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{1.17 \times Su}{Su} \right) = 0.07$$

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_S = 1.72$, $\beta_R = 0.00$, $\beta_U = 0.07$

(b) 塑性エネルギー吸収係数 Fuの評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収に関する裕度を評価する。

本評価対象は鋼材の配管であり、バウンダリ機能を喪失するまでの塑性変形 を許容できると考えるが、強度係数 Fsの評価において、限界応力の中央値を 弾塑性範囲までを一括考慮している Su にて算定しているため、本係数は考慮 しない。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_{\mu} = 1.00$$
, $\beta_{R} = \beta_{U} = 0.00$

b.機器応答係数 FRE の評価

(a) スペクトル形状係数 Fsa の評価

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価 するものであり, 次式により評価する。なお, スペクトル形状係数の概念図を 第3.2.1.c-3-1 図に示す。

 $F_{SA} = \frac{ 拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度}$ 拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度

拡幅前後の応答スペクトルの比率(拡幅後/拡幅前)は、サイト・プラント によらず有意な差はないと考えられる為, 代表プラントで評価した値を共通値 として用いる。

代表プラントでの応答加速度比は、機器の主要周期帯である 0.05~0.1 秒に 対して 1.1~1.4 であり、この知見からスペクトル形状係数の中央値を算定す る。

不確実さは、応答スペクトル比率の最小値と最大値がそれぞれ中央値に対し て-95%下限値と+95%上限値に相当するものとみなし算定する。なお、不確実さ は各機器に対して一般値として適用する為,全てを認識論的不確実さ β_{II} とす る。

$$F_{SA} = \sqrt{1.1 \times 1.4} = 1.24$$
$$\beta_U = \frac{1}{1.65 \times 2} \ln\left(\frac{1.4}{1.1}\right) = 0.07$$

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{SA} = 1.24$, $\beta_R = 0.00$, $\beta_U = 0.07$

(b)減衰係数 F_Dの評価

本係数は,設計で用いられる減衰定数に含まれる裕度を評価するものであり,次式により評価する。なお,減衰係数の概念図を第 3.2.1.c-3-2 図に示す。

 $F_{D} = \frac{$ 設計用減衰定数による応答値 減衰定数の中央値による応答値

評価対象の配管系は"スナッバおよび架構レストレイント支持主体の配管 系で、支持具(スナッバ又は架構レストレイント)の数が4個以上のもの"(配 管区分:I)に該当する保温材なしの配管系であり、設計用減衰定数 2.0%、 試験データから求められる減衰定数の中央値 6.1%とから、次に示す Newmark の応答倍率式^(*6)を用いて評価する。

応答值 = 3.21-0.68 ln(h)

ここで,

h : 減衰定数 (%)

不確実さについては,設計用減衰定数が振動試験による減衰データの下限値 として用いられている為,設計用減衰定数による応答値を減衰定数の中央値に よる応答の 99%上限値と考え算定する。また,偶然的不確実さ β_R と認識論的不 確実さ β_U が等しいとして評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \ln(2.0)}{3.21 - 0.68 \ln(6.1)} = 1.38$$
$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{2.33 \times \sqrt{2}} \ln\left(\frac{3.21 - 0.68 \ln(2.0)}{3.21 - 0.68 \ln(6.1)}\right) = 0.10$$

(c)モデル化係数 FMの評価

本係数は,機器の解析モデル化に含まれる裕度を評価するものであり,次 式により評価する。

 $F_M = { 設計解析モデルによる 応答加速度$ 現実的解析モデルによる応答加速度

評価対象の解析モデル化は妥当であり、解析モデルから得られる応答は

$3.2.1 \cdot 36$

中央値に相当すると考える。

また、本評価対象は柔な機器であり、耐震性評価は多質点系モデルを用い て行われていることから、不確実さは Kennedy の研究結果^(*1)を用いた。 以上より,本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_M = 1.00$, $\beta_R = 0.00$, $\beta_U = 0.15$

(d) モード合成係数 Fmc の評価

本係数は、モーダル解析により地震応答を評価する場合に、モーダル解析 のモード合成に含まれる裕度を評価するものである

中央値および不確実さは地震 PSA 学会標準を参考にする。なお、不確実さ は解析手法が本質的に持つものである為、全て偶然的不確実さ β_{R} とする。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_{MC} = 1.03$, $\beta_R = 0.13$, $\beta_U = 0.00$

c.建屋応答係数 Frsの評価

建屋応答に関する各係数は第3.2.1.c-3-2表に示す建屋の応答係数を用いる。 (a) 解放基盤表面の地震動に関する係数 F1の評価

本係数は、基準とする地震動のスペクトルが持つ裕度を評価するものである。 本評価では、解放基盤表面における地震動のスペクトル形状係数を考慮する。 第3.2.1.c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

なお、スペクトル形状係数は、基準とする地震動のスペクトルと一様ハザー ドスペクトルの建屋または機器の固有周期における比を,次式により評価する。

スペクトル形状係数 = <u>基準とする地震動の応答加速度</u> 一様ハザードスペクトルの応答加速度

また、不確実さは地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮され るため、本係数では考慮しない。

本評価対象は、タービン建屋および連絡トレンチに設置される柔な配管であ ることから、サブ応答係数 F1 は配管の固有周期が属する周期帯に対応した値 として評価する。

以上より,本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_1 = 0.69$, $\beta_R = \beta_U = 0.00$

(b) 建屋への入力地震動に関する係数 F₂の評価

本係数は、地盤モデルに関する設計上の裕度および基礎による入力損失に関 する設計上の裕度を評価するものである。

中央値は,設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび基礎の拘束効果による入力損失の影響が小さいことから1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関する係数 F₂および建屋の地震応答に関する係数 F₃を併せてひとつの値として評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_2 = 1.00$, $\beta_R = 0.20$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \geq \beta_U$ はF₃と共通)

(c)建屋の地震応答に関する係数 F3の評価

本係数は,建屋振動モデルに関する設計上の裕度,地盤-建屋連成系モデル に関する設計上の裕度および建屋の非線形応答による機器入力に関する裕度 を評価する。

中央値は、柏崎刈羽サイトが軟質岩盤サイトであり、建屋応答に与える地盤の影響が支配的であること、設計地盤物性と中央値地盤物性ではほとんど相違がないことおよび一般的に建屋の非線形化により、線形時よりも応答加速度が 低減される傾向があることから、1.00とする。

不確実さは、地震 PSA 学会標準を参考に設定し、建屋への入力地震動に関 する係数 F₂および建屋の地震応答に関する係数 F₃を併せてひとつの値として 評価する。

以上より、本係数および不確実さは以下の値とする。

 $F_3 = 1.00$, $\beta_R = 0.20$, $\beta_U = 0.15$ ($\beta_R \geq \beta_U$ はF₂と共通)

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1. c-3-10 表に示す。これらの結果より, 原子炉補 機冷却水系配管のフラジリティ加速度の中央値Am, その不確実さ $\beta_R \cdot \beta_U$ お よび HCLPF は, 以下の通りとなる。

$$Am = 2.58 \quad [G]$$

$$\beta_R = 0.26, \quad \beta_U = 0.25$$

$$HCLPF = Am \times \exp\{-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)\}$$

$$= 2.58 \times \exp\{-1.65 \times (0.26 + 0.25)\}$$

$$= 1.11 \quad [G]$$

Fs	F_{μ}	FSA	FD	F _M	F _{MC}	F_1	F_2	F ₃	Median	
$\beta_{\scriptscriptstyle R}$	HCLPF									
$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$eta_{\scriptscriptstyle U}$	$\beta_{\scriptscriptstyle U}$	
1.72	1.00	1.24	1.38	1.00	1.03	0.69	1.	00	2.58	
0.00	0.00	0.00	0.10	0.00	0.13	0.00	0.	20	0.26	1.11
0.07	0.00	0.07	0.10	0.15	0.00	0.00	0.	15	0.25	

第3.2.1.c-3-10 表 原子炉補機冷却水系配管 安全係数評価結果の一覧

- * 1 : R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, "Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies", Nuclear Engineering and Design 79(1984)
- * 2 : R. Kassawara, EPRI Report 1003121, "Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations", Electric Power Research Institute, December 2001
- *3:Westinghouse Electric Company, "AP1000 Design Control Document", December 2011 (年・月は、AP1000 標準設計認証修正版の NRC 認可時期を示す)
- * 4 : General Electric (GE) Nuclear Energy, "ABWR Design Control Document", March 1997 (年・月は、ABWR 標準設計認証の NRC 認可時期を示す)
- *5:米国リミトルク社の弁駆動部(電動式)試験結果
- * 6 : N. M. Newmark and W. J. Hall, "Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants", NUREG/CR-0098
- *7:「原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その1(横形ポンプ,電気品)」,平成17 年7月,独立行政法人 原子力安全基盤機構
- *8:既往の社内試験結果
- * 9 : G.S.Holman and C.K. Chou, "Components Fragility Research Program, Phase 1 Components Prioritization", NUREG/CR-4899

3.2.1.d. 事故シーケンス

- ① 起因事象
 - (1)評価対象とした起因事象のリスト,説明及び発生頻度

3.2.1.a. ②の地震時特有の要因による分類を踏まえた地震PRA における起因事 象の扱いは以下のとおりである。また,起因事象の発生頻度を第3.2.1.d-1 表に示 す。

a. 建屋・構築物の損傷 (R/B)

原子炉建屋が損傷すると建屋全体の崩壊の可能性があり,同時に建屋内の格納 容器(RCCV)又は原子炉圧力容器などの機器及び構造物が大規模な損傷を受ける 可能性がある。原子炉建屋損傷が発生した場合に緩和系の機能に期待できる可能 性を厳密に考慮することは困難なため,保守的に全損を仮定し,原子炉停止及び 炉心冷却が不可能になるものとして直接炉心損傷に至る起因事象として整理し た。

b. 建屋・構築物の損傷 (RPV・PCV)

格納容器が損傷すると,格納容器内の機器又は原子炉圧力容器などの構築物が 大規模な損傷を受けて,原子炉停止及び炉心冷却ができなくなり炉心損傷に至る 事象。格納容器の耐圧機能が劣化することによって格納容器が過圧破損して炉心 損傷に至る事象,あるいは格納容器が損傷することにより長期的にみてサプレッ ションプール水が利用できなくなり炉心損傷に至る事象が考えられる。

また,原子炉圧力容器が損傷すると,原子炉の制御が不可能となり,ECCSによる炉心冷却効果が期待できず,直接炉心損傷に至る事象が考えられる。

これらのことから,格納容器又は原子炉圧力容器の損傷が発生した場合に緩和 系の機能に期待できる可能性を厳密に評価することは難しいため,保守的に直接 炉心損傷に至る起因事象として整理した。

c. 格納容器バイパス事象

格納容器バイパス事象は、インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA) 及びバイ パス破断に細分化される。ISLOCAは、格納容器バウンダリ内外の高圧設計配管と 低圧設計配管のインターフェイスの隔離機能が喪失することによって、格納容器 外の低圧配管、弁などに一次冷却系の高圧負荷がかかり配管、弁などの損傷が生 じ、格納容器外への冷却材流出を引き起こす事象である。

また,バイパス破断は,常時開などの隔離弁に接続している配管の格納容器外 での破損と,隔離弁の閉失敗が同時に発生する事象であり,原子炉冷却材が格納 容器外へ流出する事象である。

格納容器バイパス発生時は、破損箇所の隔離に失敗し、高温・高圧の蒸気や溢

水が格納容器外(原子炉建屋)に流出することにより,原子炉建屋内の他の機器 (電気品,計装品等)への悪影響が避けられないため,緩和系には期待せず保守 的に炉心損傷に至る起因事象として整理した。

d. 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失

地震動によって格納容器内にある一次系配管又はそのサポート部が損傷し,原 子炉冷却材喪失を引き起こす事象である。

内的事象レベル1PRAでは、原子炉冷却材喪失を大・中・小LOCAに分類している ものの、地震PRAでは、同一の地震動による複数の配管損傷の相関性を考慮する と、事故シナリオを詳細に分析すること(緩和系にどの程度期待できるか判断す ること)が困難なため破断の規模による分類が厳密には難しいこと、相関をもつ 配管を同定し、損傷の相関係数を全ての配管に対して適切に算定することは現状 の評価技術では困難であることから、格納容器内の一次系配管の大規模な破断に よりECCS性能を上回る大規模な原子炉冷却材喪失(Excessive-LOCA)が発生する ものと想定し、直接炉心損傷に至る起因事象として代表させた。格納容器内の一 次系配管に用いるフラジリティは、主蒸気系、給水系、CUW系、SLC系及びECCS 系(RHR, RCIC及びHPCF)の配管の中からHCLPFが最も小さい系の配管のフラジリ ティにより代表した。

e. 計測 · 制御系喪失

計測・制御系が損傷した場合,プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性が あること,プラント挙動に対する影響が現在の知見では明確ではないことから, 保守的に直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。

f. 直流電源喪失

直流電源が損傷した場合,ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるため,直接炉心損傷に至る起因事象として整理した。安全系に関係する直流 電源系は3系統あるが,同種系統間での地震による損傷は完全相関を仮定している。

g. 原子炉補機冷却系喪失(全交流動力電源喪失(RCW·RSW損傷))

原子炉補機冷却系(原子炉補機冷却水系(RCW),原子炉補機冷却海水系(RSW)) が損傷した場合,炉心冷却に必要な緩和系(高圧炉心注水系(HPCF),残留熱除 去系(RHR),非常用ディーゼル発電設備(D/G))の冷却機能が喪失する。さら に地震により外部電源喪失が発生している場合には,全交流動力電源喪失に至る。 本評価においては,原子炉補機冷却系と外部電源が同時に損傷した場合につい て,起因事象「全交流動力電源喪失(RCW・RSW損傷)」として整理し,原子炉補 機冷却系のみが損傷,外部電源が健全な場合は,その影響を起因事象「過渡事象」 に対応するイベントツリーで期待している緩和系のサポート系の中でその影響 を考慮することとした。原子炉補機冷却系は3系統あるが,同種系統間での地震 による損傷は完全相関を仮定している。

h. 交流電源喪失(全交流動力電源喪失(D/G損傷))

本評価においては、交流電源と外部電源が同時に損傷した場合について、起因 事象「全交流動力電源喪失(D/G損傷)」として整理し、交流電源のみが損傷、 外部電源が健全な場合は、その影響を起因事象「過渡事象」に対応するイベント ツリーで期待している緩和系のサポート系の中でその影響を考慮することとし た。D/Gは3系統あるが、同種系統間での地震による損傷は完全相関を仮定してい る。

i. 外部電源喪失

外部電源設備が地震動により損傷し、プラントへの外部からの電源供給が途絶 える事象である。プラントへの外乱を発生させる過渡事象であり、地震耐力が小 さく広範囲な緩和系の機能喪失を発生させるため、独立した起因事象とした。

j. 過渡事象

内的事象レベル1PRAでは、過渡事象を外部電源喪失、手動停止および給復水系 による除熱機能 (PCS) が使用可能か否かで分類している。

これに対し地震PRAでは、外部電源喪失は上述の通り、独立した起因事象として整理した。また、上述a.~i.の起因事象が発生しない場合にも、地震動を検知した原子炉停止信号(地震加速度大)により原子炉停止に至ることから何らかの 過渡事象は発生するものとした。この際、給復水系に関連する設備は耐震クラス が低いため期待せず、過渡事象としては給復水系が使用不可能な過渡事象として ひとまとめで取り扱っている。手動停止については、地震発生とは無関係な起因 事象であるため対象外とした。

g.およびh.で述べたとおり,外部電源が健全であり,原子炉補機冷却系または 非常用交流電源が損傷している場合も過渡事象の中でその影響を考慮している。

(2) 階層イベントツリーとその説明

事故シーケンスの定量化では,第3.2.1.d-1 図の起因事象階層ツリーで,地震に より発生する起因事象の発生確率の和が1.0 を越えないように取り扱う。具体的に は,階層イベントツリーでは,ある起因事象の発生確率を,(上位のヘディングで 設定した起因事象が発生しない確率)×(当該起因事象の発生確率)として算出する。すなわち、下位のヘディングで設定した起因事象の発生確率は、上位のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率となる。

階層イベントツリーは,起因事象を発生した時の炉心損傷への影響が大きい順に 並べ,これらをヘディングとしており,それらの発生確率は,それぞれ対象とする 建屋・構築物,機器などを設定し,そのフラジリティを評価することで算出する。

②成功基準

(1)成功基準の一覧

直接炉心損傷に至るとした起因事象については緩和手段がないため成功基準は 設定していない。本評価では、全交流動力電源喪失時についても、緩和手段がな いため成功基準を設定していない。これら以外の起因事象(外部電源喪失、過渡 事象)については、起因事象の発生原因(内的要因か地震要因か)が成功基準の 設定に直接関係しないと考えられることから、内的事象レベル1PRAをベースに成 功基準を設定した。

使命時間については、内的事象レベル1PRAでは24 時間と設定しているのに対し、 地震PRAでは72時間を設定した。これは、地震PRAでは、設計基準地震動を越える 大規模な地震によって耐震クラスの高い設備の機能喪失が生じる事故シーケンス を対象とするため、機能喪失した設備の修復、及びサイト内、サイト外からの支 援に時間を要することが想定され、これらの修復、支援が可能となるまでの時間、 すなわち緩和系が所要の安全機能を果たすために必要な運転時間として設定した ものである。

③事故シーケンス

(1)イベントツリー

第3.2.1.d-1 図に示した起因事象の階層イベントツリーと炉心損傷直結事象以外の起因事象に対して,緩和系の状態を表すイベントツリーを作成した。

イベントツリーの展開方法には小イベントツリー/大フォールトツリー法を用 い,事故シーケンスの定量化手法にはフォールトツリー結合法を用いた。これに より,サポート系とフロントライン系間などの従属関係がフォールトツリー内で 明示的に表現され,従属関係が適切に取り扱われる。

第3.2.1.d-2図~第3.2.1.d-5図に過渡事象,外部電源喪失,全交流動力電源喪失(D/G損傷),全交流動力電源喪失(RCW・RSW損傷)のイベントツリーを示す。

④システム信頼性

(1)評価対象としたシステム

評価対象システムの各系統の情報や依存性については内的事象レベル1PRA と 同等であるが、それぞれについて地震における故障の分析を行い、起因事象に係 るフォールトツリー及び緩和系に係るフォールトツリーを作成した。フォールト ツリーのモデル化にあたっては、内的事象レベル1PRAのフォールトツリーをベー スとし、既に考慮されている機器故障、人的過誤などに加えて、地震による動的 機器や電気的機器の損傷を基事象としてフォールトツリーに追加している。さら に地震時特有の建屋・構築物、大型機器の損傷も基事象としてフォールトツリー に追加している。評価対象システムの一覧を第3.2.1.d-2 表に示す。

(2)機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

相関性が考えられる全ての構造物,系統,又は機器に対する本評価モデルにお ける相関性の取扱いは,同一系統での同種の機器間において損傷の完全相関(完 全従属)を仮定する方法を採用した。

- (3)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 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。
- ⑤人的過誤
 - (1)評価対象とした人的過誤

地震発生後の運転員操作に対する人間信頼性解析手法には、内的事象レベル 1PRAで採用しているTHERP手法(NUREG/CR-1278)を採用する。中央制御室 および現場操作に対する人間信頼性解析における仮定は以下のとおり。

(i) 地震発生後の中央制御室操作

地震発生後の混乱に伴う高ストレス状態は,運転員操作の阻害要因となる ことから,地震発生後の比較的短時間(地震発生後数時間以内)での運転員 操作の定量化においては,地震発生後の混乱に伴う高ストレス状態を仮定す る。

具体的には,行動形成因子(PSF)項目の一つである「ストレス要因」について,高ストレス())を仮定する。対象となる運転操作の例としては,ECCSの自動起動失敗時の手動起動によるバックアップ操作,高圧注水系成功時の炉水位制御操作,及びスクラム失敗時(ATWS時)の運転員操作等がある。本PRAで考慮している起因事象発生後の人的過誤確率を第3.2.1.d-3 表に示す。

(ii) 地震発生後の運転員操作(現場操作)

本評価では、AM策で実施した各対策については評価対象外としているため、地震発生後のAM策に係る現場操作は期待していない。

⑥炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

炉心損傷頻度評価は、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を合計して 算出した。各事故シーケンスの発生頻度は、地震ハザードから求めた発生頻度に 事故シーケンスの条件付き発生確率を乗じて算出した。計算コードは、内部事象 と同様のコード(Safety Watcher)を用いた。

(2) 炉心損傷頻度結果

a. 7号機

前述のとおりの手順でモデルを定量化した結果,全炉心損傷頻度結果は 1.5×10⁻⁵ (/炉年)となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-4 表,第 3.2.1.d-6 図に示す。

起因事象別の結果では、地震による交流電源喪失(外部電源喪失,全交流動力 電源喪失(RCW・RSW損傷),全交流動力電源喪失(D/G損傷))による炉心損傷頻 度が全体の約4割を占めており、特に電源と緩和系のサポート系設備である原子炉 補機冷却系の損傷によって安全機能の喪失に至るシナリオが重要となっている。 第3.2.1.d-5表に炉心損傷頻度の寄与が大きい事故シーケンスを示す。

また, 炉心損傷シーケンス別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-6 表, 第3.2.1.d-7 図 に示す。崩壊熱除去失敗シーケンス (TW)の寄与が最も大きく, 次いで建屋・構築 物 (R/B) 損傷シーケンス (RBR), 電源喪失シーケンス (TB) が続いているが, 各炉心損傷シーケンスに対する分析結果を第3.2.1.d-7表に示す。

さらに、加速度区分別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-8表,第3.2.1.d-8図に示す。 低加速度領域(~575gal付近)は、地震により起因事象又は緩和系に係る機器等 が損傷しにくいため、炉心損傷頻度は加速度の増加とともに低下している。更に 加速度が大きくなると、炉心損傷頻度は増加し評価代表点1400gal,1450galの付 近で最大となっている。この領域ではRCW・RSWなどの緩和系の損傷による影響が 大きく、これよりも大きな加速度領域では建屋・構築物(R/B)の損傷が支配的な 事故シーケンスとなっている。

なお,建屋・構築物(R/B)の損傷,計測・制御系喪失などの炉心損傷直結事象 については,事象進展の特定,詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため, 保守的に炉心損傷直結事象として整理しているなど,地震に対するプラントの現 実的な耐性がPRAの結果に現れているものではない。これら炉心損傷直結事象の現

$3.2.1 \cdot 45$

実的シナリオ等について考慮した結果を添付資料3.2.1.c-1に示す。

b. 6号機

前述のとおりの手順でモデルを定量化した結果,全炉心損傷頻度結果は 1.2×10⁻⁵ (/炉年)となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-4 表,第 3.2.1.d-6 図に示す。

起因事象別の結果では、地震による建屋・構築物の損傷(R/B)による炉心損傷 頻度が全体の約3割を占めている。第3.2.1.d-5表に炉心損傷頻度の寄与が大きい 事故シーケンスを示す。

また, 炉心損傷シーケンス別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-6 表, 第3.2.1.d-7 図 に示す。建屋・構築物 (R/B) 損傷シーケンス (RBR) の寄与が最も大きく, 次い で崩壊熱除去失敗シーケンス (TW), 電源喪失シーケンス (TB) が続いているが, 各炉心損傷シーケンスに対する分析結果を第3.2.1.d-7表に示す。

さらに、加速度区分別の炉心損傷頻度を第3.2.1.d-8表,第3.2.1.d-8図に示す。 低加速度領域(~575gal付近)は、地震により起因事象又は緩和系に係る機器等 が損傷しにくいため、炉心損傷頻度は加速度の増加とともに低下している。更に 加速度が大きくなると、炉心損傷頻度は増加し評価代表点1500galの付近で最大と なっている。この領域では炉心損傷に直結する建屋・構築物の損傷(R/B)による 影響が大きく、これよりも大きな加速度領域においても建屋・構築物(R/B)の損 傷が支配的な事故シーケンスとなっている。

6号機と7号機の炉心損傷頻度等の評価結果の差についての分析を添付資料 3.2.1.d-1に示す。

(3)重要度解析,不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

重要度解析では、炉心損傷頻度に有意な寄与を持つ機器故障、人的過誤等を 対象に、各基事象の全地震動強さにわたる炉心損傷頻度の積分値に対する Fussell-Vesely指標(FV重要度)を算出した。

(参考) Fussell-Vesely指標 (FV指標)

FV指標は、頂上事象の発生を仮定したときに、評価対象機器の機能喪失が 寄与している条件付確率を表すもので次式で定義される。

$$FV_{i} = \frac{P_{i}(top)}{P(top)} = 1 - \frac{P(top / A_{i} = 0)}{P(top)}$$

 $P_i(top)$:機器Aiの機能喪失が寄与して発生する頂上事象の発生確率 $P(top / A_i = 0)$:機器Aiの機能喪失確率(事象Aiの発生確率)が0の場合の

頂上事象の発生確率

P(top): 頂上事象の発生確率

地震で損傷する建屋・構築物,機器のFussell-Vesely (FV) 重要度評価結果 を第3.2.1.d-9 表に示す。FV 重要度は,炉心損傷頻度に寄与する相対的な割 合を表すものである。

7号機では、RCW熱交換器及びRCW配管といった電源や緩和系のサポート機器のFV重要度が高い結果となっているが、これらは炉心損傷頻度への寄与割合が大きい、全交流動力電源喪失(RCW・RSW)に係る機器である。次に炉心損傷頻度への寄与割合が大きい過渡事象に係る、RHR系統操作失敗、RHR 弁等についてもFV重要度が高い結果となっている。また、損傷後の影響緩和が困難である炉心損傷直結事象の内、炉心損傷頻度への寄与度が高い、建屋・ 構築物の損傷(原子炉建屋)に対する原子炉建屋基礎すべり線についても、FV 重要度が高い結果となっている。

6号機では、RHR系統操作失敗及びRCW弁といった操作・機器のFV重要度 が高い結果となっているが、これらは炉心損傷頻度への寄与割合が大きい、過 渡事象や全交流動力電源喪失(RCW・RSW)に係る機器である。また、損傷 後の影響緩和が困難である炉心損傷直結事象の内、炉心損傷頻度への寄与度が 高い、建屋・構築物の損傷(原子炉建屋)に対する原子炉建屋基礎すべり線に ついても、FV重要度が高い結果となっている。

b. 不確実さ解析

不確実さ解析では、地震ハザード、建屋・構築物、機器のフラジリティ及び ランダム故障に含まれる不確実さ要因を対象として、不確実さの伝播解析を実 施し、全炉心損傷頻度の分布及び分布を表すパラメータ(平均値、5%確率値、 50%確率値(中央値)、95%確率値)を評価した。第3.2.1.d-9図に評価結果を 示す。

c.感度解析

(a)評価条件

本評価では、同種の機器間に耐力、応答の完全相関を仮定(以下、ベース ケース)しているが、この解析上の仮定が炉心損傷頻度に与える影響の感度 を確認するため、損傷の完全独立を仮定した場合の感度解析(以下、感度解 析ケース)を実施した。

損傷の完全独立の仮定は、リスク上重要な建屋・構築物、機器を対象にするものとし、具体的には7号機の地震PRA評価結果からFV重要度値が0.01以上

$3.2.1 \cdot 47$

の機器を対象として選定した。ただし、原子炉建屋基礎地盤すべり線やRPV ペデスタルといったベースケースにおいて損傷の完全相関を仮定していな いものは対象から除外するとともに、格納容器内配管については、以下の理 由から対象から除外した。

格納容器内配管の完全独立を仮定した場合,まず個々の配管の地震による 損傷の程度(ギロチン,き裂など)に応じた冷却材漏えい規模を同定もしく は仮定して,成功基準を設定する必要がある。さらに,同一の地震動によっ て複数の配管が重畳する組み合わせを考慮し,配管損傷の規模に応じて起因 事象を適切に分類する必要がある。これらの工学的判断は,事象が複雑であ り判断基準が不明瞭であるため判断の正当性・妥当性を確認することが技術 的に困難なため,格納容器内配管については対象から除外することとした。 第3.2.1.d-10表に損傷の完全独立を想定する機器を示す。

(b)評価結果

a. 7号機

ベースケースでの炉心損傷頻度1.5×10⁻⁵(/炉年)に対し,感度解析ケースの炉心損傷頻度は1.2×10⁻⁵(/炉年)となり,約2割低減する結果となった。 起因事象別の評価結果を第3.2.1.d-10図に,地震加速度別の評価結果を第 3.2.1.d-11 図に示す。

第3.2.1.d-10図からは、原子炉補機冷却系関連設備(RCW熱交換器, RCW 配管,非常用取水路)について同種機器間で損傷の完全独立を仮定したこと により起因事象発生頻度が低減、「全交流動力電源喪失(RCW・RSW)損傷」 の炉心損傷頻度が低減していることが分かる。

また,第3.2.1.d-11図からは,375gal~1625galの加速度区間で炉心損傷 頻度が低減していることが分かる。これは375gal以下の加速度区間ではラン ダム要因故障が支配的であるため,地震要因損傷の影響が小さいこと, 1625gal以上の加速度区間では「建屋・構築物の損傷(R/B)」シーケンスが 支配的であるため,地震要因損傷の相関の影響が小さいことによる。

b. 6号機

ベースケースでの炉心損傷頻度1.2×10⁻⁵(/炉年)に対し,感度解析ケースの炉心損傷頻度は1.3×10⁻⁵(/炉年)となり,約1割増加する結果となった。 起因事象別の評価結果を第3.2.1.d-10図に,地震加速度別の評価結果を第 3.2.1.d-11 図に示す。

第3.2.1.d-10図からは,原子炉補機冷却系関連設備(RCW弁)について同 種機器間で損傷の完全独立を仮定したことにより起因事象発生頻度が低減,

3.2.1-48

「全交流動力電源喪失(RCW・RSW損傷)」の炉心損傷頻度が低減しているこ とが分かる。また,バイパス破断事象関連の隔離弁(原子炉給水ライン隔 離弁)を同種機器間で損傷の完全独立を仮定したことで「格納容器バイパス」 の起因事象発生頻度及び炉心損傷頻度が低減した。一方,前段のヘディング 「全交流動力電源喪失(RCW・RSW損傷)」の起因事象発生頻度が低減したこ とで,後段の「全交流動力電源喪失(D/G)」,「外部電源喪失」の起因事象発 生頻度が相対的に増加した。また加えて,「外部電源喪失」ではRCW弁の損傷 を和事象としたことでRCW系統単体の機能喪失確率が増加したことにより, 炉心損傷頻度が増加した。

また,第3.2.1.d-11図からは,1225gal~1975galの加速度区間で炉心損傷 頻度が増加していることが分かる。これは地震動レベルが大きいほど個別の 機器損傷確率が大きくなり,上記で述べたとおり,直列に構成した機器(RCW 弁)損傷の和事象の発生確率が大きくなる傾向がより顕著に表れるためであ る。

評価作業	主な情報源
プラントの設計・運転管理に関する情報の把握	 原子炉設置許可申請書 配管計装線図 電気系統図(所内単線結線図等) プラント機器配置図 系統設計仕様書 機器設計仕様書 機器設計仕様書 各種運転手順書 内的事象レベル1PRAに関連する報告書 ストレステストに関する報告書 副南震バックチェックに関する報告書
地震ハザード評価	 1)原子炉設置許可申請書 2)気象庁地震カタログ 3)文献調査結果(次ページ参照) 4)地質調査結果
座座 · 1波曲 / ノンソノ 1 計 Ⅲ 	 1) 乂 厭 調 省 結 朱 (<u>次</u>へ ーン 参 照) 1) 上 記 プ ラ ン ト の 設計 ・ 運 転 管 理 に 関 す る 情 報 1) ~ 10)

第3.2.1.a-1 表 地震 PRA 実施のために収集した情報源(1/2)

	参考文献
地震ハザード	1) 地震調査研究推進本部(2012): 今後の地震動ハザード評価に関する検討~2011年・2012年における検討結果~
評価	2) 地震調査研究推進本部(2009):「全国を概観した地震動予測地図」報告書 2009 年版
	3) 垣見俊弘,松田時彦,相田勇,衣笠善博 (2003):日本列島と周辺海域の地震地体構造区分,地震,第2輯,第55巻
	4) 宇佐美龍夫,石井寿, 今村隆正, 武村雅之, 松浦律子 (2013):日本被害地震総覧 599-2012, 東京大学出版会
	5)気象庁:地震年報 2011 年版,地震・火山月報ほか
	6) 宇津徳治 (1982):日本付近のM6.0 以上の地震および被害地震の表:1885 年~1980 年,東京大学地震研究所彙報,第 57 巻
	7) 宇津徳治 (1985):日本付近のM6.0 以上の地震および被害地震の表:1885 年~1980 年(訂正と追加),東京大学地震研究所彙報,第60巻
	8) Utsu, T. (1969) : Aftershocks and earthquake statistics(I), Journal of Faculty of Science, Hokkaido University, Series VII, Vol.3
	9)島崎邦彦(2009):地震と活断層:その関係を捉え直す,科学, Vol.79, No.2
	10) Noda, S., K.Yashiro, K.Takahashi, M.Takemura, S.Ohno, M.Todo and T.Watanabe (2002): RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES
	ON ROCK SITES, OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analysis, Oct, 16-18, Istanbul
建屋・機器フ	1)R.P.Kennedy and M.K.Ravindra, "Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies", Nuclear Engineering and Design 79(1984)
ラジリティ評	2)R. Kassawara, EPRI Report 1003121, "Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations", Electric
価	Power Research Institute, December 2001
	3)Westinghouse Electric Company, "AP1000 Design Control Document", December 2011(年・月は、AP1000 標準設計認証修正版の NRC 認可時期を示す)
	4)General Electric (GE) Nuclear Energy, "ABWR Design Control Document", March 1997 (年・月は、ABWR 標準設計認証の NRC 認可時期を示す)
	5)米国リミトルク社の弁駆動部(電動式)試験結果
	6)N.M.Newmark and W.J.Hall, "Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants", NUREG/CR-0098
	7)「原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その1(横形ポンプ,電気品)」,平成17年7月,独立行政法人 原子力安全基盤機構
	8)既往の社内試験結果
	9)G.S.Holman and C.K. Chou, "Components Fragility Research Program, Phase 1 Components Prioritization", NUREG/CR-4899

第3.2.1.a-1 表 地震 PRA 実施のために収集した情報源(2/2)

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング (1/5)

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆地震による安全機能への間接的	· 影響	
安全機能を有する建屋・構築物	,機器以外の屋内設備損傷による間接的影響	
天井クレーンの転倒・落下による	天井クレーンは、 地震時に 落下しないよう 落下防止装置を有する構	工学的判断によりスクリーニングア
原子炉圧力容器,格納容器への影	造となっている。また、待機時においては原子炉圧力容器又は格納容	ウト
響	器の直上に位置させない運用となっており、仮に転倒・落下した場合	
	にも原子炉の上には落下しないように距離がとられている。	
	※新潟県中越沖地震時に,6号機天井クレーンの車軸部の破損が発生した	
	が、その際にも落下防止装置は健全であり安全機能に影響はなかった。	
耐震重要度 B, C クラスの損傷に	S クラスに属するものは、下位の分類に属するものの破損によって	工学的判断によりスクリーニングア
伴うSクラス機器の損傷	波及的影響が生じないことは設計段階で要求されており、耐震設計に	ウト
	おいて建屋内又は建屋外における下位クラスの施設の損傷、転倒、落	
	下等による耐震重要施設への影響がないことを確認している。また,	
	プラントウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の1つとし,	
	問題ないことを確認している。	
主タービンの軸受けなどの損傷	タービンミサイルの影響は、原子炉設置許可申請書において評価・	工学的判断によりスクリーニングア
に伴うタービンミサイルによる	審査されており、申請書添付八の「発電用軽水型原子炉施設に関する	ウト
隣接原子炉建屋内関連設備への	安全設計審査指針への適合性」において、安全上重要な構築物、系統	
影響	及び機器がタービンミサイルによって影響を受ける可能性は極めて	
	低い(仮想的ミサイルの発生を想定しても、タービン建屋を飛び出さ	
	ない、または飛び出したとしても原子炉建屋(SFP)に到達する確率	
	は1×10 ⁻⁷ /年以下である)ことが確認されている。	

第3.2.1.a-2表	地震による事故シナリオのスクリーニング	(2/5)
		(2,0)

事故シナリオ	分析	スクリーニング					
◆地震による安全機能への間接的	◆地震による安全機能への間接的影響						
安全機能を有する建屋・構築物	安全機能を有する建屋・構築物,機器以外の屋外設備損傷による間接的影響						
排気筒転倒による建屋への影響	排気筒は,解放基盤表面で 2000gal 相当の地震動において損傷しないこ	工学的判断によりスクリーニング					
	とを確認しており、各建屋の耐力と比較しても、排気筒の耐力は非常に	アウト					
	大きいことを確認している*。						
斜面崩壊による原子炉建屋・周辺	安全上重要な施設の近傍には、地震時に想定し得る斜面の崩壊等により	工学的判断によりスクリーニング					
構造物への影響	施設の安全機能に影響を及ぼすような斜面がないことを確認している。	アウト					
送電網の鉄塔などの損傷に伴う	外部電源のフラジリティは、最も耐力の低いセラミックインシュレータ	地震 PRA で考慮					
外部電源への影響	で代表させており、送電網まわりの影響を包絡していると判断。						
安全上重要な設備の冷却に使用	冷却水枯渇影響に対し復水貯蔵槽への補給水源として必要なものとし	地震 PRA で考慮					
可能な給水源の停止に伴う冷却	て、ろ過水タンク、純水タンクを抽出。						
水枯渇の影響							

*: 2000gal 以上の加速度領域においては,原子炉建屋基礎地盤すべり線が炉心損傷要因として支配的であり,かつ条件付炉心損傷確率がほぼ 1 となっているため,結果への影響が小さい。

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆人的過誤による影響		
施設の計画,設計,材料選定,製	原子炉施設の安全性、信頼性及び点検保守上の要求を満足するため、設計、	工学的判断によりスクリーニ
作,組立,完成検査までのミス	製作、据付等の各段階において適切な品質保証活動が実施されている。	ングアウト
	また、万が一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備の全て	
	に同様のミスが発生する可能性は小さい。	
地震後の運転員による操作にお	地震後の混乱に伴う高ストレス状態は運転員操作の阻害要因となりえる。	地震 PRA で考慮
いて, 地震による高ストレスを受		(地震後の比較的短時間での
けた条件下で引き起こされる操		運転員操作に対する人的過誤
作失敗		確率の設定にて考慮)
変圧器等碍子類の損傷による停	地震要因による設備の損傷状態は様々であり、地震後の初期段階で機器その	損傷機器の復旧や他号機から
電に伴うバックアップ操作支障	ものの復旧に期待することは現実的ではないと考えられる。	の電源融通には期待しない。
	また、複数基同時被災の影響並びに損傷の相関性を考慮すると、他号機にお	
	いても同様な事象が発生している可能性がある。	
地盤液状化等による構内通行支	地震発生後,原子力発電所構内の道路に陥没,段差, 亀裂等の損傷が発生し,	工学的判断によりスクリーニ
障	構内通行に支障が出る可能性があるが,本評価では現場操作に期待していな	ングアウト
	いため、構内通行支障による影響はない。	
二次部材損傷による操作員等従	施設内の損壊物や地震動による飛来物が操作員等を傷付け、操作を妨げる可	工学的判断によりスクリーニ
業員への影響	能性があるが、中央制御室付近において、運転員操作を著しく妨げるような	ングアウト
	物体は基本的にはないものと考えられる。	

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング (3/5)

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング (4/5)

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆余震による炉心損傷への影響		
本震直後の余震による炉心損傷	原子炉建屋(耐震壁)については、加振試験等において繰り返しの力に	今回の評価では評価技術の成
への影響	対して復元力が維持されることが確認されている。	熟度から余震の影響評価は困難
	動的機器については,設計条件を大きく超える加速度を入力した加振試	であると判断し、余震影響は考
	験において1試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振し,最	慮しないものとする。
	終的な機能維持が確認された最大加速度を現実的耐力値として採用して	
	いることから, 余震による地震動の繰り返しの影響を含めた耐力評価結果	
	となっている。	
	配管系については,終局強度試験において基準地震動に対する許容応力	
	度の 10 倍以上の応力強さにおいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じ	
	ないこと等が確認され,破損に対して非常に大きな安全裕度を保有してお	
	り、余震による地震動の影響は小さいと考えられる。	
	上記の通り余震の影響は小さいと判断できる建屋・機器はあるが、評価	
	方法の詳細および評価例などに関する情報が非常に少ないため,余震によ	
	る炉心損傷への影響評価方法を系統的に示すには至っていない。	

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング (5/5)

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆経年変化による炉心損傷への影		
経年変化を考慮した場合の炉心	建屋については経年変化による強度低下の可能性は小さいと考えられ、	左記分析結果を踏まえ,経年
損傷への影響	定期的な点検と保全を計画的に実施していることから経年劣化が構造物	変化に係わる事故シナリオはス
	の耐震性に与える影響は小さいものと考えられる。	クリーニングアウトする。
	また、機器については維持・管理、リプレースなどの保全によって、耐	
	震上、大きな影響が生じないよう管理・対処されていると考えられる。	

	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β r	β u	HCLPF(G)
建屋•構築物 (原子炉建屋)	原子炉建屋(R/B)	-	-	3.13	0.32	0.15	1.44
	原子炉建屋基礎地盤すべり線	-	-	1.83	0.04	0.15	1.33
建屋•構築物	ダイヤフラムフロア	工認評価部位 No.4	構造損傷	6.28	0.14	0.21	3.52
(俗柳谷岙•)工刀谷岙)	原子炉遮へい壁	開口集中部	構造損傷	3.50	0.20	0.22	1.75
	RPV本体	胴板	構造損傷	389.74	0.22	0.24	182.45
	RPV支持スカート	スカート	構造損傷	9.62	0.22	0.24	4.50
	RPVペデスタル	たてリブ	構造損傷	2.65	0.22	0.24	1.24
	原子炉圧力容器スタビライザ	ロッド	構造損傷	3.65	0.22	0.24	1.71
	ブラケット類	RPVスタビライザブラケット	構造損傷	18.41	0.39	0.41	4.92
	下部鏡板	下部鏡版	構造損傷	31.98	0.22	0.24	14.97
	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	円筒構造物	構造損傷	5.76	0.20	0.22	2.88
	原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔	ケーシング付根	構造損傷	10.26	0.39	0.41	2.74
	ノズル	ノズルーセーフエンド	構造損傷	7.06	0.25	0.25	3.09
	CRDハウジングレストレントビーム	プレート	構造損傷	3.06	0.20	0.22	1.53
	RIPモータケーシング	ケーシング	構造損傷	3.14	0.20	0.21	1.60
	蒸気乾燥器	耐震ブロック	構造損傷	6.05	0.22	0.23	2.88
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	弁駆動部	機能損傷	4.91	0.26	0.25	2.12
	CUW吸込ライン隔離弁	弁駆動部	機能損傷	3.88	0.25	0.24	1.73
	RCIC配管	配管本体	構造損傷	3.59	0.26	0.25	1.55
	RCIC蒸気ライン隔離弁	弁駆動部	機能損傷	4.34	0.26	0.25	1.87
	原子炉給水ライン隔離弁	弁駆動部	機能損傷	4.81	0.25	0.24	2.14
	RHR配管	配管サポート	構造損傷	3.35	0.33	0.32	1.15
	停止時冷却隔離弁	弁駆動部	機能損傷	2.61	0.26	0.25	1.13
原子炉冷却材圧力バウンダリ	主蒸気系配管	配管サポート	構造損傷	2.82	0.26	0.25	1.22
	CUW系配管	配管本体	構造損傷	3.69	0.25	0.25	1.62
	給水系配管	配管サポート	構造損傷	4.24	0.32	0.31	1.50
	RCIC系配管	配管本体	構造損傷	3.59	0.26	0.25	1.55
	RHR系配管	配管サポート	構造損傷	3.35	0.33	0.32	1.15
	SLC系配管	配管本体	構造損傷	3.98	0.25	0.24	1.77
	HPCF系配管	配管本体	構造損傷	3.33	0.26	0.25	1.44
計測·制御系	コントロール建屋(C/B)	-	-	2.87	0.18	0.15	1.67
	ベンチ盤	盤全体	機能損傷	4.15	0.14	0.25	2.18
	直立盤(制御盤·多重伝送盤)	盤全体	機能損傷	3.77	0.14	0.25	1.98
	計装ラック	盤全体	機能損傷	5.25	0.22	0.21	2.58
	バイタル交流電源装置	盤全体	機能損傷	3.91	0.14	0.25	2.05
	交流120Vバイタル分電盤	盤全体	機能損傷	3.91	0.14	0.25	2.05

<u>第3.2.1.</u>a-3(1) 表 7号機 建屋機器リストとフラジリティ評価(1/4)

	. 機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β r	β u	HCLPF(G)
直流電源	直流125V蓄電池	基礎ボルト	構造損傷	12.01	0.20	0.17	6.52
	直流125V充電器盤	盤全体	機能損傷	4.04	0.14	0.25	2.12
	直流125V主母線盤	盤全体	機能損傷	4.60	0.22	0.25	2.12
	ケーブルトレイ	トレイサポート	構造損傷	6.00	0.24	0.24	2.72
	電線管	電線管サポート	構造損傷	3.67	0.24	0.24	1.66
原子炉補機冷却系	タービン建屋(T/B)	-	-	2.65	0.13	0.15	1.67
	非常用取水路	隔壁	構造損傷	2.20	0.07	0.24	1.33
	RCWポンプ	ポンプ	機能損傷	3.92	0.10	0.15	2.60
	RCW熱交換器	耐震強化サポート	構造損傷	1.81	0.20	0.17	0.98
	RCWサージタンク	基礎ボルト	構造損傷	4.87	0.20	0.17	2.64
	RCW配管	配管本体	構造損傷	2.58	0.26	0.25	1.11
	RCW弁	弁駆動部	機能損傷	3.62	0.26	0.25	1.56
	RSWポンプ	モータ	機能損傷	2.75	0.20	0.15	1.54
	RSWストレーナ	基礎ボルト	構造損傷	75.45	0.20	0.17	40.98
	RSW配管	配管サポート	構造損傷	3.34	0.26	0.25	1.44
	RSW弁	弁駆動部	機能損傷	5.44	0.26	0.25	2.34
交流電源(D/G)	6.9kVメタクラ	盤全体	機能損傷	4.18	0.22	0.25	1.92
	480Vパワーセンタ用動力変圧器	基礎ボルト	構造損傷	5.86	0.20	0.17	3.18
	480Vパワーセンタ	盤全体	機能損傷	5.77	0.22	0.25	2.66
	480VMCC	盤全体	機能損傷	4.04	0.14	0.25	2.12
	非常用ディーゼル発電設備	ディーセル機関本体	機能損傷	4.36	0.20	0.15	2.45
	燃料ディタンク	スカ―ト	構造損傷	43.96	0.20	0.16	24.27
	DG空気だめ	胴板	構造損傷	94.76	0.20	0.17	51.46
	DG非常用送風機	電動機	機能損傷	2.90	0.20	0.15	1.63
	燃料移送ポンプ	ポンプ	機能損傷	2.70	0.10	0.15	1.79
	DGFO配管	配管サポート	構造損傷	3.00	0.25	0.25	1.31
	軽油配管トレンチ(軽油タンク~R/B)	隔壁および底版	構造損傷	4.23	0.17	0.24	2.17
	DGFO弁	弁駆動部	機能損傷	5.13	0.25	0.24	2.29
	軽油タンク	胴板	構造損傷	3.45	0.23	0.27	1.51

第3.2.1.a-3(1)表 7号機建屋機器リストとフラジリティ評価(2/4)

-	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β r	β u	HCLPF(G)		
外部電源	外部電源設備全般	碍子	構造損傷, 機能損傷	0.91	0.24	0.22	0.43		
スクラム	炉心シュラウド	下部胴	構造損傷	3.96	0.22	0.23	1.88		
	シュラウドサポート	レグ	構造損傷	6.14	0.23	0.28	2.65		
	炉心支持板	支持板P05	構造損傷	4.68	0.20	0.22	2.34		
	上部格子板	グリッドプレート	構造損傷	2.82	0.20	0.22	1.41		
	制御棒案内管	ボディ	構造損傷	12.62	0.25	0.35	4.69		
	燃料支持金具	周辺燃料支持金具	構造損傷	16.41	0.20	0.22	8.21		
	燃料集合体	燃料集合体	機能損傷	3.33	0.20	0.21	1.69		
	水圧制御ユニット	部材(フレーム)	構造損傷	4.35	0.20	0.17	2.36		
	CRD配管	配管サポート	構造損傷	3.12	0.25	0.24	1.39		
	スクラム弁	スクラム弁	機能損傷	8.11	0.20	0.15	4.55		
反応度制御	SLC配管	配管本体	構造損傷	3.98	0.25	0.24	1.77		
	SLCポンプ	ポンプ	機能損傷	3.71	0.20	0.15	2.08		
	SLC貯蔵タンク	基礎ボルト	構造損傷	1.82	0.20	0.17	0.99		
	SLC弁	弁駆動部	機能損傷	7.66	0.25	0.24	3.41		
SRV開・SRV再閉鎖	逃がし安全弁(18弁)	弁駆動部	構造損傷	3.93	0.26	0.25	1.69		
RCIC	RCIC配管	配管本体	構造損傷	3.59	0.26	0.25	1.55		
	RCICポンプ	ポンプ	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63		
	RCIC駆動タービン	タービン	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63		
	給水隔離弁	弁駆動部	機能損傷	4.12	0.25	0.24	1.84		
	RCIC弁	弁駆動部	機能損傷	4.34	0.26	0.25	1.87		
	CSP	損傷確率極小のためスク	リーニングアウト						
	CSP周り配管	配管サポート	構造損傷	2.40	0.25	0.25	1.05		
	廃棄物処理建屋(RW/B)	損傷確率極小のためスクリーニングアウト							

第3.2.1.a-3(1)表 7号機建屋機器リストとフラジリティ評価(3/4)

	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β r	β u	HCLPF(G)		
HPCF	HPCF配管	配管本体	構造損傷	3.33	0.26	0.25	1.44		
	HPCFポンプ	電動機	機能損傷	2.00	0.10	0.15	1.32		
	HPCFポンプ室空調機	ファン	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63		
	スパージャ	ヘッダ	構造損傷	3.39	0.20	0.22	1.70		
	HPCF弁	弁駆動部	機能損傷	2.44	0.18	0.24	1.22		
	CSP	損傷確率極小のためスクリーニングアウト							
	CSP周り配管	配管サポート	構造損傷	2.40	0.25	0.25	1.05		
	廃棄物処理建屋(RW/B)	損傷確率極小のためスクリーニングアウト							
減圧	逃がし安全弁(18弁)	弁駆動部	機能損傷	2.39	0.26	0.25	1.03		
	SRV用アキュムレータ	胴板	構造損傷	5.67	0.20	0.16	3.13		
	HPIN配管	配管サポート	構造損傷	2.61	0.25	0.25	1.14		
	窒素ガス供給弁	弁駆動部	機能損傷	10.39	0.25	0.24	4.63		
LPFL	RHR配管	配管サポート	構造損傷	3.35	0.33	0.32	1.15		
	RHRポンプ	モータ	機能損傷	2.00	0.10	0.15	1.32		
	RHR熱交換器	胴板	構造損傷	4.64	0.20	0.17	2.52		
	RHRポンプ室空調機	ファン	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63		
	RHR/LPFL共通弁	弁駆動部	機能損傷	2.61	0.26	0.25	1.13		
RHR	RHR配管	配管サポート	構造損傷	3.35	0.33	0.32	1.15		
	RHRポンプ	モータ	機能損傷	2.00	0.10	0.15	1.32		
	RHR熱交換器	胴板	構造損傷	4.64	0.20	0.17	2.52		
	RHRポンプ室空調機	ファン	機能損傷	3.98	0.10	0.15	2.63		
	RHR/LPFL共通弁	弁駆動部	機能損傷	2.61	0.26	0.25	1.13		
	RHR弁	弁駆動部	機能損傷	2.61	0.26	0.25	1.13		

第3.2.1.a-3(1)表 7号機建屋機器リストとフラジリティ評価(4/4)

	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	βr	β u	HCLPF(G)
建屋·構築物	原子炉建屋(R/B)	-	-	3.75	0.33	0.15	1.70
(原于炉建屋)	原子炉建屋基礎地盤すべり線	-	-	1.83	0.04	0.15	1.33
建屋・構築物	ダイヤフラムフロア	鉄筋コンクリートスラブ	構造損傷	3.60	0.22	0.26	1.63
(俗衲谷奋•)上刀谷奋)	原子炉遮へい壁	開口集中部	構造損傷	3.49	0.20	0.22	1.75
	RPV本体	基礎ボルト	構造損傷	6.21	0.22	0.24	2.91
	RPV支持スカート	スカート	構造損傷	9.44	0.22	0.24	4.42
	RPVペデスタル	原子炉本体基礎アンカボルト	構造損傷	2.82	0.22	0.29	1.22
	原子炉圧力容器スタビライザ	ロッド	構造損傷	4.25	0.22	0.24	1.99
	ブラケット類	原子炉圧力容器スタビライザブラケット	構造損傷	13.97	0.22	0.24	6.54
	下部鏡板	球殻部	構造損傷	13.14	0.22	0.24	6.15
	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	スタブチューブ	構造損傷	3.59	0.20	0.22	1.80
	原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔	ケーシング側付け根R部	構造損傷	2.76	0.20	0.22	1.38
	ノズル	ノズルセーフエンド	構造損傷	4.65	0.25	0.25	2.04
	CRDハウジングレストレントビーム	プレート	構造損傷	4.96	0.20	0.22	2.48
	RIPモータケーシング	ケーシング	構造損傷	3.05	0.20	0.21	1.55
	蒸気乾燥器	耐震用ブロックせん断面A	構造損傷	12.28	0.22	0.23	5.84
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	駆動部	機能損傷	2.97	0.19	0.25	1.44
	CUW吸込ライン隔離弁	駆動部	機能損傷	5.81	0.25	0.24	2.59
	RCIC配管	配管本体	構造損傷	3.91	0.25	0.25	1.71
	RCIC蒸気ライン隔離弁	駆動部	機能損傷	5.47	0.25	0.24	2.44
	原子炉給水ライン隔離弁	弁本体	機能損傷	2.40	0.18	0.24	1.20
	RHR配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	4.27	0.26	0.25	1.84
	停止時冷却隔離弁	駆動部	機能損傷	3.71	0.26	0.25	1.60
原子炉冷却材圧力バウンダリ	主蒸気系配管	配管本体	構造損傷	4.20	0.26	0.25	1.81
	CUW系配管	スナッバ	構造損傷	8.38	0.32	0.31	2.96
	給水系配管	配管本体	構造損傷	2.60	0.26	0.25	1.12
	RCIC系配管	配管本体	構造損傷	3.91	0.25	0.25	1.71
	RHR系配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	4.27	0.26	0.25	1.84
	SLC系配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	4.04	0.26	0.26	1.71
	HPCF系配管	配管本体	構造損傷	2.55	0.26	0.25	1.10
計測·制御系	コントロール建屋(C/B)	-	-	2.87	0.18	0.15	1.67
	ベンチ盤	盤全体	機能損傷	3.72	0.14	0.25	1.95
	直立盤(制御盤・多重伝送盤)	盤全体	機能損傷	3.72	0.14	0.25	1.95
	計装ラック	盤全体	機能損傷	5.60	0.14	0.25	2.94
	バイタル交流電源装置	重心位置	機能損傷	3.03	0.14	0.25	1.59
	交流120Vバイタル分電盤	重心位置	機能損傷	3.03	0.14	0.25	1.59

第3.2.1.a-3(2) 表 6号機建屋機器リストとフラジリティ評価(2/4)

	1								
	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β r	β u	HCLPF(G)		
直流電源	直流125V蓄電池	取付ボルト	構造損傷	10.85	0.20	0.17	5.89		
	直流125V充電器盤	重心位置	機能損傷	4.04	0.14	0.25	2.12		
	直流125V主母線盤	(MCC)重心位置	機能損傷	4.60	0.22	0.25	2.12		
	ケーブルトレイ	ケーブルトレイサポート定着部	構造損傷	6.73	0.39	0.36	1.95		
	電線管	電線管本体 金具(クランプ)	構造損傷	2.69	0.20	0.15	1.51		
原子炉補機冷却系	タービン建屋(T/B)	-	-	2.63	0.18	0.15	1.52		
	非常用取水路	隔壁	せん断 WCOM	3.53	0.18	0.24	1.78		
	RCWポンプ	軸位置	機能損傷	3.91	0.10	0.15	2.59		
	RCW熱交換器	基礎ボルト	構造損傷	2.69	0.20	0.17	1.46		
	RCWサージタンク	基礎ボルト	構造損傷	4.70	0.20	0.17	2.55		
	RCW配管	配管本体	構造損傷	5.49	0.26	0.25	2.37		
	RCW弁	駆動部	機能損傷	2.24	0.26	0.25	0.97		
	RSWポンプ	コラム先端部	機能損傷	5.68	0.25	0.24	2.53		
	RSWストレーナ	基礎ボルト	構造損傷	21.32	0.20	0.17	11.58		
	RSW配管	配管本体	構造損傷	4.73	0.26	0.25	2.04		
	RSW弁	駆動部	機能損傷	4.20	0.19	0.25	2.03		
交流電源(D/G)	6.9kVメタクラ	重心位置	機能損傷	4.08	0.22	0.25	1.88		
	480Vパワーセンタ用動力変圧器	取付ボルト	構造損傷	14.93	0.20	0.17	8.11		
	480Vパワーセンタ	重心位置	機能損傷	5.65	0.22	0.25	2.60		
	480VMCC	重心位置	機能損傷	4.04	0.14	0.25	2.12		
	非常用ディーゼル発電設備	機関側軸受台下部ベース取付ボルト	構造損傷	4.22	0.20	0.17	2.29		
	燃料ディタンク	基礎ボルト	構造損傷	12.82	0.20	0.17	6.96		
	DG空気だめ	胴板	構造損傷	5.70	0.20	0.17	3.10		
	DG非常用送風機	軸受部	機能損傷	2.90	0.20	0.15	1.63		
	燃料移送ポンプ	軸位置	機能損傷	4.12	0.20	0.15	2.31		
	DGFO配管	配管本体	構造損傷	4.28	0.25	0.25	1.88		
	軽油配管トレンチ(軽油タンク~R/B)	隔壁 底版	せん断 WCOM	3.14	0.12	0.24	1.74		
	DGFO弁	弁本体	機能損傷	3.23	0.25	0.24	1.44		
	軽油タンク	胴板	構造損傷	3.67	0.23	0.27	1.61		
	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β r	<i>β</i> u	HCLPF(G)		
-------------	---------------	---------------------	---------------	-------	-----------	------------	----------	--	--
外部電源	外部電源設備全般	碍子	構造損傷, 機能損傷	0.91	0.24	0.22	0.43		
スクラム	炉心シュラウド	下部胴	構造損傷	19.02	0.22	0.23	9.05		
	シュラウドサポート	レグ	構造損傷	3.76	0.22	0.23	1.79		
	炉心支持板	支持板	構造損傷	6.20	0.20	0.22	3.10		
	上部格子板	グリッドプレート	構造損傷	10.85	0.20	0.22	5.43		
	制御棒案内管	下部溶接部	構造損傷	46.84	0.22	0.23	22.29		
	燃料支持金具	中央燃料支持金具	構造損傷	8.56	0.24	0.34	3.29		
	燃料集合体	制御棒(挿入性)	機能損傷	5.17	0.20	0.21	2.63		
	水圧制御ユニット	フレーム	構造損傷	11.65	0.20	0.17	6.33		
	CRD配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	5.88	0.25	0.24	2.62		
	スクラム弁	駆動部	機能損傷	8.99	0.20	0.15	5.05		
反応度制御	SLC配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	4.04	0.26	0.26	1.71		
	SLCポンプ	重心位置	機能損傷	3.71	0.20	0.15	2.08		
	SLC貯蔵タンク	基礎ボルト	構造損傷	3.87	0.20	0.17	2.10		
	SLC弁	弁本体	機能損傷	7.00	0.26	0.25	3.02		
SRV開・SRV再閉鎖	逃がし安全弁(18弁)	ボンネットボルト	構造損傷	3.53	0.26	0.25	1.52		
RCIC	RCIC配管	配管本体	構造損傷	3.91	0.25	0.25	1.71		
	RCICポンプ	基礎ボルト	構造損傷	3.45	0.20	0.17	1.87		
	RCIC駆動タービン	基礎ボルト	構造損傷	4.22	0.20	0.17	2.29		
	給水隔離弁	駆動部	機能損傷	5.47	0.25	0.24	2.44		
	RCIC弁	駆動部	機能損傷	5.47	0.25	0.24	2.44		
	CSP	損傷確率極小のためスクリー	ーニングアウト						
	CSP周り配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	3.07	0.25	0.25	1.35		
	廃棄物処理建屋(RW/B)	損傷確率極小のためスクリーニングアウト							

第3.2.1.a-3(2) 表 6号機建屋機器リストとフラジリティ評価(3/4)

-	機器名	評価実施部位	損傷モード	Am(G)	β r	<i>β</i> u	HCLPF(G)
HPCF	HPCF配管	配管本体	構造損傷	2.55	0.26	0.25	1.10
	HPCFポンプ	軸受部	機能損傷	3.75	0.20	0.15	2.10
	HPCFポンプ室空調機	軸受部	機能損傷	3.95	0.10	0.15	2.61
	スパージャ	ヘッダ		10.28	0.22	0.23	4.89
	HPCF弁	駆動部	機能損傷	2.18	0.26	0.25	0.94
	CSP	損傷確率極小のためスクリー	ーニングアウト			-	
	CSP周り配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	3.07	0.25	0.25	1.35
	廃棄物処理建屋(RW/B)	損傷確率極小のためスクリー	ーニングアウト				
減圧	逃がし安全弁(18弁)	駆動部	機能損傷	2.00	0.26	0.25	0.86
<i>(</i> 政)上	SRV用アキュムレータ	Uバンド及びリブ	構造損傷	5.03	0.20	0.16	2.78
	HPIN配管	配管本体	構造損傷	3.24	0.25	0.24	1.44
	窒素ガス供給弁	駆動部	機能損傷	2.47	0.25	0.24	1.10
LPFL	RHR配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	4.27	0.26	0.25	1.84
	RHRポンプ	軸受部	機能損傷	3.75	0.20	0.15	2.10
	RHR熱交換器	胴板	構造損傷	3.33	0.20	0.17	1.81
	RHRポンプ室空調機	軸受部	機能損傷	3.95	0.10	0.15	2.61
	RHR/LPFL共通弁	駆動部	機能損傷	3.71	0.26	0.25	1.60
RHR	RHR配管	サポート本体(架構レストレイント)	構造損傷	4.27	0.26	0.25	1.84
	RHRポンプ	軸受部	機能損傷	3.75	0.20	0.15	2.10
	RHR熱交換器	胴板	構造損傷	3.33	0.20	0.17	1.81
	RHRポンプ室空調機	軸受部	機能損傷	3.95	0.10	0.15	2.61
	RHR/LPFL共通弁	駆動部	機能損傷	3.71	0.26	0.25	1.60
	RHR弁	駆動部	機能損傷	3.71	0.26	0.25	1.60

第3.2.1.a-3(2) 表 6号機建屋機器リストとフラジリティ評価(4/4)

性完重酒の名称	公粨	地震規模	等価震源距離	ÉXeq (km)	平均活動間隔	発生確率モデル
対定展協の石が	刀頰	М	荒浜側	大湊側	(年)	光工催牛モノル
佐渡島棚東縁部断層		6.8	55	53	5500	ポアソン
F-B 断層		7.0	13	13	1000	BPT
佐渡島南方断層	海坛	6.9	23	22	4700	ポアソン
F-D 断層	一世以	6.9	35	36	4700	ポアソン
高田沖断層		6.8	61	63	4100	ポアソン
親不知海脚西縁断層帯~魚津断層帯		7.5	94	96	8000	ポアソン
角田・弥彦断層		7.7	51	49	2450	ポアソン
気比ノ宮断層		7.1	21	20	2450	ポアソン
片貝断層		6.8	14	14	2450	ポアソン
悠久山断層		6.8	27	26	5800	ポアソン
半蔵金付近のリニアメント	际长	6.8	25	25	2300	ポアソン
柏崎平野南東縁のリニアメント	座坝	6.8	15	16	2300	ポアソン
山本山断層		6.8	21	21	2300	ポアソン
水上断層		6.8	15	16	2300	ポアソン
上米山断層		6.8	17	18	2300	ポアソン
十日町盆地西縁断層		7.4	30	32	3300	ポアソン

第3.2.1.b-1表 震源モデルの諸元(活断層による地震,調査結果に基づく)

注)海域の断層による地震の M は 2007 年新潟県中越沖地震(M6.8)の知見を踏まえて設定した値を記載。

陸域の断層による地震のMは、松田(1975)に基づき設定。ただし、いずれも下限値は6.8としている。

第 3.2.1.b-2 表	震源モデルの諸元	(活断層による地震,	地震調査研究推進本部	(2012)	に基づく)
21 · · · · · · · · · · · · · · · · · ·				· · /	

特定震源の名称	分類	地震規模 M	等価震源距离 荒浜側	推Xeq(km) 大湊側	平均活動間隔 (年)	発生確率モデル
会津盆地西縁断層帯		7.4	102	101	8550	BPT
会津盆地東縁断層帯		7.7	123	123	7800	BPT
櫛形山脈断層帯		6.9	99	97	3500	BPT
月岡断層帯		7.3	67	66	7500	BPT
関谷断層		7.5	113	113	3350	BPT
平井一櫛挽断層帯		7.1	144	145	7300	ポアソン
十日町断層帯東部		7.0	41	42	6000	ポアソン
糸魚川-静岡構造線断層帯 (北部・中部)	陸域	8.2	125	126	1000	BPT
		7.3	150	151	4000	ポアソン
六日町断層帯 北部 (ケース 1)		7.1	32	32	5400	ポアソン
六日町断層帯 北部 (ケース 2)		7.1	28	28	3600	BPT
六日町断層帯 南部		7.3	43	44	6700	BPT
高田平野東縁断層帯		7.2	42	44	2300	ポアソン
高田平野西縁断層帯		7.3	52	53	3500	BPT
長野盆地西縁断層帯		7.8	74	76	1650	BPT

特定震源の名称		分類	地震規模 M	等価震源距離Xeq (km) 荒浜側 大湊側		平均活動間隔 (年)	発生確率モデル
化口旧油	東傾斜		7.5	258	257	1000	ポアソン
秋田県仲	西傾斜		7.5	259	257	1000	ポアソン
山开	 「県沖	-	7.7	169	167	1000	BPT
新潟県	具北部沖	-	7.5	117	116	1000	BPT
			7.8	235	233	750	ポアソン
	東傾斜	海域	7.8	199	197	750	ポアソン
仕			7.8	148	147	750	ポアソン
在彼局北万仲			7.8	235	234	750	ポアソン
	西傾斜		7.8	199	198	750	ポアソン
			7.8	149	147	750	ポアソン
佐渡島北方沖~北海道西方沖 (連動)			8.4	280	278	3900	ポアソン
想定 D 断属	層による地震		8.0	74	75	25000	ポアソン

第3.2.1.b-3表 震源モデルの諸元(日本海東縁部の地震)

第3.2.1.b-4表 ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方(1/3)

項目	分岐	重み	重み付けの考え方
	3セグメントの連動(各発生 パターンの出現確率を考慮)	1/3	
震源の 組み合わせ	長岡平野西縁断層帯を 1 セグメントとして評価 (常に連動)	1/3	複数の連動パターンを考慮し, 重みは等配分とした。
	3セグメントが単独で活動	1/3	
佰 公 在	50°	1/2	調査結果と中越沖地震の知見
1頃示十 円	35°	1/2	に基づき設定した。
	中央	1/3	
アスペリティ 位置	至近	1/3	複数の位置を設定し、重みは等の
عصر عندر	遠方	1/3	
距離減衰式の	補正あり	1/2	中越沖地震の知見に基づき設
補正係数	 補正なし	1/2	定した。

(a) 陸域の主要な活断層(長岡平野西縁断層帯)

第3.2.1.b-4表 ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方(2/3)

項目	分岐	重み	重み付けの考え方
	①各セグメントが常に個別に 活動	1/9	
	 ②F-D,高田沖は常に個別, F-B+佐渡島南方は連動 	1/9	
	③F-D+高田沖は常に連動, F-B 断層, 佐渡島南方断層は常 に個別に活動	1/9	
電酒の	④F-D, 高田沖は常に連動, F-B+佐渡島南方は連動	1/9	海粉の 海動パターンを考虑]
組み合わせ	⑤F-D+高田沖は連動, その他は常に個別に活動	1/9	していた。 重みは等配分とした。
	⑥F-D+高田沖は連動, F-B+佐渡島南方は連動	1/9	
	⑦高田沖+F-D+F-B は連動, 佐渡島南方は常に個別に活動	1/9	
	⑧高田沖+F-D+佐渡島南方 は連動, F-B は常に個別に活動	1/9	
	⑨高田沖+F-D+F-B+佐渡島 南方は連動	1/9	
生きませ	中越沖地震の知見を考慮	2/3	中越沖地震の知見に基づき設
地辰况倏	松田式	1/3	定した。
	中央	1/3	
アスペリティ 位置	至近	1/3	複数の位置を設定し、重みは等 配分とした。
	遠方	1/3	
距離減衰式の	補正あり	1/2	中越沖地震の知見に基づき設
補正係数	補正なし	1/2	定した。

(b) 海域の主要な活断層

第3.2.1.b-4表 ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方(3/3)

項目	分岐		重み	重み付けの考え方	
半径 30km	区分する)	1/2	敷地周辺の地質調査範囲に基	
の区分	区分しない	2	1/2	づき設定した。	
ト店	観測記録		1/2	過去に発生した地震と地震本	
」 U	0.9		1/2	部(2012)に基づき設定した。	
		中央値	1/6		
	歴史地震	最小値	1/6		
地震規模 (最大 M)		最大値	1/6	歴史地震と、島崎(2009)に基 づき設定した。	
	自広(2000)	M7.1	3/8		
	局呵(2009)	M7.4	1/8		

(c) 領域震源

評価方法		偶然的不確実さ(βR)	認識論的不確実さ (β _U)	
	現実的耐力	・構造材料定数	・施工精度	
		・損傷限界時ひずみ	・実験データの統計的精度	
			・耐力評価式の誤差	
建物 構築物	現実的応答	・構造材料定数	・モデル形態	
		・地盤材料定数	・剛性評価の仮定	
			・復元力特性のモデル化	
			・耐震要素の評価範囲	

第3.2.1.c-1-1表 考慮する不確実さ要因の例

第3.2.1. c-1-2 表 損傷限界点の現実的な値(地震 PSA 学会標準)

損傷限界点の指標		平均值	変動係数
1.) 105 71 22 7	ボックス壁	5.36×10^{-3}	0.24
でんめいすみ	円筒壁	9.77×10^{-3}	0.33

地層	地盤せん断波	密度	ポアソン比	せん断	ヤング係数
T.M.S.L.	速度	ρ		弾性係数	2
(m)	Vs (m/s)	(kN/m ³)	ν	$G(N/mm^2)$	$E(N/mm^2)$
+12.0	150	16.1	0.347	37.3	100
+8.0	200	16.1	0.308	65.7	172
+4.0	330	17.3	0.462	192	562
-6.0	490	17.0	0.451	416	1210
-33.0	530	16.6	0.446	475	1370
-90.0	590	17.3	0.432	613	1760
-136.0	650	19.3	0.424	833	2370
-155.0	720	19.9	0.416	1050	2980

第 3.2.1.c-1-3 表 地盤物性値

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
建屋部	コンクリート: Fc=52.6(N/mm ²) 鉄筋: SD35, SD40 (SD345,SD390相当)	3.21×10 ⁴	1.34×10 ⁴	5
基礎スラブ	コンクリート: Fc=47.9(N/mm ²) 鉄筋: SD35 (SD345相当)	2.98×10 ⁴	1.24×10 ⁴	5

第 3.2.1.c-1-4 表 物性值 (原子炉建屋)

第3.2.1.c-1-5表物性値(コントロール建屋)

部位	使用材料	ヤング係数 E(N/mm ²)	せん断 弾性係数 G(N/mm ²)	減衰定数 h(%)
建屋部	コンクリート: Fc=52.6(N/mm ²) 鉄筋:SD35 (SD345相当)	3.21×10 ⁴	1.34×10 ⁴	5
基礎スラブ	コンクリート: Fc=47.9(N/mm ²) 鉄筋:SD35 (SD345相当)	2.98×10 ⁴	1.24×10 ⁴	5

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G(N/mm ²)	減衰定数 h(%)
建屋部	コンクリート: Fc=52.6 (N/mm ²) 鉄筋:SD35 (SD345相当)	3.21×10 ⁴	1.34×10 ⁴	5
基礎スラブ	コンクリート: Fc=47.9 (N/mm ²) 鉄筋:SD35 (SD345相当)	2.98×10 ⁴	1.24×10 ⁴	5
鉄骨部	鉄骨:SS41, SM41A, SM50A (SS400, SM400A, SM490A相当)	2.05×10 ⁵	7.90×10 ⁴	2

第3.2.1.c-1-6表 物性値(タービン建屋)

第 3.2.1.c-1-7 表 物性値 (廃棄物処理建屋)

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h(%)
建屋部	コンクリート: Fc=52.6 (N/mm ²) 鉄筋:SD35 (SD345相当)	3.21×10 ⁴	1.34×10 ⁴	5
基礎スラブ	コンクリート: Fc=47.9 (N/mm ²) 鉄筋:SD35 (SD345相当)	2.98×10 ⁴	1.24×10 ⁴	5
鉄骨部	鉄骨:SS41, SM41A, SM50A (SS400, SM400A, SM490A相当)	2.05×10 ⁵	7.90×10 ⁴	2

物性値		現実的な物性値の評価方法
	コンクリート強度 Fc	平均值:1.63×設計基準強度
## 迷せ*! ⇒ *#		変動係数:0.13
伸垣的科定剱	コンクリートの減衰定数 h	平均值:5%
		変動係数:0.25
	地盤のせん断波速度 Vs	平均值:設計值
地盛竹梓庄剱		変動係数:0.10

第3.2.1.c-1-8表 現実的な物性値の評価方法

部位	質点 番号	高さ T.M.S.L. (m)	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量IG (×10 ⁵ kN·m ²)	部材 番号	せん断 断面積 A _s (m ²)	断面2次 モーメント I (m ⁴)
	1	49.7	39490	70.6	1	41.0	13700
	2	38.2	80520	410.9	2	83.0	51100
	3	31.7	84470	473.7	3	188.0	70600
	4	23.5	84770	293.2	4	132.5	69000
신 모수 수기	5	18.1	55380	198.1	5	149.4	84700
外壁部	6	12.3	81140	289.3	6	180.5	105000
	7	4.8	80120	296.2	7	183.2	112800
	8	-1.7	81300	298.1	8	223.5	119000
	9	-8.2	342450	945.4	9	3373.4	900600
	10	-13.7	216040	581.5			
	11	31.7	91400	32.4	11	119.6	7200
	12	23.5	155040	371.7	12	113.0	23300
原子炉	13	18.1	102870	305.0	13	137.6	23500
格納容器 (RCCV)	14	12.3	199270	408.9	14	139.2	23400
	15	4.8	124050	387.4	15	132.4	23600
	16	-1.7	136800	369.7	16	186.4	29600

第3.2.1.c-1-9(1)表 解析モデル諸元(原子炉建屋 水平 NS 方向)

部位	質点 番号	高さ T.M.S.L. (m)	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量IG (×10 ⁵ kN・m ²)	部材 番号	せん断 断面積 As(m ²)	断面2次 モーメント I(m ⁴)
	1	49.7	39490	147.1	1	54.7	30000
	2	38.2	80520	300.1	2	122.9	62600
	3	31.7	89570	299.1	3	172.7	87900
	4	23.5	67270	275.6	4	131.8	81900
61 日本 立7	5	18.1	50210	210.8	5	166.7	92800
外壁部	6	12.3	78630	320.7	6	179.3	114600
	7	4.8	76690	316.8	7	211.5	124000
	8	-1.7	79240	324.6	8	259.5	131000
	9	-8.2	342450	1039.5	9	3373.4	998600
	10	-13.7	216040	644.3			
	11	31.7	86300	267.7	11	219.0	6700
	12	23.5	172540	474.6	12	222.8	23300
原子炉	13	18.1	108040	340.3	13	207.4	23100
格納谷器 (RCCV)	14	12.3	201780	453.1	14	152.1	23400
	15	4.8	127480	432.5	15	180.1	21200
	16	-1.7	138860	409.9	16	164.4	23800

第3.2.1.c-1-9(2)表 解析モデル諸元(原子炉建屋 水平 EW 方向)

第3.2.1.c-1-9(3)表 建屋のばね定数(原子炉建屋 水平 EW 方向)

部材 番号	位置	剛性	減衰定数 (%)	
Kθ	9-12	回転剛性	2.18	4.85

第3.2.1.c-1-9(4)表 地盤ばね定数と減衰係数

	ばね番号	ばね定数	減衰係数
	K1	4.63×10^{-5}	2.90×10^{-5}
側面	К3	1.23×10^{-6}	$7.70~\times~10^{-5}$
水平ばね	K5	6.62×10^{-6}	1.52×10^{-6}
	K7	3.61×10^{-6}	7.73×10^{-5}
	K2	3.59×10^{-8}	7.11 \times 10 7
側面	K4	9.53 × 10 ⁸	1.89×10^{-8}
回転ばね	K6	5.24 × 10 ⁹	3.37×10^{-8}
	K8	2.82×10^{-9}	1.70×10^{-8}
底面水平ばね	К9	$4.71~\times~10^{-7}$	2.27×10^{-6}
底面回転ばね	K10	4.12×10^{-10}	5.01×10^{-8}

(原子炉建屋 2000gal 規準化入力 NS 方向)

注:ばね定数の単位は、kN/m(水平)、kN·m/rad(回転)

減衰係数の単位は、kN·s/m(水平)、kN·s·m/rad(回転)

第3.2.1.c-1-9(5)表 地盤ばね定数と減衰係数 (原子炉建屋 2000gal 規準化入力 EW 方向)

	ばね番号	ばね定数	減衰係数
	K1	4.63×10^{-5}	2.92×10^{5}
側面	К3	1.23×10^{-6}	7.73×10^{5}
水平ばね	K5	6.62×10^{-6}	1.52×10^{-6}
	K7	3.61×10^{-6}	7.72×10^{5}
	K2	3.59×10^{-8}	7.13×10^{-7}
側面	K4	9.53 × 10 ⁸	1.89×10^{-8}
回転ばね	K6	5.24 × 10 ⁹	3.39×10^{-8}
	K8	2.82×10^{-9}	1.71×10^{-8}
底面水平ばね	К9	4.69×10^{-7}	2.25×10^{-6}
底面回転ばね	K10	4.44×10^{-10}	5.82×10^{-8}

注: ばね定数の単位は、kN/m(水平)、kN·m/rad (回転)

減衰係数の単位は、kN·s/m(水平)、kN·s·m/rad(回転)

部位	質点 番号	高さ T.M.S.L. (m)	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量I _G (×10 ⁶ kN·m ²)	部材 番号	せん断 断面積 A _s (m ²)	断面2次 モーメント I(m⁴)
	1	24.1	68160	10.89	1	76.7	24000
	2	17.3	92410	14.80	2	112.1	27400
建屋部	3	12.3	103900	18.55	3	151.7	41700
	4	6.5	120780	22.62	4	156.8	53200
	5	1.0	65170	13.89	5	153.6	53200
基礎	6	-2.7	124330	19.88	6	2478.0	364300
スラブ	7	-5.5	81650	12.01			

第3.2.1.c-1-10(1)表 解析モデル諸元 (コントロール建屋 水平 NS 方向)

第3.2.1.c-1-10(2)表 解析モデル諸元 (コントロール建屋 水平 EW 方向)

部位	質点 番号	高さ T.M.S.L. (m)	質点重量 W(kN)	回転慣性 重量I _G (×10 ⁶ kN·m ²)	部材 番号	せん断 断面積 A _s (m ²)	断面2次 モーメント I(m ⁴)
	1	24.1	68160	22.64	1	68.9	38100
	2	17.3	92410	30.06	2	129.8	61100
建屋部	3	12.3	103900	33.17	3	151.7	84100
	4	6.5	120780	37.43	4	204.1	109100
	5	1.0	65170	24.86	5	202.3	107800
基礎	6	-2.7	124330	38.72	6	2478.0	718800
スラブ	7	-5.5	81650	23.70			

第3.2.1.c-1-10(3)表 地盤ばね定数と減衰係数 (コントロール建屋 2000gal 規準化入力 NS 方向)

	ばね番号	ばね定数	減衰係数
	K1	9.16×10 ⁵	5.33×10 ⁵
側面 水平ばね	К3	6.14×10 ⁵	3.57×10 ⁵
	K5	2.64×10 ⁵	1.54×10 ⁵
	K2	5.22×10 ⁸	9.11×10 ⁷
側面 回転ばね	K4	3.50×10 ⁸	6.10×10 ⁷
	K6	1.51×10 ⁸	2.63×10 ⁷
底面 水平ばね	K7	4.31×10 ⁷	1.81×10^{6}
底面 回転ばね	K8	2.37×10 ¹⁰	2.82×10 ⁸

注:ばね定数の単位は、kN/m(水平), kN·m/rad(回転)

減衰係数の単位は, kN・s/m(水平), kN・s・m/rad(回転)

第3.2.1.c-1-10(4)表 地盤ばね定数と減衰係数 (コントロール建屋 2000gal 規準化入力 EW 方向)

	ばね番号	ばね定数	減衰係数
	K1	9.16×10 ⁵	5.37×10 ⁵
側面 水平ばね	К3	6.14×10 ⁵	3.60×10 ⁵
	K5	2.64×10 ⁵	1.55×10 ⁵
	K2	5.22×10 ⁸	9.13×10 ⁷
側面 回転ばね	K4	3.50×10 ⁸	6.12×10 ⁷
	K6	1.51×10 ⁸	2.64×10 ⁷
底面 水平ばね	K7	4.18×10 ⁷	1.70×10 ⁶
底面 回転ばね	K8	3.74×10 ¹⁰	6.47×10 ⁸

注:ばね定数の単位は, kN/m (水平), kN·m/rad (回転) 減衰係数の単位は, kN·s/m (水平), kN·s·m/rad (回転)

第3.2.1.c-1-11(1)表 解析モデル諸元(タービン建屋 水平 NS 方向) 質点重量および回転慣性重量

標高				
T.M.S.L	T/G架台	建		屋
(m)				
		(1)	(2)	
44.3		34230	20910	
		24615	6678	
		(3)		
38.6		52320		
		11346		
		(4)	(5)	(6)
30.9		106960	41250	8290
		30626	75099	1373
			(7)	(8)
25.8			41390	23190
			441907	247039
	(19)	(9)	(10)	
20.4	103470	186550	97680	
	-	347244	391079	
	(20)	(11)	(12)	
12.3	70210	171270	204800	
	-	603207	505631	
		(13)	(14)	
4.9		163700	206300	
		576543	741432	
		(15)	(16)	
-1.1		116250	148030	
		385264	1020902	
		(17)		
-5.1		494300		
		3783700		
		(18)		
-7.9		264930		
		1487022		

質点重量 (kN)	1
回転慣性重量	$(\times 10^2 kN \cdot m^2)$

標高		7	r.	
T.M.S.L	T/G架台	ノノション		厔
(m)		(1)		
		(1)	(2)	_
44.3		4.00		
			2.70	
		(3)		
38.6		5.80		
			—	
		(4)	(5)	(6)
30.9			95.4	1.1
		204.1	64644	
			(7)	(8)
25.8			120.5	
		84328	50284	4.5
	(19)	(9)	(10)	
20.4	13.9	168.6	146.5	
	—	82226	72329	—
	(20)	(11)	(12)	
12.3		248.0	282.0	
		148356	108286	
		(13)	(14)	
4.9	10.2	251.5	393.6	
		129870	178046	
		(15)	(16)	
-1.1		273.8	392.0	
	—	145704	171477	
		(17)		
-5.1		7954		
		—		
-7.9		(18)		

第3.2.1.c-1-11(2)表 解析モデル諸元(タービン建屋 水平 NS 方向) せん断断面積および断面二次モーメント

せん断断面積(m ²)	
断面二次モーメント	(m ⁴)

第3.2.1.c-1-11(3)表 解析モデル諸元(タービン建屋 水平 EW 方向) 質点重量および回転慣性重量

標高 T.M.S.L (m)	T/G架台		建					屋		
		(1)	(2)		(3)		(4)		(5)	
44.3		4430	13150		13130		13320		11110	
		167	6325		6315		6404		3187	
		(6)	(7)		(8)		(9)		(10)	
38.6		5660	12750	1	12490		11840		9580	1
		353	6247		6119		5786		2824	
		(11)	(12)	(19)	(13)	(18)	(14)	(17)	(15)	(16)
30.9		11230	15770	2170	31100	19900	33180	19840	18760	4550
		1432	7786	0	9905	6051	10670	6031	5943	677
		(20)		(21)		(22)		(23)		(24)
25.8		10920		16720		11480		12390		13070
		716		8110		794		932		3805
	(42)	(25)	(26)		(27)	(31)	(28)	(30)	(29)	
20.4	103470	15110	52710		47390	24990	51130	25800	67100	
	-	775	79287		24879	13818	27223	15573	91614	
	(43)	(32)			(33)	(35)			(34)	
12.3	70210	125510			75880	83770			90910	
	-	322609			147835	166321			190033	
		(36)				(37)				
4.9		289670				80330				
		1049331				163506				
		(38)				(39)				
-1.1		185020				79260				
		668411				105304				
		(40)								
-5.1		494300								
		5278312								
		(41)								
-7.9		264930								
		2079794								

質点重量 (kN)	
回転慣性重量	$(\times 10^2 \mathrm{kN} \cdot \mathrm{m}^2)$

第3.2.1.c-1-11(4)表 解析モデル諸元(タービン建屋 水平 EW 方向) せん断断面積および断面二次モーメント

標高 T.M.S.L (m)	T/G架台		建					屋		
		(1)	(.	2)	(3)	(4	4)	(5)
44.3		1.30	0.72		0.72		0.72		0.72	
		-	-	0.06	-	0.09	-	0.09	-	0.09
		(6)	(7)		(8)		(9)		(10)	
38.6		1.90	0.91		0.91		0.91		0.91	
		—	-	—	-	—	-	_	—	_
		(11)	(12)	(19)	(13)	(18)	(14)	(17)	(15)	(16)
30.9		25.3		0.3		29.2		31.1		14.9
		7074	15.0	-	26.8	3772	26.8	3772	37.8	233
		(20)		(21)		(22)		(23)		(24)
25.8		42.9	222	9.6	452	26.9	294	28.2	1318	24.2
		25111		99		559		559		1436
	(42)	(25)	(2	26)	(27)	(31)	(28)	(30)	(2	.9)
20.4	25.3	61.4	62.8		45.9	37.6	11.9	19.3	107.4	
	-	38110	12036		2247	1022	157	372	27633	
	(43)	(32)			(33)	(35)	(33)	(35)	(34)	
12.3		175.5			67.3	111.4			117.1	
		69335			3640	14180			55072	
		(36)			(36)	(37)			(36)	
4.9	11.4	427.5				128.3				
		141670				13128				
		(38)				(39)				
-1.1	-	495.7				154.9				
		147630				11394				
		(40)								
-5.1		7954								
		-								
-7.9		(41)								

せん断断面積(m²)

断面二次モーメント (m⁴)

$\pi 0.2.1.01$ $\Pi(0)$ $\pi \mathbb{E}\mathbb{E}^{0}$ \mathbb{E} \mathbb{E} \mathbb{E}^{0} $\mathbb{E}\mathbb{E}^{0}$ \mathbb{E}	第 3.2.1.c-1-11(5)表	: 建屋のばね定数	(タービン建屋	水平	NS 方向)
---	--------------------	-----------	---------	----	--------

部材 番号	位置	剛性(×10 ⁴ kN/m)	減衰定数 (%)
K1	1 - 2	45.1	2
K2	4 - 5	0.0	4.85
K3	9 - 10	763.7	4.85
K4	11 - 12	904.0	4.85
K5	13 - 14	677.4	4.85
K6	15 - 16	477.3	4.85
K7	5 - 6	15.7	2
K8	7 - 8	27.6	4.85

部材 番号	位置	剛性 (×10 ⁴ kN/m)	減衰定数 (%)
K1	1 - 2	54.9	2
K2	6 - 7	141.5	4.85
К3	11 - 12	170.2	4.85
K4	25 - 26	1541.2	4.85
K5	11 - 19	0.0	4.85
K6	20 - 21	27.5	2
K7	36 - 37	156.4	4.85
K8	38 - 39	703.9	4.85
К9	2 - 3	36.3	2
K10	7 - 8	200.1	4.85
K11	12 - 13	421.0	4.85
K12	26 - 27	1154.8	4.85
K13	32 - 33	429.0	4.85
K14	18 - 19	0.0	4.85
K15	21 - 22	13.7	2
K16	26 - 31	764.9	4.85
K17	32 - 35	401.4	4.85
K18	3 - 4	36.3	2
K19	8 - 9	158.7	4.85
K20	13 - 14	618.8	4.85
K21	27 - 28	1082.3	4.85
K22	17 — 18	173.6	2
K23	22 - 23	0.0	4.85
K24	30 - 31	276.0	4.85
K25	36 - 37	174.8	4.85
K26	4 - 5	38.2	2
K27	9 - 10	199.0	4.85
K28	14 - 15	473.9	4.85
K29	28 - 29	745.3	4.85
K30	33 - 34	744.2	4.85
K31	16 - 17	0.0	4.85
K32	23 - 24	12.7	2
K33	29 - 30	881.0	4.85
K34	34 - 35	517.6	4.85

第3.2.1.c-1-11(6)表 建屋のばね定数(タービン建屋 水平 EW 方向)

第3.2.1.c-1-11(7)表 地盤ばね定数と減衰係数

		ばね定数	減衰係数
側面	K _{s1}	1.69×10^{-5}	1.83×10^{-5}
	K _{s2}	2.27×10^{-5}	2.46×10^{-5}
	K _{s3}	4.03×10^{-5}	4.36×10^{-5}
水平ばね	K _{s4}	5.41×10^{-5}	5.86×10^{-5}
	K _{s5}	1.15×10^{-6}	8.12×10^{-5}
	K _{s6}	1.84 $ imes$ 10 6	6.14×10^{-5}
側面 回転ばね	K _{r1}	3.10×10^{-8}	9.79×10^{-7}
	K _{r2}	4.15×10^{-8}	1.31×10^{-8}
	K _{r3}	7.37×10^{-8}	2.33×10^{-8}
	K _{r4}	9.89×10^{-8}	3.13×10^{-8}
	K _{r5}	2.21×10^{-9}	4.49×10^{-8}
	K _{r6}	3.39×10^{-9}	3.71×10^{-8}
底面水平ばね	K _{s7}	7.38×10^{-7}	5.56×10^{-6}
底面回転ばね	K _{r7}	1.80×10^{-11}	6.29×10^{-9}

(タービン建屋 2000gal 規準化入力 NS 方向)

注: ばね定数の単位は、kN/m (水平) 、kN・m/rad (回転)

減衰係数の単位は、kN・s/m (水平) 、kN・s・m/rad (回転)

弔 3. 2. 1. c−1−11(8) 表 地盤はねみ

		e	
		ばね定数	減衰係数
	K _{s1}	2.99×10^{-5}	3.21×10^{-5}
	K _{s2}	9.79 $ imes$ 10 4	1.05×10^{-5}
側面	K _{s3}	7.11×10^{-5}	7.65×10^{-5}
水平ばね	K _{s4}	2.33×10^{-5}	2.51×10^{-5}
	K _{s5}	1.15×10^{-6}	8.08×10^{-5}
	K _{s6}	1.84 $ imes$ 10 6	6.11×10^{-5}
	K _{r1}	5.46×10^{-8}	1.72×10^{-8}
	K _{r2}	1.79×10^{-8}	5.65×10^{-7}
側面 回転ばね	K _{r3}	1.30×10^{-9}	4.10×10^{-8}
	K _{r4}	4.26×10^{-8}	1.35×10^{-8}
	K _{r5}	2.21×10^{-9}	4.47×10^{-8}
	K _{r6}	3.39×10^{-9}	3.68×10^{-8}
底面水平ばね	K _{s7}	7.53×10^{-7}	5.78×10^{-6}
底面回転ばね	K _{r7}	1.40×10^{-11}	4.13×10^{-9}

(タービン建屋 2000gal 規準化入力 EW 方向)

注:ばね定数の単位は、kN/m (水平) 、kN・m/rad (回転)

減衰係数の単位は、kN・s/m (水平) 、kN・s・m/rad (回転)

T.M.S.L. (m)	建屋		
	(10)	(11)	
44.3	24625	8404	
	3.135	1.106	
	(9)		
36.0	21947		
	2.661		
	(7)		
30.9	33804		
	4.025	(0)	
		(8)	
30.4		19937	
		2.318	
• • •	(6)		
20.4	125574		
	15.37		
10.0	(3)		
12.3	10//23		
	19.	33	
(5	(4)		
6.5	21 67		
	(3)		
1 1	(3)		
-1.1	209333		
	(2)		
61	(2)		
-0.1	158505		
	(1)		
-8.6	76884		
	8 222		

第3.2.1.c-1-12(1)表 解析モデル諸元 (廃棄物処理建屋 水平 NS 方向)

T.M.S.L. (m)	建屋		
	(10)	(11)	
44.3	0.341		
	-	0 191	
	(9)	0.171	
36.0	0.480		
	-		
	(7)	_	
30.9	36.49		
	4990	(8)	
30.4		35.78	
		4230	
	(6)		
20.4	192.27		
	25:	540	
	(5)		
12.3	271.01		
	44580		
	(4)		
6.5	305.20		
	49890		
-1.1	300.95		
	50620		
	(2)		
-6.1	2613.40		
	279100		
-8.6	(1)		

重量(kN)				
回転慣性重量	$(\times 10^6 \mathrm{kN} \cdot \mathrm{m}^2)$			

せん断断	面積(m ²)
断面二次モー	$\neg \not\!$

T.M.S.L. (m)	建	屋		
	(10)			
44.3	330)29		
	0.4170			
	(9)			
36.0	21947			
	0.5875			
	(7)			
30.9	33804			
	1.322			
30.4		(8)		
		19937		
	0.2318			
a a 4	(6)			
20.4	125574			
	115.5			
10.0	(5)			
12.3	67.40			
	(4)			
6.5	(4)			
6.5	78 20			
	(3)			
11	(5)			
-1.1	86 11			
	(2)			
61				
-0.1	66 50			
	(1)			
-8.6	768	384		
	34	16		

<u>重量(kN)</u> 回転慣性重量 (×10⁶ kN・m²)

第 3.2.1.c-1-12(2)表	解析モデル諸元	(廃棄物処理建屋	水平	EW 方向)
370.2.1.0112(2)		()元末的心生足庄	1111	

T.M.S.L. (m)	建屋		
	(10)		
44.3	0.4329		
	- (0)	0.0252	
36.0	0.4305		
50.0	-		
	(7)		
30.9	47.75		
		(8)	
30.4	1775	24 59	
50.4	1775	541	
	(6)		
20.4	184.81		
	82380		
10.0	(5)		
12.3	163990		
	(4)		
6.5	381.66		
0.5	214550		
	(3)		
-11	415.42		
	228710		
	(2)		
-6.1	2613.40		
	1160600		
-8.6	(1)		

せん断断面積(m ²)	
断面二次モーメント(m ⁴)	

部材 番号	位置	剛性(×10 ⁴ kN/m)	減衰定数 (%)
K1	10 - 11	29.58	2

第3.2.1.c-1-12(3)表 建屋のばね定数(廃棄物処理建屋 水平 NS 方向)

第3.2.1.c-1-12(4)表 地盤ばね定数と減衰係数 (廃棄物処理建屋 2000gal 規準化入力 NS 方向)

		ばね定数	減衰係数	
側面水平ばね	K _{s1}	2.18 $ imes$ 10 6	4.10×10^{-5}	
側面回転ばね	K _{r1}	1.31×10^{-9}	7.13×10^{-7}	
底面水平ばね	K _{s2}	4.57×10^{-7}	2.04 $ imes$ 10 6	
底面回転ばね	K _{r2}	1.96×10^{-10}	1.39×10^{-8}	

注: ばね定数の単位は、kN/m (水平) 、kN・m/rad (回転) 減衰係数の単位は、kN・s/m (水平) 、kN・s・m/rad (回転)

第3.2.1.c-1-12(5)表 地盤ばね定数と減衰係数 (廃棄物処理建屋 2000gal 規準化入力 EW 方向)

		ばね定数	減衰係数	
側面水平ばね	K _{s1}	2.18 $ imes$ 10 6	4.08×10^{-5}	
側面回転ばね	K _{r1}	1.31×10^{-9}	7.45×10^{-7}	
底面水平ばね	K _{s2}	4.19×10^{-7}	1.71 $ imes$ 10 6	
底面回転ばね	K _{r2}	5.26×10^{-10}	9.60×10^{-8}	

注:ばね定数の単位は、kN/m (水平) 、kN・m/rad (回転) 減衰係数の単位は、kN・s/m (水平) 、kN・s・m/rad (回転)

方向	係数				中央値	$\beta_{\scriptscriptstyle R}$	$oldsymbol{eta}_{U}$
	\mathbf{F}_1	解放基盤表面の地震動に関す る係数	スペクトル形状係数		*	0.00	0.00
	Б	建屋への入力地震動に関する	地盤モデルに関するサブ応答係数		1.00		
	F 2	係数	基盤による入力損失に関するサブ応答	係数	1.00		
水平			建屋振動モデルに関するサブ応答係	建屋減衰	1.00	0.20	0.15
			数	建屋剛性	1.00	0.20	0.15
	\mathbf{F}_3	建屋の地震応答に関する係数	地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数		1.00		
			非線形応答に関するサブ応答係数		1.00		
			地震応答解析手法に関するサブ応答係数		1.00	0.00	0.00
	\mathbf{F}_1	解放基盤表面の地震動に関す る係数	スペクトル形状係数		*	0.00	0.00
	建屋への入力地震動に関する 地盤モデルに関するサブ応答係数			1.00			
	F 2	係数	基盤による入力損失に関するサブ応答係数		1.00		
鉛直	鉛直		建屋振動モデルに関するサブ応答係	建屋減衰	1.00	0.10	0.15
\mathbf{F}_3		数 建屋剛性		1.00	0.10	0.15	
	建屋の地震応答に関する係数	地盤-建屋連成系モデルに関するサブ応答係数		1.00			
			非線形応答に関するサブ応答係数		1.00		
			地震応答解析手法に関するサブ応答係	数	1.00	0.00	0.00

第3.2.1.c-3-2 表 建屋の応答係数

※建屋のスペクトル形状係数は、対象設備に応じ個別に算定する

第 3.2.1.d-1(1)表 7 号機 起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度 [/年]
建屋・構築物の損傷 (R/B)	3.8E-6
建屋・構築物の損傷 (RPV・PCV)	8.9E-7
格納容器バイパス	1.2E-7
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	7.8E-7
計測・制御系喪失	6. 9E-8
直流電源喪失	6. 0E-8
全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 (RCW・RSW 損傷)	3.8E-6
全交流動力電源喪失 (D/G 損傷)	2.7E-7
外部電源喪失	1.0E-4
過渡事象	1.5E-2

第 3.2.1.d-1(2)表 6 号機 起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度 [/年]
建屋・構築物の損傷 (R/B)	3.6E-6
建屋・構築物の損傷(RPV・PCV)	1.2E-6
格納容器バイパス	9.6E-7
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	1.0E-6
計測・制御系喪失	1.9E-7
直流電源喪失	1.3E-7
全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 (RCW・RSW 損傷)	1.7E-6
全交流動力電源喪失 (D/G 損傷)	2.0E-7
外部電源喪失	1.0E-4
過渡事象	1.5E-2

第3.2.1.d-2 表 評価対象シン	ステ	ム一層	氰
---------------------	----	-----	---

分類	
起因事象	建屋・構築物 (原子炉建屋)
	建屋・構築物(原子炉圧力容器・格納容器)
	格納容器バイパス
	原子炉冷却材圧力バウンダリ
	計測・制御系
	直流電源
	原子炉補機冷却系
	交流電源 (D/G)
	外部電源
緩和系	スクラム系
	SLC
	S/R 弁開, S/R 再閉鎖
	HPCF
	RCIC
	ADS
	LPFL
	RHR

お田南色発生後の上的海部	ストレスファクタ		今 公吐明		内的事象
正囚争家先生依の人的迥訣	認知	操作	禾俗吋间	迴訣唯平	(参考)
炉水位制御操作失敗					
水源切替操作失敗(初期*1)					
水源切替操作失敗(長期)					
原子炉減圧起動操作失敗					
注水不能認知失敗					
高圧注水系起動操作失敗					
低圧注水系起動操作失敗					
SLC 関連手動操作失敗					
RHR 系統操作失敗					
(ATWS 以外)					
RHR 系統操作失敗					
(ATWS)					
(※太字は内的事象から変更箇所)					
*1 初期水源として S/P に切り替	える場合				

第3.2.1.d-3 表 起因事象発生後の人的過誤確率評価例

第 3.2.1.d-4(1) 表 7 号機 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合
建屋・構築物の損傷 (R/B)	3.8E-6	24.6%
建屋・構築物の損傷(RPV・PCV)	8.9E-7	5.8%
格納容器バイパス事象	1.2E-7	0.8%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	7.8E-7	5.0%
計測・制御系喪失	6.9E-8	0.4%
直流電源喪失	6.0E-8	0.4%
全交流動力電源喪失(RCW・RSW損傷)	3.8E-6	25.0%
全交流動力電源喪失(D/G 損傷)	2.7E-7	1.8%
外部電源喪失	1.7E-6	11.2%
過渡事象	3.9E-6	25.0%
合計	1.5E-5	100%

第3.2.1.d-4(2) 表 6号機 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合
建屋・構築物の損傷 (R/B)	3.6E-6	28.9%
建屋・構築物の損傷(RPV・PCV)	1.2E-6	9.8%
格納容器バイパス事象	9.6E-7	7.7%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失	1.0E-6	8.2%
計測・制御系喪失	1.9E-7	1.5%
直流電源喪失	1.3E-7	1.0%
全交流動力電源喪失(RCW・RSW損傷)	1.7E-6	14.0%
全交流動力電源喪失(D/G 損傷)	2.0E-7	1.6%
外部電源喪失	2.1E-7	1.6%
過渡事象	3.2E-6	25.6%
合計	1.2E-5	100%

第3.2.1.d-5(1)表 7号機 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与が大きい事故シーケンスの概要

起因事象	主要な事故シーケンスの概要	左欄事故シーケンスによる炉心損傷頻度 (起因事象別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
建屋・構築物の損傷 (R/B)	地震により「原子炉建屋基礎地盤 すべり線」又は「原子炉建屋」が損 傷すると建屋全体の崩壊の可能性 があり、同時に建屋内の格納容器 (RCCV)又は原子炉圧力容器など の機器及び構造物が大規模な損傷 を受ける可能性がある。 発生した場合の緩和系への影響 を厳密に判断することが困難であ るため、全損を仮定し、保守的に原 子炉停止及び炉心冷却が不可能に なるものと想定し直接炉心損傷に 至るケース	3.8E-06 [/炉年] (3.8E-06 [/炉年])	・原子炉建屋基礎地盤すべり線の損傷
全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 (RCW・RSW 損傷)	地震により外部電源と D/G のサ ポート系(RCW・RSW)が機能喪 失することで「全交流動力電源喪 失」の起因事象となる。 その後,事象初期の原子炉隔離時 冷却系(以下, RCIC)による原子 炉注水に成功するものの, RCIC 運 転継続に必要な直流電源及び水源 を確保できないため注水継続に失 敗し炉心損傷に至るケース	3.3E-06 [/炉年] (3.8E-06 [/炉年])	・外部電源喪失(地震)+RCW 熱交換器の構造損傷 ・外部電源喪失(地震)+RCW 配管の構造損傷

第3.2.1.d-5(1) 表 7号機 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与が大きい事故シーケンスの概要

起因事象	主要な事故シナリオ	左欄事故シーケンスによる炉心損傷頻度 (起因事象別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
過渡事象	地震により「過渡事象」が発生するも のの,外部電源は健全であり,スクラム, S/R 弁による圧力制御,HPCFによる原 子炉注水には成功するが,RHR による 格納容器除熱失敗により炉心損傷に至 るケース	3.0E-06 [/炉年] (3.9E-06 [/炉年])	・RHR 系統操作失敗(人的過誤)
外部電源喪失	地震により「外部電源喪失」の起因事 象が発生するが非常用交流電源は健全 であり電源は確保される。その後のスク ラム, S/R 弁による圧力制御に成功し, HPCF による原子炉注水には成功する が,残留熱除去系(以下,RHR)による 格納容器除熱失敗により炉心損傷に至 るケース	1.4E-06 [/炉年] (1.7E-06 [/炉年])	・外部電源喪失(地震)+RHR 弁の機能損傷 ・外部電源喪失(地震)+RHR 配管の構造損傷
建屋・構築物の 損傷(格納容 器・圧力容器)	地震により原子炉格納容器又は原子 炉圧力容器が損傷した場合の緩和系へ の影響を厳密に判断することが困難で あるため,保守的に原子炉停止及び炉心 冷却が不可能になるものと想定し直接 炉心損傷に至るケース	8.9E-07 [/炉年] (8.9E-07 [/炉年])	・RPV ペデスタルの損傷
第3.2.1.d-5(2) 表 6号機 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与が大きい事故シーケンスの概要

起因事象	主要な事故シーケンスの概要	左欄事故シーケンスによる炉心損傷頻度 (起因事象別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
建屋・構築物の損傷 (R/B)	地震により「原子炉建屋基礎地盤 すべり線」又は「原子炉建屋」が損 傷すると建屋全体の崩壊の可能性 があり、同時に建屋内の格納容器 (RCCV)又は原子炉圧力容器など の機器及び構造物が大規模な損傷 を受ける可能性がある。 発生した場合の緩和系への影響 を厳密に判断することが困難であ るため、全損を仮定し、保守的に原 子炉停止及び炉心冷却が不可能に なるものと想定し直接炉心損傷に 至るケース	3.6E-06 [/炉年] (3.6E-06 [/炉年])	・原子炉建屋基礎地盤すべり線の損傷
過渡事象	地震により「過渡事象」が発生す るものの,外部電源は健全であり, スクラム, S/R 弁による圧力制御, HPCF による原子炉注水には成功 するが, RHR による格納容器除熱 失敗により炉心損傷に至るケース	2.6E-06 [/炉年] (3.2E-06 [/炉年])	・RHR 系統操作失敗(人的過誤)

第3.2.1.d-5(2) 表 6号機 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与が大きい事故シーケンスの概要

起因事象	主要な事故シナリオ	左欄事故シーケンスによる炉心損傷頻度 (起因事象別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
全交流 <mark>動力</mark> 電源 喪失 (RCW·RSW 損 傷)	地震により外部電源と D/G のサポー ト系(RCW・RSW)が機能喪失するこ とで「全交流動力電源喪失」の起因事象 となる。 その後,事象初期の原子炉隔離時冷却 系(以下, RCIC)による原子炉注水に 成功するものの, RCIC 運転継続に必要 な直流電源及び水源を確保できないた め注水継続に失敗し炉心損傷に至るケ ース	1.7E-06 [/炉年] (1.7E-06 [/炉年])	・外部電源喪失(地震)+RCW 弁の機能損傷
建屋・構築物の 損傷(格納容 器・圧力容器)	地震により原子炉格納容器又は原子 炉圧力容器が損傷した場合の緩和系へ の影響を厳密に判断することが困難で あるため,保守的に原子炉停止及び炉心 冷却が不可能になるものと想定し直接 炉心損傷に至るケース	1.2E·06 [/炉年] (1.2E·06 [/炉年])	・RPV ペデスタルの損傷
原子炉冷却材圧 カバウンダリ喪 失	地震により原子炉格納容器内にある 一次系配管の大規模な破断により E-LOCA が発生し直接炉心損傷に至 るケース。	1.0E-06 [/炉年] (1.0E-06 [/炉年])	・格納容器内配管

第3.2.1.d-6(1) 表 7号機 炉心損傷シーケンス別炉心損傷頻度

炉心損傷シーケンス	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合
崩壊熱除去失敗シーケンス (TW)	5.3E-6	34.7%
建屋・構築物(R/B)の損傷シーケンス (RBR)	3.8E-6	24.6%
電源喪失シーケンス (TB)	$3.5 ext{E-6}$	23.0%
建屋・構築物 (RPV・PCV) の損傷シーケンス (PCVR)	8.9E-7	5.8%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失シーケンス (LOCA)	8.2E-7	5.3%
電源喪失シーケンス (TBU)	3.7E-7	2.4%
未臨界確保失敗シーケンス (TC)	$3.6\mathrm{E}$ -7	2.3%
格納容器バイパスシーケンス (BYPASS)	1.2E-7	0.8%
計測・制御系喪失シーケンス (CI)	6.9E-8	0.4%
電源喪失シーケンス (TBD)	6.0E-8	0.4%
高圧注水失敗,減圧失敗シーケンス (TQUX)	2.3E-8	0.2%
電源喪失シーケンス (TBP)	2.0E-8	0.1%
高圧注水失敗,低圧注水失敗シーケンス (TQUV)	1.3E-8	0.1%
全炉心損傷頻度	1.5E-5	100%

第3.2.1.d-6(2) 表 6号機 炉心損傷シーケンス別炉心損傷頻度

炉心損傷シーケンス	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合
建屋・構築物(R/B)の損傷シーケンス (RBR)	3.6E-6	28.9%
崩壊熱除去失敗シーケンス (TW)	3.3E-6	26.2%
電源喪失シーケンス (TB)	1.9E-6	15.0%
建屋・構築物(RPV・PCV)の損傷シーケンス (PCVR)	1.2E-6	9.8%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失シーケンス (LOCA)	1.1E-6	8.9%
格納容器バイパスシーケンス (BYPASS)	9.6E-7	7.7%
計測・制御系喪失シーケンス (CI)	1.9E-7	1.5%
電源喪失シーケンス (TBD)	1.3E-7	1.0%
電源喪失シーケンス (TBU)	5.4E-8	0.4%
高圧注水失敗,減圧失敗シーケンス (TQUX)	3.1E-8	0.3%
未臨界確保失敗シーケンス (TC)	1.4E-8	0.1%
電源喪失シーケンス (TBP)	1.0E-8	0.1%
高圧注水失敗,低圧注水失敗シーケンス (TQUV)	6.4E-9	0.1%
全炉心損傷頻度	1.2E-5	100%

第3.2.1.d-7(1) 表 7 号機 炉心損傷シーケンスに対する分析結果(1/3)

炉心損傷シーケンス	主要な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
崩壊熱除去失敗シーケン ス (TW)	過渡事象+RHR による崩壊熱除 去失敗	3.0E-06 [/炉年] (5.3E-06 [/炉年])	・RHR 系統操作失敗(人的過誤)
建屋・構築物(R/B)の損 傷シーケンス (RBR)	原子炉建屋の損傷	3.8E-06 [/炉年] (3.8E-06 [/炉年])	・原子炉建屋基礎すべり線の損傷
電源喪失シーケンス (TB)	外部電源喪失+RCW・RSW 損傷 (全交流動力電源喪失)	3.3E-06 [/炉年] (3.5E-06 [/炉年])	・外部電源喪失(地震)+RCW 熱交換器の構造損傷 ・外部電源喪失(地震)+RCW 配管の構造損傷
建屋・構築物 (RPV・PCV) の損傷シーケンス (PCVR)	RPV 損傷	8.9E-07 [/炉年] (8.9E-07 [/炉年])	・RPV ペデスタルの構造損傷

第3.2.1.d-7(1) 表 7号機 炉心損傷シーケンスに対する分析結果(2/3)

炉心損傷シーケンス	主な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
原子炉冷却材圧力バウンダ リ喪失シーケンス (LOCA)	原子炉冷却材圧力バウン ダリ喪失	7.8E-07 [/炉年] (8.2E-07 [/炉年])	・格納容器内配管の損傷
電源喪失シーケンス (TBU)	全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失(外 部 電 源 喪 失 + RCW・ RSW 損傷)+RCIC 注水 失敗	3.5E-07 [/炉年] (3.7E-07 [/炉年])	 ・外部電源喪失(地震)+復水貯蔵槽周り配管(RCIC 水源)の構造損傷+RCW熱交換器の構造損傷 ・外部電源喪失(地震)+復水貯蔵槽周り配管(RCIC 水源)の構造損傷+非常用取水路の損傷
未臨界確保失敗シーケンス (TC)	全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失(外 部 電 源 喪 失 + RCW・ RSW 損傷)+スクラム 失敗	1.7E-07 [/炉年] (3.6E-07 [/炉年])	 ・外部電源喪失(地震)+上部格子板損傷+RCW 熱交換器の構造損傷 ・外部電源喪失(地震)+CRD 配管構造損傷+RCW 熱交換器の構造損傷
格納容器バイパスシーケン ス (BYPASS)	低耐震クラス配管破断+ 格納容器隔離弁損傷	1.2E-07 [/炉年] (1.2E-07 [/炉年])	 ・原子炉冷却材浄化系 (CUW 系) 配管の構造損傷+CUW 系隔離弁の機能損傷 ・停止時冷却隔離弁下流の低圧設計配管の構造損傷+停 止時冷却隔離弁の機能損傷

第3.2.1.d-7(1) 表 7 号機 炉心損傷シーケンスに対する分析結果(3/3)

炉心損傷シーケンス	主な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
計測・制御系喪失シーケンス (CI)	計測・制御系の損傷	6.9E-08 [/炉年] (6.9E-08 [/炉年])	・コントロール建屋の損傷 ・直立盤の機能損傷
電源喪失シーケンス (TBD)	直流電源喪失	6.0E-08 [/炉年] (6.0E-08 [/炉年])	・電線管の構造損傷 ・直流 125V 主母線盤の機能損傷
高圧注水失敗,減圧失敗シー ケンス (TQUX)	過渡事象+高圧注水失敗 +減圧失敗	1.8E-08 [/炉年] (2.3E-08 [/炉年])	 ・原子炉減圧起動操作失敗+原子炉水位高誤信号(ランダム故障) ・原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位高誤信号(ランダム故障)
電源喪失シーケンス (TBP)	全交流動力電源喪失(外 部 電 源 喪 失 + RCW・ RSW 損傷)+S/R 弁再閉 鎖失敗	1.9E-08 [/炉年] (2.0E-08 [/炉年])	 ・外部電源喪失(地震)+RCW 熱交換器の構造損傷+ S/R 弁のランダム故障 ・外部電源喪失(地震)+RCW 配管の構造損傷+S/R 弁のランダム故障
高圧注水失敗,低圧注水失敗 シーケンス (TQUV)	過渡事象+高圧注水失敗 +低圧注水失敗	6.4E-09 [/炉年] (1.3E-08 [/炉年])	・RCW 熱交換器の構造損傷+RCIC ランダム故障 ・RCW 配管の構造損傷+RCIC ランダム故障

第3.2.1.d-7(2) 表 6号機 炉心損傷シーケンスに対する分析結果(1/3)

炉心損傷シーケンス	主要な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
建屋・構築物(R/B)の損 傷シーケンス (RBR)	原子炉建屋の損傷	3.6E-06 [/炉年] (3.6E-06 [/炉年])	・原子炉建屋基礎すべり線の損傷
崩壊熱除去失敗シーケン ス (TW)	過渡事象+RHR による崩壊熱除 去失敗	2.6E-06 [/炉年] (3.3E-06 [/炉年])	・RHR 系統操作失敗(人的過誤)
電源喪失シーケンス (TB)	外部電源喪失+RCW・RSW 損傷 (全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失)	1.7E-06 [/炉年] (1.9E-06 [/炉年])	・外部電源喪失(地震)+RCW 弁の機能損傷
建屋・構築物 (RPV・PCV) の損傷シーケンス (PCVR)	RPV 損傷	1.2E-06 [/炉年] (1.2E-06 [/炉年])	・RPV ペデスタルの構造損傷

第3.2.1.d-7(2) 表 6号機 炉心損傷シーケンスに対する分析結果(2/3)

炉心損傷シーケンス	主な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
原子炉冷却材圧力バウンダ リ喪失シーケンス (LOCA)	原子炉冷却材圧力バウン ダリ喪失	1.0E-06 [/炉年] (1.1E-06 [/炉年])	・格納容器内配管の損傷
格納容器バイパスシーケン ス (BYPASS)	低耐震クラス配管破断+ 格納容器隔離弁損傷	9.6E-07 [/炉年] (9.6E-07 [/炉年])	・原子炉給水ライン(FDW 系)配管の構造損傷+FDW 系隔離弁の機能損傷
計測・制御系喪失シーケンス (CI)	計測・制御系の損傷	1.9E-07 [/炉年] (1.9E-07 [/炉年])	・バイタル交流電源装置の機能損傷 ・交流 120V バイタル分電盤の損傷
電源喪失シーケンス (TBD)	直流電源喪失	1.3E-07 [/炉年] (1.3E-07 [/炉年])	・電線管の構造損傷

第3.2.1.d-7(2) 表 6号機 炉心損傷シーケンスに対する分析結果(3/3)

炉心損傷シーケンス	主な事故シーケンス	炉心損傷頻度 (炉心損傷シーケンス別の全炉心損傷頻度)	主要なカットセット
電源喪失シーケンス (TBU)	全交流動力電源喪失(外 部 電 源 喪 失 + RCW・ RSW 損傷)+RCIC 注水 失敗	4.6E-08 [/炉年] (5.4E-08 [/炉年])	・外部電源喪失(地震)+復水貯蔵槽周り配管(RCIC 水源)の構造損傷+RCW 弁の機能損傷
高圧注水失敗,減圧失敗シー ケンス (TQUX)	過渡事象+高圧注水失敗 +減圧失敗	1.8E-08 [/炉年] (3.1E-08 [/炉年])	 ・原子炉減圧起動操作失敗+原子炉水位高誤信号(ランダム故障) ・原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位高誤信号(ランダム故障)
未臨界確保失敗シーケンス (TC)	全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失(外 部電源喪失)+スクラム 失敗+SLC 失敗	5.1E-09 [/炉年] (1.4E-08 [/炉年])	・外部電源喪失(地震) +シュラウドサポート損傷+SLC 操作失敗
電源喪失シーケンス (TBP)	全交流動力電源喪失(外 部 電 源 喪 失 + RCW・ RSW 損傷) + S/R 弁再閉 鎖失敗	9.0E-09 [/炉年] (1.0E-08 [/炉年])	・外部電源喪失(地震)+RCW 弁の機能損傷+S/R 弁 のランダム故障
高圧注水失敗,低圧注水失敗 シーケンス (TQUV)	過渡事象+高圧注水失敗 +低圧注水失敗	3.6E-09 [/炉年] (6.4E-09 [/炉年])	・RCW 弁の機能損傷+RCIC ランダム故障

加速度区分	地震発生頻度	炉心損傷頻度	寄与割合	累積寄与割合
$1(120 \sim 175 \text{ gal})$	8 2F-03	1.4F-06	9.2%	9.2%
$2(175 \sim 225 \text{gal})$	3 2E-03	5.5E-07	3.6%	12.7%
$3(225 \sim 275 \text{gal})$	1.6E-03	2.8E-07	1.8%	14.6%
$4(275 \sim 325 \text{gal})$	9.0E-04	1.6E-07	1.0%	15.6%
$5(325 \sim 375 \text{gal})$	5.3E-04	9.2E-08	0.6%	16.2%
$6(375 \sim 425 \text{gal})$	3.3E-04	5.9E-08	0.4%	16.5%
$7(425 \sim 475 \text{gal})$	2 1E-04	4 1E-08	0.3%	16.8%
$8(475 \sim 525 \text{ gal})$	1 4F-04	3.3E-08	0.2%	17.0%
$9(525 \sim 575 \text{ gal})$	9.9E-05	3.2E-08	0.2%	17.0%
$10(575 \sim 625 \text{ gal})$	7.0E-05	3.7E-08	0.2%	17.5%
$11(625 \sim 675 \text{ gal})$	5.0E-05	3.7E 00	0.2%	17.5%
$12(675 \sim 725 \text{ gal})$	3.7E-05	4.0L 00	0.3%	18.2%
$12(075 \sim 725 \text{gal})$	2 95-05	0.1E-09	0.4%	10.2/0
13(725 - 775 gal)	2.62 05	9.1E 00	0.0%	10.6%
15(025 ex 075 col)	2.1E-05	1.2E-07	0.0%	19.0%
$10(020 \sim 070 \text{gal})$	1.0E-00		1.1%	20.7%
$10(8/5 \sim 925 \text{gal})$	1.2E-05	2.2E-07	1.4%	22.1%
1/(925~9/5gal)	9.7E-06	2.8E-07	1.8%	23.9%
18(9/5~1025gal)	7.6E-06	3.4E-07	2.2%	26.0%
$19(1025 \sim 10/5 \text{gal})$	6.0E-06	4.0E-07	2.6%	28.6%
20(10/5~1125gal)	4.8E-06	4.6E-07	3.0%	31.6%
$21(1125 \sim 11/5 \text{gal})$	3.8E-06	5.2E-07	3.3%	34.9%
22(1175~1225gal)	3.1E-06	5.7E-07	3.7%	38.6%
23(1225~1275gal)	2.5E-06	6.1E-07	4.0%	42.6%
24(1275~1325gal)	2.1E-06	6.5E-07	4.2%	46.8%
25(1325~1375gal)	1.7E-06	6.9E-07	4.5%	51.3%
26(1375~1425gal)	1.4E-06	7.0E-07	4.6%	55.8%
27(1425~1475gal)	1.2E-06	7.0E-07	4.5%	60.4%
28(1475~1525gal)	1.0E-06	6.8E-07	4.4%	64.8%
29(1525~1575gal)	8.4E-07	6.4E-07	4.1%	68.9%
30(1575~1625gal)	7.1E-07	5.9E-07	3.8%	72.7%
31(1625~1675gal)	6.1E-07	5.4E-07	3.5%	76.2%
32(1675~1725gal)	5.2E-07	4.8E-07	3.1%	79.3%
33(1725~1775gal)	4.4E-07	4.2E-07	2.7%	82.1%
34(1775~1825gal)	3.7E-07	3.7E-07	2.4%	84.5%
35(1825~1875gal)	3.2E-07	3.2E-07	2.1%	86.5%
36(1875~1925gal)	2.7E-07	2.7E-07	1.8%	88.3%
37(1925~1975gal)	2.3E-07	2.3E-07	1.5%	89.8%
38(1975~2100gal)	4.6E-07	4.6E-07	3.0%	92.8%
39(2100~2300gal)	4.8E-07	4.8E-07	3.1%	95.9%
40(2300~2500gal)	2.7E-07	2.7E-07	1.8%	97.7%
41(2500~2700gal)	1.6E-07	1.6E-07	1.0%	98.7%
42(2700~2900gal)	9.2E-08	9.2E-08	0.6%	99.3%
43(2900~3100gal)	5.3E-08	5.3E-08	0.3%	99.6%
44(3100~3300gal)	2.9E-08	2.9E-08	0.2%	99.8%
45(3300~3500gal)	1.8E-08	1.8E-08	0.1%	99.9%
46(3500~3700gal)	8.1E-09	8.1E-09	0.1%	100.0%
47(3700~3900gal)	2.8E-09	2.8E-09	0.0%	100.0%
全炉心損	傷頻度	1.5E-05	100.0%	

第3.2.1.d-8(1)表 7号機 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果

加速度区分	地震発生頻度 [/年]	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合	累積寄与割合
1(120~175gal)	8.2E-03	1.4E-06	11.4%	11.4%
2(175~225gal)	3.2E-03	5.5E-07	4.4%	15.8%
3(225~275gal)	1.6E-03	2.8E-07	2.2%	18.0%
4(275~325gal)	9.0E-04	1.5E-07	1.2%	19.3%
5(325~375gal)	5.3E-04	9.2E-08	0.7%	20.0%
6(375~425gal)	3.3E-04	5.8E-08	0.5%	20.5%
7(425~475gal)	2.1E-04	3.9E-08	0.3%	20.8%
8(475~525gal)	1.4E-04	2.9E-08	0.2%	21.0%
9(525~575gal)	9.9E-05	2.6E-08	0.2%	21.2%
10(575~625gal)	7.0E-05	2.9E-08	0.2%	21.5%
11(625~675gal)	5.0E-05	3.6E-08	0.3%	21.8%
12(675~725gal)	3.7E-05	4.9E-08	0.4%	22.1%
13(725~775gal)	2.8E-05	6.6E-08	0.5%	22.7%
14(775~825gal)	2.1E-05	8.9E-08	0.7%	23.4%
15(825~875gal)	1.6E-05	1.2E-07	0.9%	24.3%
16(875~925gal)	1.2E-05	1.5E-07	1.2%	25.5%
17(925~975gal)	9.7E-06	1.8E-07	1.4%	26.9%
18(975~1025gal)	7.6E-06	2.1E-07	1.7%	28.6%
19(1025~1075gal)	6.0E-06	2.4E-07	2.0%	30.6%
20(1075~1125gal)	4.8E-06	2.8E-07	2.2%	32.8%
21(1125~1175gal)	3.8E-06	3.1E-07	2.5%	35.4%
22(1175~1225gal)	3.1E-06	3.5E-07	2.8%	38.2%
$23(1225 \sim 1275 \text{gal})$	2.5E-06	3.8E-07	3.1%	41.2%
$24(1275 \sim 1325 \text{gal})$	2.1E-06	4.2E-07	3.3%	44.6%
$25(1325 \sim 1375 \text{gal})$	1.7E-06	4.5E-07	3.6%	48.2%
26(1375~1425gal)	1.4E-06	4.8E-07	3.9%	52.1%
27(1425~1475gal)	1.2E-06	5.0E-07	4.0%	56.1%
28(1475~1525gal)	1.0E-06	5.0E-07	4.0%	60.1%
29(1525~1575gal)	8.4E-07	5.0E-07	4.0%	64.1%
30(1575~1625gal)	7.1E-07	4.8E-07	3.9%	68.0%
31(1625~1675gal)	6.1E-07	4.6E-07	3.7%	71.7%
$32(1675 \sim 1725 \text{gal})$	5.2E-07	4.2E-07	3.4%	75.1%
33(1725~1775gal)	4.4E-07	3.8E-07	3.1%	78.2%
34(1775~1825gal)	3.7E-07	3.4E-07	2.8%	80.9%
$35(1825 \sim 1875 \text{gal})$	3.2E-07	3.0E-07	2.4%	83.4%
36(1875~1925gal)	2.7E-07	2.7E-07	2.1%	85.5%
$37(1925 \sim 1975 \text{gal})$	2.3E-07	2.3E-07	1.9%	87.4%
38(1975~2100gal)	4.6E-07	4.6E-07	3.7%	91.1%
39(2100~2300gal)	4.8E-07	4.8E-07	3.8%	94.9%
40(2300~2500gal)	2.7E-07	2.7E-07	2.2%	97.1%
41(2500~2700gal)	1.6E-07	1.6E-07	1.3%	98.4%
42(2700~2900gal)	9.2E-08	9.2E-08	0.7%	99.1%
43(2900~3100gal)	5.3E-08	5.3E-08	0.4%	99.5%
44(3100~3300gal)	2.9E-08	2.9E-08	0.2%	99.8%
45(3300~3500gal)	1.8E-08	1.8E-08	0.1%	99.9%
46(3500~3700gal)	8.1E-09	8.1E-09	0.1%	100.0%
47(3700~3900gal)	2.8E-09	2.8E-09	0.0%	100.0%
全炉心損		1.2E-05	100.0%	

第 3.2.1.d-8(2) 表 6 号機 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果

	第	3.	2.	1.	d-9	(1)	表	7	号機	FV	重要度評価結果
--	---	----	----	----	-----	-----	---	---	----	----	---------

建屋・機器	中央値 (G)	HCLPF (G)	FV重要度	建屋・機器の損傷が影響を与える主 な事故シーケンス
1.RCW 熱交換器	1.81	0.98	1.4E-01	・TB シーケンス ・TBU シーケンス
2.RHR 系統操作失敗	_	_	1.4E-01	・TW シーケンス
3.RCW 配管	2.58	1.11	4.1E-02	・TB シーケンス ・TBU シーケンス
4.RHR 弁	2.61	1.13	3.8E-02	・TW シーケンス
5.RHR/LPFL 共通弁	2.61	1.13	3.8E-02	・TW シーケンス
6.RHR 配管	3.35	1.15	3.5E-02	・TW シーケンス
7.格納容器内配管	3.35	1.15	3.5E-02	・LOCA シーケンス
8.原子炉建屋基礎地盤 すべり線	1.83	1.33	2.7E-02	・RBR シーケンス
9.非常用取水路	2.20	1.33	2.0E-02	・TB シーケンス ・TBU シーケンス
10.RPV ペデスタル	2.65	1.24	1.8E-02	・PCVR シーケンス

第 3.2.1.d-9(2)表 6 号機 FV 重要度評価結果

建屋・機器	中央値 (G)	HCLPF (G)	FV重要度	建屋・機器の損傷が影響を与える主 な事故シーケンス
1.RHR 系統操作失敗	_	_	1.7E-01	・TW シーケンス
2.RCW 弁	2.24	0.97	1.6E-01	・TB シーケンス ・TBU シーケンス
3.格納容器内配管	2.55	1.10	6.7E-02	・LOCA シーケンス
4.原子炉建屋基礎地盤 すべり線	1.83	1.33	5.9E-02	・RBR シーケンス
5.耐震 B クラス配管 (確 率値 1)	_	_	4.1E-02	・BYPASS シーケンス
6.原子炉給水ライン隔 離弁	2.40	1.20	4.1E-02	・BYPASS シーケンス
7.RPV ペデスタル	2.82	1.22	3.5E-02	・PCVR シーケンス
8.セラミックインシュ レータ	0.91	0.43	1.7E-02	・外部電源喪失
9.RSW ポンプ起動失敗 CCF	_	_	1.4E-02	・TB シーケンス ・TBU シーケンス
10.原子炉冷却材再循環 ポンプ貫通孔	2.76	1.38	1.2E-02	・PCVR シーケンス

第3.2.1.d-10表 感度解析対象機器(損傷の完全独立想定機器)

(KK7)

FV 重要度	対象機器
1.4E-01	RCW 熱交換器
4. 1E-02	RCW 配管
3.8E-02	RHR 弁
3.8E-02	RHR/LPFL 共通弁
3.5E-02	RHR 配管
2.0E-02	非常用取水路
1.4E-02	RHR ポンプ

(KK6)

FV 重要度	対象機器
1.6E-01	RCW 弁
4.1E-02	原子炉給水ライン隔離弁



第3.2.1.a-1図 地震 PRA 評価フロー



第3.2.1.a-2図 プラントウォークダウン調査対象機器 選定フロー

柏崎刈羽原子力発電所7号機 Sheet No. プラントウォークダウン・チェックシート KK7-041			実施日	1 1	平成 26 年 2月 27 日				
			実施者	<u>×</u>					
機器	名称: (配管サポート名称: AN-	耐震クラ	ラス:	S 機器		o. :	191		
建屋	名:					•			
フロ	7:		区画:	桥	幾器配置	『図 Sh	.11		
[チ: A) B)	エック対象項目] <mark>(下記チェック欄にレ点を記</mark> 耐震安全性の確認	8							
A) 而	震安全性の確認(確認結果欄にレ点を記入す	る)	-						
No	点 検 項 目			確調	認結果	27.14	-	備考	
1	対象機器本体の評価		Y	N		N/A			
	a 対象機器の形状が図面(外形図・耐震計 上の相違が無い	算書等)と外見	Ľ						
	 b 対象機器と支持構造物との接合部に外 食・亀裂等)は無い 	見上の異常(腐	V						
	c 配管接合部と図面に外見上の相違点は無		V						
	d 配管接合部に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い								
2	2 アンカーボルト評価			\langle					
	a アンカーボルトの形状が図面(外形図・ と外見上の相違が無い	耐震計算書等)	V						
	b アンカーボルトに外見上の異常(腐食・1	亀裂等)は無い	u						
	 c アンカーボルトの締め付け強度は適切に (ゆるみ止め対策がされている等) 	管理されている	V						
	d アンカーボルト付近のコンクリート部に い	外見上亀裂がな	V						
3	二次的影響について								
	a 周辺の耐震クラスが低い機器,構築物等 することで二次的影響を及ぼすことがない	が倒壊又は損傷	V						
	b 倒壊により被害を与えうる周辺の機器の い	耐震性は問題な	V						
	c クレーン,燃料交換機の落下,部材のコン ブロック壁の倒壊など安全上重要な機器 ことがない	ンクリート剥落, に影響を及ぼす				V	機器上部が設置さ	『にクレーン されていない 『認。	
	d 機器に接続されるケーブルが柔軟な構造	をしている				V	接続され がないこ	いるケーブル とを確認	
	e S クラス以外の周辺機器の損傷時,周辺機 る影響はない	器の保有水によ	V						
	f 周囲に仮置きの火災源 ¹ はない	V							

第3.2.1.a-3図 プラントウォークダウン評価結果例 (1/4)

 B) 現場操作の確認(確認結果欄にレ点を記入する) (例 現場での起動が必要な設備,現場での復旧作業において機能回復が見込める設備) 						
占桧		確調	恩結果	供来		
	Y	Ν	U	N/A	ር~ መላ	
アクセス性						
a 対象機器の識別が可能である				V		
b 周辺設備又は周辺斜面からの被害を受けない				V		
c 可動部分のある器具 ² は存在しない				V		
d 近傍の設備の倒壊によりアクセスルートが塞がれる可能 性はない				V		
現場操作性						
a 現場での操作が可能である				V		
b 操作のための場所が確保できる				V		
c 機器の作動状態が確認できる				V		

特記事項

・現場操作は不要であるため、現場操作の確認については N/A とする。

総合評価(モデルへの反映方法、取扱い等も含む)

・地震 PRA で評価している範囲において, 耐震安全性に問題はない。

1 燃え始める可能性がある設備又は仮置きの可燃物

² 固定されていない点検用クレーン,梯子,可動式架台など,アクセス性を阻害する可能性のある器具

第3.2.1.a-3図 プラントウォークダウン評価結果例 (2/4)



RCW 配管 外観



RCW 配管 外観

第3.2.1.a-3図 プラントウォークダウン評価結果例 (3/4)



RCW 配管サポート 外観



RCW 配管サポート 外観

第3.2.1.a-3 図 プラントウォークダウン評価結果例(4/4)



第3.2.1.a-4図 起因事象の抽出フロー

×	0	6
5	30km 30km (2) (3) (2) (3) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1	
		0 5 10 20km

1	佐渡島棚東縁撓曲	(1)	親沢断層
2	F-B褶曲群	12	渋海川向斜部のリニアメント
3	佐渡島南方断層	(13)	悠久山断層
4	F-D褶曲群	14	半蔵金付近のリニアメント
5	高田沖褶曲群	(15)	柏崎平野東縁のリニアメント
6	角田・弥彦断層	16	山本山断層
\bigcirc	気比ノ宮断層	(17)	水上断層
8	片貝断層	18	上米山断層
9	中央丘陵西縁部断層	19	雁海断層
10	上富岡断層	20	十日町盆地西縁断層

注)背景色つきの断層は連動を考慮する。

第3.2.1.b-1図 敷地周辺の主な活断層(地質調査結果に基づく)



第3.2.1.b-2図 敷地周辺の主な活断層(地震調査研究推進本部(2012)に基づく)



第3.2.1.b-3図 日本海東縁部の特定震源



第3.2.1.b-4図 津波評価において考慮している特定震源



第 3.2.1.b-5 図 設定した領域区分



第3.2.1.b-6図 ロジックツリーを設定した陸域の主要な活断層



第3.2.1.b-7図 ロジックツリーを設定した海域の主要な活断層



第3.2.1.b-8図 ロジックツリーを設定した敷地周辺の領域震源



第3.2.1.b-9図 平均ハザード曲線(周期0.02秒, 荒浜側)



第 3.2.1.b-10 図 平均ハザード曲線(周期 0.02 秒,大湊側)



第 3.2.1.b-11 図 地震ごとのハザード曲線(荒浜側,水平動)



第3.2.1.b-12図 地震ごとのハザード曲線(大湊側,水平動)



第3.2.1.b-13図 フラクタイル地震ハザード曲線(周期0.02秒, 荒浜側)



第3.2.1.b-14図 フラクタイル地震ハザード曲線(周期0.02秒,大湊側)


第3.2.1.b-15図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss の応答スペクトルの比較(荒浜側)



第3.2.1.b-16図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss の応答スペクトルの比較(大湊側)



第3.2.1.b-17図 周期ごとの平均ハザード曲線(荒浜側)

3.2.1 - 137



第3.2.1.b-18図 周期ごとの平均ハザード曲線(大湊側)

3.2.1 - 138



第3.2.1.b-19図 フラジリティ評価に用いる模擬地震波と目標応答スペクトルに対するフィッティング(荒浜側)



第3.2.1.b-20図 フラジリティ評価に用いる模擬地震波と目標応答スペクトルに対するフィッティング(大湊側)





注記 • : 原子炉圧力容器(以下,「RPV」と略す。)

第3.2.1.c-1-1図 原子炉建屋の概略平面図(地下3階)



第3.2.1.c-1-2図 原子炉建屋の概略断面図(NS方向断面)



第3.2.1.c-1-3図 コントロール建屋の概略平面図(地下2階)



第3.2.1.c-1-4図 コントロール建屋の概略断面図(NS方向断面)



第3.2.1.c-1-5図 タービン建屋の概略平面図(地下2階)



第3.2.1.c-1-6図 タービン建屋の概略断面図(NS方向断面)



第3.2.1.c-1-7図 廃棄物処理建屋の概略平面図(地下3階)



第3.2.1.c-1-8図 廃棄物処理建屋の概略断面図(NS方向断面)

3.2.1-144



第3.2.1.c-1-9図 解析モデル(原子炉建屋 水平)

T.M.S.L. (m)



第3.2.1.c-1-10図 解析モデル (コントロール建屋 水平)





第3.2.1.c-1-11(1)図 解析モデル (タービン建屋 水平 NS 方向)

(T∕G)



第3.2.1.c-1-11(2)図 解析モデル(タービン建屋 水平 EW 方向)





第3.2.1.c-1-11(3)図 地盤ばねの記号

$3.2.1 \cdot 148$



第3.2.1.c-1-12(1)図 解析モデル(廃棄物処理建屋 水平 NS 方向)



第3.2.1.c-1-12(2)図 解析モデル (廃棄物処理建屋 水平 EW 方向)



第3.2.1.c-1-13図 建屋フラジリティ曲線(原子炉建屋)





第3.2.1.c-1-15図 建屋フラジリティ曲線(タービン建屋)



第3.2.1.c-2-1図 6·7号炉付近の地盤分類図



第3.2.1.c-2-2図 すべり安全率1.6(6・7号炉原子炉建屋基礎地盤, Ss-3)



第3.2.1.c-2-3 図 解析用要素分割図(6·7 号炉汀線平行断面)



(中央値:1193Gal, β_R:0.043, β_U:0.15) 第 3.2.1.c-2-4 図 原子炉建屋基礎地盤フラジリティ曲線



第3.2.1.c-3-1図 機器応答に関するスペクトル形状係数の概念図



第3.2.1.c-3-2図 減衰係数の概念図



第3.2.1.c-3-3図 建屋応答に関するスペクトル形状係数の概念図



第3.2.1.c-3-4図 原子炉本体基礎のフラジリティ曲線



第3.2.1. c-3-5 図 原子炉補機冷却水系熱交換器のフラジリティ曲線



第3.2.1.c-3-6図 残留熱除去系電動弁のフラジリティ曲線



第3.2.1.c-3-7図 直立盤のフラジリティ曲線



第3.2.1.c-3-8図 原子炉補機冷却水系配管のフラジリティ曲線

地震	地震加速度大	建屋・構築物 (原子炉建屋)	建屋・構築物 (原子炉圧力容器・ 原子炉格納容器)	原子炉格納 容器バイパス	原子炉冷却材 圧カバウンダリ	計測·制御系	直流電源	原子炉補機冷 却系	交流電源	外部電源	事故シーケンス分類	最終状態
												_
											過渡事象	TRAN
											外部電源喪失	LOP
											全交流動力電源喪失 (D/G損傷)	SB0
											全交流動力電源喪失 (RCW・RSW損傷)	LUHS SBO
											直流電源喪失	TBD
										計測・制御系喪失	CI	
											原子炉冷却材圧力 バウンダリ喪失	LOCA
											格納容器バイパス	BYPASS
											建屋・構築物の損傷 (RPV・PCV)	PCVR
											建屋・構築物の損傷 (R/B)	RBR

第 3. 2. 1. d-1 図 地震 PRA 階層イベントツリー



第3.2.1.d-2(1)図 起因事象(過渡事象)イベントツリー

過渡事象 ATWS	RPT	SRV開	HPCF	反応度制御	RHR	最終状態
ATWS1	R	PO_ATWS	UH_ATWS	SL_ATWS	RHR_ATWS	
						_
						TW
						TC
						TC
						TC
						TC

第3.2.1.d-2(2)図 起因事象(過渡事象ATWS)イベントツリー



第3.2.1.d-3(1)図 起因事象(外部電源喪失)イベントツリー

外部電源 喪失ATWS	SRV開 PO_ATWS	HPCF	反応度制御 SL ATWS	RHR	最終状態
ATW52	PU_AIWS	UH_AIWS	SL_AIWS	KHK_AIWS	
					_
					TW
					TC
					TC
					TC

第3.2.1.d-3(2)図 起因事象(外部電源喪失 ATWS) イベントツリー

全交流動力 電源喪失	スクラム	SRV開	SRV再閉鎖	RCIC	最終状態
SBO	С	PO	PC	UR	
					TB
					TBU
					TBP
					LOCA
					TC

第3.2.1.d-4図 起因事象(全交流動力電源喪失(D/G損傷))イベントツリー

最終ヒートシンク及び 全交流動力電源喪失	スクラム	SRV開	SRV再閉鎖	RCIC	最終状態
LUHSSBO	С	PO	PC	UR	
					TB
					TD
					TBU
					100
					TBP
					1.51
					LOCA
					TC

第3.2.1.d-5図 起因事象(全交流動力電源喪失(RCW・RSW損傷))イベントツリー



第3.2.1.d-6(1) 図 7号機 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



第3.2.1.d-6(2) 図 6号機 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



第3.2.1.d-7(1)図 7号機 炉心損傷シーケンス別炉心損傷頻度寄与割合



第3.2.1.d-7(2)図 6号機 炉心損傷シーケンス別炉心損傷頻度寄与割合











第3.2.1.d-9(1)図 7号機 不確実さ評価結果



第3.2.1.d-9(2)図 6号機 不確実さ評価結果




第3.2.1.d-11(1)図 7号機 感度解析結果(地震加速度別の炉心損傷頻度比較)





第3.2.1.d-11(2)図 6号機 感度解析結果(地震加速度別の炉心損傷頻度比較)

外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて

1. はじめに

外部事象の内,地震PRAを実施した結果,内的事象PRAでは抽出されていない建屋・構築物 (原子炉建屋)の損傷,建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷といった事故シーケンスが抽出 されている点,内的事象PRAでは有意な頻度ではなかった原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失の全 体に占める寄与割合が大きくなっている点が地震事象の特徴となっている。

また,これら事故シーケンスに加え,計測・制御系喪失,直流電源喪失,格納容器バイパスについては,事象進展の特定,詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため,保守的に炉心損傷 直結事象として整理している点も地震事象評価特有の扱いである。

以下では、これら地震事象に特有の各事故シーケンス(炉心損傷直結事象)について、地震PRA 評価におけるフラジリティ評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について再整 理の上、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取り扱うべきかの検討を 実施した。

2. 炉心損傷直結事象について

炉心損傷直結事象として整理した各事故シーケンスに関連する建屋・構築物,機器のフラジリティ 評価や事故シーケンスの評価条件や想定シナリオ等の詳細についてあらためて確認を行うとともに, 評価の最適化について検討を実施した。

2.1 建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷

(1) 想定事故シナリオ

原子炉建屋については、「原子炉建屋」又は「原子炉建屋基礎地盤すべり線」の損傷を 以て原子炉建屋損傷としており、このうち、寄与が大きい要因は「原子炉建屋基礎地盤す べり線」である。

原子炉建屋あるいは,原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷に至ることで,建屋内の原子炉格納容器,原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能 性があり,影響緩和系に期待できる可能性を厳密に考慮することが困難なため,直接炉心 損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 3.8×10⁻⁶/炉年(点推定值)

- ・原子炉建屋基礎地盤すべり線:3.5×10⁻⁶/炉年(点推定値)
- ・原子炉建屋:7.2×10⁻⁷/炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】約28%

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

PSA標準に従えば,建屋基礎地盤,周辺斜面などの地盤のすべり破壊,転動の可能

性のある岩塊を評価対象として、すべり安全率の小さなすべり線上の土塊及び不安定な 岩塊を選定することが求められる。

原子炉建屋基礎地盤の場合,基準地震動Ssを対象として実施した基礎地盤安定性評価の結果(K6/7申請書 添付六)に基づいて,図1に示す最小安全率(基準地震動Ss-3に対して安全率1.6)を算定したすべり線を評価対象として選定している。



図1 すべり安全率 1.6(6・7号炉原子炉建屋基礎地盤, Ss-3)

b.評価方法

フラジリティ評価方法として「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)」を選択した。評価手法は地震PSA 学会標準に準拠した手法とする。

現実的耐力に相当する地盤強度は、試験結果に基づき設定した。ばらつきについては、LHS法(Latin Hypercube Sampling、ラテン方格法)によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット30ケースを用いることで評価した。

現実的応答については, 試験結果に基づき設定した物性値を用いて, 地震応答解析 を実施することにより評価した。地震応答解析は, 等価線形化法による周波数応答解析 手法を用い, 水平・鉛直動を同時入力している。

地盤のせん断剛性については、ばらつきを考慮した値を設定し、地震応答解析を実施 することにより評価を行った。ばらつきは、LHS法によってサンプリングし、任意に組み合 わせたデータセット30ケースを用いることで評価する。



応答解析モデルは,基礎地盤安定性評価(K6/7申請書 添付六)に記載の地盤モデルを用いた。基礎地盤の解析モデルを図2に示す。

図2 解析用要素分割図(6·7号炉汀線平行断面)

フラジリティ評価では、まず、模擬地震波と平均物性値を用いた地震応答解析を実施することで、すべり安全率が1.0 となる限界加速度を算定する。地盤物性値のばらつきを評価

するため、LHS法によってサンプリングしたデータセット30ケースを設定する。データセット 30ケースを用いて、限界加速度に相当する模擬地震波を入力条件とした地震応答解析、 すべり安全率の算定を行い、フラジリティ曲線を算出する。HCLPF は信頼度95%フラジリ ティ曲線を基に算出した。



原子炉建屋基礎地盤のフラジリティ曲線を図3に示す。

(中央値:1193Gal, β R:0.043, β U:0.15)図3 フラジリティ曲線

なお、最終的なHCLPF、中央値については、二次元基礎地盤安定解析における奥行き 方向の側面抵抗効果を考慮して、上述の手法により得られた値に対して係数1.5を乗じてい る。奥行き方向の側面抵抗効果とは、二次元解析では期待していない平面奥行き方向のす べり面の抵抗を考慮するものであり、7号炉、6号炉、5号炉を対象とした既往バックチェック *1において、検討対象とした解析断面に対する効果を確認している。F2断層沿いのすべり を想定する安全率1.6のケース(図1)に対して、奥行き方向の側面抵抗を考慮する場合、す べり安全率は3.3(約2.1倍)となる(HCLPF:1.33G、中央値:1.83G、βR:0.043、βU: 0.15)。

*1 柏崎刈羽原子力発電所7号機「発電用原子炉施設に関する耐震
 設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書(改訂
 1)(平成21年1月)

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

既往バックチェックの中では、7号炉、6号炉、5号炉を対象として、二次元解析において は期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を検討している。奥行き方向の側面 抵抗を考慮した結果、すべり安全率の最小値は2.9となる。

基礎地盤に対して,基準地震動を用いた決定論的耐震評価を行う場合,3程度の裕度 がある。 (3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

a.現行評価手法(すべり安全率)における保守性について

原子炉建屋基礎地盤の安定性は、すべり安全率を指標として評価を行う。しかし、実現象を考えれば、原子炉建屋の設置されている平坦な敷地に対して、地震動に起因した すべり線に沿った土塊の破壊・変形を想定することは困難である。

基礎地盤の耐震安定性評価にあたって採用されているすべり安全率評価には,以下 の保守性が含まれていると考えることができる。

○力の釣合条件に基づく評価をしていることによる保守性

土木工学の分野では、斜面の安定性を検討するにあたり、想定したすべり線上の力 の釣合条件に基づいた安全率により評価・設計を行う。斜面の場合、地震動の継続時 間のうち極めてわずかの時間でも、地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回り、 すべり線が破壊に至れば、安定性を失った斜面土塊が重力の作用により不安定な状 態(崩壊)に至る懸念があり、すべり安全率を指標とした設計が一般的に実施されてい る。

一方で,基礎地盤の安定性について検討する場合,支持力と変形(沈下)を指標と した評価が一般的であり,原子力発電所の基礎地盤に要求されるすべり安全率評価 は一般的ではない。平坦な基礎地盤を考える場合,地震動の継続時間の中で,すべり 線が破壊に至った場合でも,不安定な土塊が形成されることはない。また,地震に起 因する滑動力が地盤の抵抗力を上回る(すべり安全率が1.0を下回り破壊に至る)のは 微小な時間であり,大変形が生じることは考えられない。

基礎地盤のすべり安全率に対する考え方は、斜面設計の考え方と地盤の極限支持 カの考え方を勘案して、保守的に導入されたものと推定される。なお、地盤安定性評 価を実施する上で一般的な指標となる支持力については、申請書に記載した通り、原 位置試験等により得られた極限支持力と建物・構築物の荷重を評価することにより、十 分な安全性を確認している。

○地盤モデルにおける断層の扱いにおける保守性

基礎地盤の解析モデルの作成にあたっては,主要な断層が直線的に連続するもの であると仮定している。実際の断層では,走行・傾斜,破砕部形状・性状に変化がある ことから,一様な解析モデル上の断層と比較すれば,大きな抵抗力を有するものと推 定される。

b.基礎地盤に対する現実的評価

既往の審査指針, JEAG等の中では, 基礎地盤の安定性を評価するにあたり, すべり 安全率を指標とした評価を要求しているが, その評価には保守性が含まれると考えられる。 PSA標準では,より現実的な地盤耐力の評価手法として, 許容すべり量の評価について

も言及していることから,非線形有限要素解析を適用した検討を行い,変形量について 評価する。

UHS(10・6)相当地震波(2138Gal)を入力した場合,基礎地盤に変形が生じる可能性 は否定できないものの,安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものでは ないと考えられる。以下,検討結果の概要を示す。

○非線形有限要素解析を適用した検討

フラジリティ評価を実施した等価線形解析に替えて、地震後の残留変形量を評価することができる非線形有限要素解析により変形量評価を行った。UHS(10⁻⁶)相当地震波を入力し、変形量を評価する。なお、非線形有限要素解析に適用する地盤モデルは、フラジリティ評価に適用したモデルと共通とする。

非線形有限要素解析の結果を図7~9,表2に示す。地震後の残留傾斜は,K6R/B で1/1500,K7R/Bで1/2800と算定された。残留傾斜は1/1000以下であり、安全上重 要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではない。

以上より,非線形有限要素解析を適用してUHS(10%)相当地震波(2138Gal)を入力した結果,基礎地盤に変形が生じる可能性は否定できないものの,安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではないと考えられる。



図7 非線形有限要素解析 残留変形(UHS(10-6)相当地震波)



図8 6号機原子炉建屋の鉛直相対変位量(UHS(10⁻⁶)相当地震波)



図9 7号機原子炉建屋の鉛直相対変位量(UHS(10%)相当地震波)

	最大鉛直 相対変位 (cm)	最大傾斜	発生時刻 (秒)	残留鉛直 相対変位 (cm)	残留傾斜
K6R/B	-13.6	-1/400	37.00	-3.8	-1/1500
K7R/B	-14.7	-1/300	13.78	2.0	1/2800

表2 非線形有限要素解析による原子炉建屋の変位まとめ

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

以上の通り,建屋・構築物(原子炉建屋)損傷シーケンスの評価は,現状のフラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ,このような高い加速度領域における基礎地盤変形が起きるということは現実的には考えにくい。

仮に基礎地盤変形が起きた場合に考え得るシナリオとしては、原子炉建屋自体の損傷に 伴う建屋内機器の機能喪失ではなく、建屋間に生じる可能性のある相対変位により、建屋 間を貫通している機器等の損傷である。建屋間を貫通している機器としては、配管、電線 管・ケーブルトレイがあるが、電線管・ケーブルトレイについては、損傷に至った場合であっ ても、ケーブルは、ある程度、余長をもった施工がなされていることから、(3)項に示したよう な変位に対して断線に至る可能性は小さい。そのため、想定し得る範囲においては、配管 の損傷となるが、緩和系に関係する配管で損傷が想定されるのは、原子炉建屋とタービン 建屋(熱交換器エリア)を貫通している原子炉補機冷却系配管、給水系配管、及び消火系 配管、またコントロール建屋と原子炉建屋を貫通している純水補給水系配管などがある。原 子炉補機冷却系配管が破断するシナリオは既存の事故シーケンスグループである、原子 炉補機冷却系喪失として整理されている。また、破断箇所からの溢水により、全ての水が原 子炉建屋内へ流入することは現実的には考えられないものの、その場合の事故シナリオに ついても、高圧・低圧注水機能喪失として整理される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンス グループとしては取り扱わないこととした¹。

¹ 建屋間相対変位による配管の損傷に留まらず、大規模な範囲での損傷を仮定した場合、地震による原子炉建屋の損傷程度や緩和系の健全性を評価の上、事故シーケンスを特定することは困難であり、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとしては適切でない。

- 2.2 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷
 - (1) 想定事故シナリオ

格納容器又は圧力容器の損傷は、原子炉格納容器内の構造物や原子炉圧力容器などの損傷に続く事象の進展が複雑であり、影響緩和系による事象収束について厳密に考慮することは合理的ではないことから、直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。 【炉心損傷頻度】8.9×10⁻⁷/炉年(点推定値) 【全炉心損傷頻度への寄与割合】約7%

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷を起因とする燃料損傷に対して最も大きな 影響をもつ施設は、RPVペデスタルである。RPVペデスタルの概要図を図10に示す。

RPVペデスタル下層は内外にある2枚の円筒鋼板(内筒,外筒)から構成されている。 これらの鋼板はたてリブ鋼板(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。

地震時には、ダイヤフラムフロアを介して、RPVペデスタル頂部に原子炉建屋からせん断力が伝達される。

原子炉圧力容器のスカート状の支持脚が、RPVペデスタルのブラケットに設置され、 120本の基礎ボルトによって固定されており、地震時に原子炉圧力容器からRPVペデス タルにせん断力・モーメントが伝達される。

RPVペデスタル基部は,リングガーダを介してアンカボルト(内筒側160本,外筒側320本)により原子炉格納容器底部に定着されており,RPVペデスタルに付加された荷重は,この基部に伝達される。

決定論による耐震評価結果において、地震荷重に対して裕度が小さい部位(アンカボルト,たてリブ)を、フラジリティの評価部位とした。



図 10 RPV ペデスタルの概要図

b.評価方法

今回のフラジリティ評価では,決定論による耐震評価結果に基づき,耐力係数と応答係 数を用いた簡易的な安全係数法によりフラジリティを評価した。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

原子炉建屋内の原子炉圧力容器,原子炉格納容器,RPVペデスタル等の大型機器・ 構造物は,支持構造上から建屋との連成が無視できないため,地盤・建屋と連成し,コン クリート,鋼板の剛性を適切に考慮した解析モデルにより,基準地震動Ssによる地震応答 解析を時刻歴解析で実施する(図11)。



図 11 原子炉しゃへい壁, RPV ペデスタル及び原子炉圧力容器 地震応答解析モデル(NS 方向)

RPVペデスタルのたてリブの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により 算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を用いて有限要素法による解析を実施してい る(図12)。この時、コンクリートの強度を無視して、最大荷重を静的に扱い評価を行って いる。

RPVペデスタルのアンカボルトの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を静的に扱い、応力のつり合い式の計算を行っている(図13)。

たてリブおよびアンカボルトにおいては、ともに地震荷重(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単調荷重を想定して評価を行っているところに保守性が ある^(*1)。さらにたてリブの構造強度評価ではコンクリート強度を無視しているところにも保 守性がある。



図12 RPVペデスタル 解析モデル概要図



図13 決定論による耐震評価のイメージ(アンカボルト)

*1 交番荷重を単調荷重として扱うことによる耐震設計上の余裕が一般的に知られている



東芝 電力システム社, 三菱重工業, 日立 GE ニュークリア・エナジー, "Seismic Design Approach in Japanese NPPs", IAEA International Workshop 19-21 June 2008 Kashiwazaki, Japan

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、鋼板、アンカー部、基礎マットおよ び充填コンクリート全体を詳細にモデル化して応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回 の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、 RPVペデスタルの支持性能が実際に失われる地震動の大きさは、耐震評価から求まる地 震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。また、RPVペデスタルが支持機能を喪失 する地震動の大きさであっても、ダイヤフラムフロアや原子炉格納容器の壁が存在するため、 圧力容器が大きく傾くスペースは存在せず、圧力容器に接続されている一次系配管の一部 破断もしくは破損に留まると考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

以上の通り, 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷シーケンスの評価は, 現状のフ ラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ, 現実的な耐性がPRAの結果 に現れているものではない。

仮にペデスタルにおける支持機能の喪失が起きた場合に考え得るシナリオとして,(3)項 の通り,一次系配管の一部破断もしくは破損が生じるに留まり,想定し得る範囲においては,

これによる冷却材喪失(LOCA)の発生が考えられ、この場合の事象進展は、既存のLOCA シナリオと同様の進展となることが想定される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンス グループとしては取り扱わないこととした。

- 2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
 - (1) 想定事故シナリオ

原子炉冷却材圧カバウンダリ喪失については、地震によるスクラム後、S/R弁の開放失敗 による原子炉圧力上昇または地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次 冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。いずれの場合も原子炉冷却材圧カバウ ンダリの損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的に E-LOCA相当とし、炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】8.2×10-7/炉年(点推定值)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】約6%

①S/R開失敗シナリオ

①-(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

事故シーケンスとしては,過渡事象や外部電源喪失,全交流動力電源喪失の発生 時を想定しているが,いずれのケースにおいても,S/R弁の損傷に起因している。

b.評価方法

S/R弁の構造上, 最弱部の決定論的評価結果に基づき, フラジリティ評価を実施している。

①-(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

S/R弁については合計18台設置されているものの、フラジリティ評価上は、機器の完全 相関を仮定しており、単一機器の評価=全台の評価としている。共通原因故障として単一 機器の機能喪失を全台機能喪失と仮定すること自体は保守的な取り扱いではあるが、実 際には機器配置の差など、応答に差があることを踏まえると、さらに余裕があると言える。

①-(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、S/R開失敗によるLOCAシナリオとして、S/R弁全数破損により原子炉 圧力が過剰に上昇し原子炉一次冷却材バウンダリが広範囲・大規模に破損に至ることを 想定し、影響緩和系に期待できず炉心損傷が回避不可となるケースを考え、炉心損傷直 結としている。

ただし、①-(3)の通り、要因となっているS/R弁の現状のフラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、合計18台あるS/R弁が同時損傷する可能性は極めて低いことから、E-LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できる。そのため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケ

ンスグループとしては取り扱わないこととした2。

②格納容器内配管損傷シナリオ

②-(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

配管が格納容器内を通る系統について,配管本体及びその支持構造物のフラジ リティを評価した。

b.評価方法

配管の評価は、各系統で耐震評価上厳しい決定論の結果に基づき、フラジリティ 評価を実施している。

² E-LOCA を仮定した場合でも、ECCS 系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考えられることから、この事故シーケンスは、LOCA 時に ECCS 系による注水機能が喪失した場合と類似の状況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA 時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。また、E-LOCA 発生時には、大LOCA+SBO シーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

地震力をモーダル解析による応答スペクトル法により算出する配管系は,その配 管系の振動性状を考慮したモデルを用い,適切な減衰定数により地震応答解析を 行う。

配管系の地震応答解析に用いる減衰定数,評価基準値等は保守的に設定され ており,裕度を確保している。

配管本体については設計に比べて大きな耐震裕度を有しており,既往研究結果 等からも設計想定レベルを上回る地震力に対して健全性を維持することが確認され ている。「平成15年配管系終局強度試験」においては,配管バウンダリが設計レベ ルの約12倍の耐震裕度を有していることが確認された。

平成18年に実施した電共研における配管系耐震試験では、配管サポート及び定着部を含めて模擬した配管サポート系試験体の実規模加振試験を実施しており、配管及びサポートについて、設計で許容されるレベルに対して少なくとも9倍の耐震裕度があることを確認している。

②-(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、配管および配管サポートを一体 でモデル化した応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定 論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、配管系が損傷に至る地震動 の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。

②-(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、格納容器内配管損傷によるLOCAシナリオとして、損傷程度(規模、範囲)を特定することは困難であるものの、②-(3)の通り、フラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、E-LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できると考えられるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした³。

- 2.4 計測·制御系喪失
 - (1) 想定事故シナリオ

計装・制御系が損傷した場合, プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性があること,

³ E-LOCA を仮定した場合でも、ECCS 系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考えられることから、この事故シーケンスは、LOCA 時に ECCS 系による注水機能が喪失した場合と類似の状況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA 時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。また、E-LOCA 発生時には、大LOCA+SBO シーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。

発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確でないことから,保守的に直接 炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】6.9×10⁻⁸/炉年(点推定值)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

計測・制御系喪失において評価対象となる電気計装機器は,制御盤,計装ラック,バイ タル交流電源設備である。

これらの電気計装機器について,基礎ボルトの構造損傷及び,盤または計装ラック全体 における機能損傷について評価している。

b.評価方法

制御盤及びバイタル交流電源設備は、盤の形状が何れも直立盤に分類されることから、 水平方向の耐力評価については、過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証し ているJNESの知見を用いて行った。

計装ラックについても水平方向の耐力評価については、JNESによる計装ラック全体を 加振して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力 評価を実施した。

鉛直方向については,既往の試験結果による機能確認済加速度を適用することとした。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は, 誤動作を起こすまでの結果である場合が多く, 電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値 を採用している。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

今回の直立盤及び計装ラック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 再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

そのため、今回の評価においては炉心損傷直結事象と整理してはいるが、現実的に、直 立盤または計装ラックが倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が図ら れること及び、上記理由により機能回復が見込めることからも、実態として炉心損傷に直結 しないものと考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

仮に直立盤または計装ラックが倒壊するような機能回復が見込めないような場合であって

も、その範囲により事象収束の可能性が残されているものの、損傷の程度や、影響の程度 によって変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難である。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器が 多く、地震収束後に再起動操作を適切に実施することで緩和系による事象収束が期待でき るため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグルー プとしては取り扱わないこととした。

2.5 直流電源喪失

(1) 想定事故シナリオ

直流電源系が損傷に至ることで,ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失することから直 接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理。

【炉心損傷頻度】 6.0×10-8/炉年(点推定值)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】1%未満

(2) フラジリティ評価

a.評価対象機器/評価部位

直流電源喪失において評価対象となる電気計装機器は, 蓄電池, 充電器盤, 直流主 母線盤, ケーブルトレイ, 電線管, 直流MCCである。

これらの電気計装機器について, 蓄電池架台と盤の基礎部の構造損傷, ケーブルトレイ及び電線管のサポート類の構造損傷, 盤における機能損傷について評価している。

b.評価方法

蓄電池については蓄電池架台の基礎部についての構造損傷評価を実施し、ケーブルトレイ及び電線管については、ケーブルトレイと電線管の本体及び各サポート類の構造損傷を評価した。

また,充電器盤及び直流主母線盤は,盤の形状が何れも直立盤に分類されることから,水平方向の耐力評価については,過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証しているJNESの知見を用いて行った。

直流MCCについても水平方向の耐力評価については、JNESによるMCC全体を加振 して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力評価 を実施した。

鉛直方向については,既往の試験結果による機能確認済加速度を評価して適用することとした。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は, 誤動作を起こすまでの結果である場合が多く, 電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値 を採用している。

直流電源喪失において,特にHCLPFが低い電線管及びケーブルトレイは,多数のサポート類における決定論上の評価結果より,最も裕度の低かった部位(最弱部位)の評価結果を適用して得られた結果である。よって,部分的に損傷を開始する可能性は考えられるが,多数の電線管等が全て同時に損傷するものではないと考えられる。更に,電線管及びケーブルトレイの評価部位は,最弱部位(サポート類)に対する評価結果であり,電線管やケーブルトレイに収納されているケーブルが断線等により直接的に機能喪失に至ることを評価したものではない。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

今回の直立盤,直流MCC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,地震収束後に再 起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

また,ケーブルトレイ及び電線管に適用した決定論上の評価結果についても,最弱部位 (サポート類)の内,最も裕度の低い評価結果を適用した結果であることから,全てのサポー トが同時に損傷するものでは無いと考えられること及び,ケーブル断線等の直接的な機能 喪失を評価した結果を適用しているものではないことからも,実際のケーブル断線等の機能 損傷に至るまでには裕度があると考えられる。

今回の評価結果から炉心損傷直結事象と整理されてはいるが,現実的に,直立盤または 直流MCC或いは蓄電池が倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が 図られ機能回復が見込めること及び,電線管等についてもケーブル断線等の機能喪失に 至るまでには裕度を有していることからも,実態として炉心損傷に直結しないものと考えられ る。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

仮に一部の直流MCCや蓄電池が倒壊し復旧困難な場合においては,事象収束措置が 困難となり炉心損傷に至るケースも想定されるものの,損傷の程度や影響の程度によって 変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難であり,大規模に機器が損傷に 至る場合においては,さらにその困難さや評価の不確実さが増すことから,PRA評価では, 直流電源喪失シナリオは,保守的に炉心損傷直結としている。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器に 対し、地震収束後に適切に対応することで緩和系による事象収束が期待できるため、炉心 損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取 り扱わないこととした。

- 2.6 格納容器バイパス
 - (1) 想定事故シナリオ

格納容器バイパス事象は、インターフェースシステムLOCA(IS-LOCA)と、バイパス破

断に細分化される。IS-LOCAは、格納容器バウンダリ内外の高圧設計配管と低圧設計配 管のインターフェースの隔離機能が喪失することによって、格納容器外の低圧設計配管、 弁などに一次冷却材の高圧負荷がかかり損傷が生じ、格納容器外へ原子炉冷却材流出を 引き起こす事象である。バイパス破断は、常時開などの隔離弁に接続している配管が格納 容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、原子炉冷却材が流出する事象で ある。

本事故シーケンスにおいて支配的なシナリオは原子炉冷却材浄化系(CUW系)隔離弁 の下流側配管(耐震Bクラス)の地震による損傷と,通常開状態である隔離弁の同時損傷に よる隔離失敗に至ることでバイパス破断が発生するものである。事故シナリオとしては,原子 炉冷却材が格納容器外への流出することで,建屋内の広範な影響緩和系に係る機器(電 気品,計装品等)が機能喪失するとし,直接炉心損傷に至るものと整理している。

【炉心損傷頻度】1.2×10⁻⁷/炉年(点推定值)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

- (2) フラジリティ評価
 - a.評価対象機器/評価部位

本事故シーケンスで支配的なシナリオである格納容器バイパス破断については、 CUW系配管の破損と、CUW系隔離弁の閉失敗に関する機器(隔離弁,電源設備(D/G, 電源盤等))である。

b.評価方法

隔離弁や電源設備については、本事故シーケンス特有の設備ではないため、特段、フ ラジリティ評価に変わりはないが、CUW系配管については、耐震Bクラスということで地震 発生時の損傷確率1.0としている。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

CUW系配管については、耐震Bクラスということでフラジリティ評価では地震に対する耐力を考慮していないものの、一定程度の耐力は有していると考えられる。また、隔離弁については、2重化されているものの、完全相関を仮定していることから、地震動の大きさによっては、同時破損確率は、現評価よりは低くなることが考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、格納容器バイパスシナリオについて、配管損傷の程度やその発生位置 に応じて変化する溢水量や溢水(又は蒸気)の伝播経路の特定,影響緩和措置の実現性 や成立性の確認を含めた詳細な事象進展の特定は不確実さも大きく定量化困難である。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、損傷の程度や位置によっては、建屋 内で影響の及ぶ機器は限定的なものとなり、原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷 回避が図られる。また、(2)の通り、地震動の大きさに限らずCUW系配管(耐震クラスB)に

ついて損傷確率1と仮定した評価を実施しているものの,新潟県中越沖地震の際も,建屋 での配管損傷事例は確認されておらず,実際には一定の裕度を有しておりことから,更に 発生頻度は低くなると判断される。

すなわち,損傷の程度によっては既存の有効性評価の事故シーケンスグループに含ま れること,加えて本事故シーケンスにより炉心損傷に至る頻度はかなり稀な事象であるとい えることから,新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとし た。

3. まとめ

炉心損傷直結事象として整理した6つの事故シーケンスについては,現実的な耐力や事故シナリ オを考慮することにより,新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとし た4。

本来はPRA評価においても,損傷の程度に応じて緩和系による事象収束可否を詳細に評価する ことが望ましいが,現段階では損傷の規模や範囲の特定は困難かつ不確実さが大きく,これら事故 シーケンスが発生した場合の事象進展,具体的には炉心損傷までの時間余裕,緩和系の健全性や 炉心損傷防止への必要性能有無などについて評価を行うことは現実的ではないことから,保守的に 炉心損傷直結として取り扱っている。

⁴ 大規模な地震を想定した場合の,多数の設備の損壊により炉心損傷回避が困難となるケースについても, 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必要はなく,地震による 損傷の程度や事象進展に応じて,さまざまな炉心損傷防止対策を臨機応変に組み合わせて活用可能なよ うに準備しておくことが重要である。また,原子炉建屋全体が損壊し,建屋内部の安全系機器が機能喪失に 至ってしまうような非常に苛酷な状況下においても,屋外の可搬型設備により注水,除熱,電源機能を確保 するとともに,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。

柏崎刈羽原子力発電所6号機および7号機の比較

1. はじめに

地震 PRA モデルとして,評価条件,地震ハザード,イベントツリー,フォールト ツリー及びランダム要因失敗確率(機器故障,人的過誤,共通原因故障など)につい ては柏崎刈羽原子力発電所 6 号機と7 号機は共通であり,6 号機と7 号機の相違点は フラジリティのみである。

そのため 6 号機と 7 号機の炉心損傷頻度等の評価結果の差について, フラジリティの比較の観点から分析を実施した。

2. 炉心損傷頻度の比較

全炉心損傷頻度は、6 号機が 1.2×10⁻⁵/炉年(点推定値)、7 号機が 1.5×10⁻⁵/炉年 (点推定値)であり、概ね同等な結果となっている。ただし、炉心損傷シーケンス別 に炉心損傷頻度を比較すると 6 号機および 7 号機間でバラツキが見受けられること から、それら差について要因分析を実施した。(炉心損傷シーケンス別の炉心損傷頻 度 図.1、表.1 参照)

各炉心損傷シーケンスの中で,最も炉心損傷頻度の相対的な差が大きいのは格納容 器バイパスシーケンスであり,6号機が9.6×10⁻⁷[/炉年],7号機が1.2×10⁻⁷[/炉年] である。格納容器バイパスの主要なシナリオは,低耐震クラス配管等と隔離弁の同時 損傷によるものであるが,6号機で炉心損傷頻度への寄与の大きい原子炉給水隔離弁 のHCLPFが1.20[G]なのに対し,7号機で炉心損傷頻度への寄与の大きいCUW吸 込ライン隔離弁では1.73[G]となっており,この耐力の差が炉心損傷頻度の差の要因 となっている。さらに6号機では主蒸気隔離弁の損傷確率が大きい(6号機HCLPF 1.44[G],7号機HCLPF2.12[G])ことも,6号機の炉心損傷頻度評価結果が大きい 要因となっている。

各炉心損傷シーケンスについて,主要な事故シナリオの比較,炉心損傷頻度への寄 与が大きい機器,フラジリティ評価の差異理由等を別添1に示す。

以上



図.1 6号機及び7号機の炉心損傷シーケンス別の炉心損傷頻度(点推定値)

却田東毎	6 号機		7 号機	
此凶争家	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合	炉心損傷頻度 [/炉年]	寄与割合
崩壊熱除去失敗 (TW)	3.3E-6	26.2%	5.3E-6	34.7%
建屋・構築物(R/B)の損傷 (RBR)	3.6E-6	28.9%	3.8E-6	24.6%
電源喪失 (TB)	1.9E-6	15.0%	3.5E-6	23.0%
建屋・構築物(RPC・PCV)の損傷 (PCVR)	1.2E-6	9.8%	8.9E-7	5.8%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (LOCA)	1.1E-6	8.9%	8.2E-7	5.3%
電源喪失 (TBU)	5.4E-8	0.4%	3.7E-7	2.4%
未臨界確保失敗 (TC)	1.4E-8	0.1%	3.6E-7	2.3%
原子炉格納容器バイパス (BYPASS)	9.6E-7	7.7%	1.2E-7	0.8%
計測・制御系喪失 (CI)	1.9E-7	1.5%	6.9E-8	0.4%
電源喪失 (TBD)	1.3E-7	1.0%	6.0E-8	0.4%
高圧注水失敗,減圧失敗 (TQUX)	3.1E-8	0.3%	2.3E-8	0.2%
電源喪失 (TBP)	1.0E-8	0.1%	2.0E-8	0.1%
高圧注水失敗,低圧注水失敗 (TQUV)	6.4E-9	0.1%	1.3E-8	0.1%
合計	1.2E-5	100%	1.5E-5	100%

衣.1 0万歳及い1万歳の炉心狽傷シーケンへ別の炉心狽傷残



図.2 6号機及び7号機の炉心損傷シーケンス別の炉心損傷頻度の比較

【TW シーケンス】

	6 号機	7 号機	主要な事故シナリオの						
炉 心 損 傷頻度	3.3×10 ⁻⁶ [/炉年]	5.3×10 ⁻⁶ [/炉年]	比較分析	炉心損傷頻度への寄与が大きな機器					
主 要 な	「過渡事象」時にスク	同左	7号機の主要な事故シ	おお田なまた	HCLF	PF[G]	供老		
事故シ	ラム, 圧力制御及び		ナリオでは、「RHR 弁」,	機舔名你	6 号機	7 号機	佩考		
ナリオ	HPCF による炉心注 水に成功後,RHR に よる原子炉格納容器		「RHR/LPFL 共通弁」, 「RHR 配管」の地震要 因基事象が炉心損傷頻	RHR 弁	1.60	1.13	弁が設置される配管および配 管支持構造物の配置がプラン ト間で異なる		
	からの崩壊熱除去に 失敗するシナリオ	らの崩壊熱除去に 敗するシナリオ	度に占める割合が大き いが,いずれの HCLPF も 6 号機の方が大きい ことが,6 号機の炉心損 傷頻度が小さくなる要 因となっている。	RHR/LPFL 共通 弁	1.60	1.13	弁が設置される配管および配 管支持構造物の配置がプラン ト間で異なる		
				RHR 配管	1.84	1.15	配管および配管支持構造物の 配置がプラント間で異なる		

【TQUV シーケンス】

•								
	6 号機	7 号機	主要な事故シナリオの比較分					
炉心損傷 頻度	6.4×10 ⁻⁹ [/炉年]	1.3×10 ⁻⁸ [/ 炉年]	析	炉心預傷頻度への奇力			チが大さな機器	
主要な事	「過渡事象」時に圧	同左	6 号機及び 7 号機で炉心損	おん日日クエム	HCLPF	'[G]	(井 七	
故シナリ	力制御成功又は		傷頻度への寄与が最も大きい	機畚名称	6 号機	7 号機	佩考	
オ	S/R 弁再閉鎖失敗 後,高圧注水機能 (圧力制御成功時		機器の HCLPF を比較すると 7 号機 RCW 熱交換器 (HCLPF=0.98[G])より6号	RCW 熱交換 器	1.46	0.98	機器の構造がプラント間で異 なる	
	は HPCF 及 び RCIC, S/R 弁再閉 鎖失敗時はHPCF)		機 RCW 弁 (HCLPF=0.97[G]) の方がわずかに小さいもの の,7 号機は炉心損傷頻度への	RCW 弁	0.97	1.56	弁が設置される配管および配 管支持構造物の配置がプラン ト間で異なる	
	に失敗し,原子炉減 圧には成功するが 低 圧 注 水 機 能 (LPFL) に失敗し 炉心損傷に至るシ ナリオ		寄与が大きい機器として RCW 配管 (HCLPF=1.11[G]) があり、カットセット同士の 炉心損傷頻度を加算すると 7 号機の炉心損傷頻度の方が大 きくなる。	RCW 配管	2.37	1.11	配管および配管支持構造物の 配置がプラント間で異なる	

【TQUX シーケンス】

	6 号機	7 号機	主要な事故シナリオの比較				
炉 心 損 傷頻度	3.1×10 ⁻⁸ [/炉年]	2.3×10 ⁻⁸ [/炉 年]	分析		炉心損傷#	頑度への寄	与が大きな機器
主要な	「過渡事象」時に,圧	同左	6 号機の炉心損傷頻度の方	松阳友长	HCL	PF[G]	/ <u>世</u> · 之
事故シ	力制御成功後, 高圧注		が大きいのは, 高圧注水機能	機舔石协	6 号機	7 号機	加方
ナリオ	水機能(HPCF及び RCIC)に失敗し,更に 原子炉減圧に失敗す		及び原子炉減圧機能に関連 する地震要因基事象の HCLPFが,7号機より6号 機で小さいことによる。	HPCF 弁	0.94	1.22	弁が設置される配管および 配管支持構造物の配置がプ ラント間で異なる
	ることで原子炉への 注水不能となり炉心 損傷に至るシナリオ			逃がし安全 弁	0.86	1.03	弁が設置される配管および 配管支持構造物の配置がプ ラント間で異なる

【TC シーケンス】

	_							
	6 号機	7 号機	主要な事故シナリオの比					
炉 心 損 傷頻度	1.4×10 ⁻⁸ [/炉年]	3.6×10 ⁻⁷ [/炉年]	較分析		炉心損傷	戸心損傷頻度への寄与が大きな機器		
主要な	地震により外部電源	地震により外部電源	スクラム系に関連する要	機嬰友称	HCLF	PF[G]	備老	
事故シ	が喪失することで「外部	と D/G のサポート系で	因で,7 号機の CRD 配	1或111-111	6 号機	7 号機	佣芍	
ナリオ	電源喪失」が発生する。	ある原子炉補機冷却水	管,上部格子板より6号機					
	その後のスクフムに失	糸・冷却海水糸(RCW・	のシュフワドサホートの	RCW熱交	1.46	0.98	機器の構造がプラント間で	
	敗して、S/K 开開放による る圧力判約及び HDCE	RSW)が喪失すること	HULPF か人さいため, 7 	換器	1.40	0.50	異なる	
	る圧力前御及び П ЮГ による病心 冷却にけず	し 主父派動力 电源氏	万機の炉心損傷頻度が入					
	はよるか心情却には成 功するが SLC に上る反	のスクラム失敗に上り	マンよう CV ふ。 すた 6 号機け 7 号機に				配管および配管支持構造物	
	応度制御に失敗して炉	未臨界確保に失敗し炉	比べて原子炉補機冷却水	RCW配管	2.37	1.11	の配置がプラント間で異な	
	心損傷に至るシナリオ	心損傷に至るシナリオ	系·冷却海水系(RCW·				る	
			RSW)に関する機器のフラ					
			ジリティが強く「全交流 <mark>動</mark>					
			力電源喪失(RCW・RSW				配管および配管支持構造物	
			損傷)」の起因事象発生頻	CRD 配管	2.62	1.39	の配置がプラント間で異な	
			度が小さいため、6 号機と				る	
			7 号機で主要な事故シナリ					
			オが異なる。					

【TB シーケンス】

	6 号機	7 号機	主要な事故シナリオの比較分						
炉 心 損 傷頻度	1.9×10 ⁻⁶ [/炉年]	3.5×10 ⁻⁶ [/炉年]	五 <u>(</u>) 析		炉心損傷#	須度への 智	への寄与が大きな機器		
主要な	地震により外部電源と D/G のサポ	同左	6号機及び7号機で炉心損傷	機哭乞称	HCL	PF[G]	備老		
事故シ	ート系である原子炉補機冷却水系・		頻度への寄与が最も大きい機	1/2/10/11/17	6 号機	7 号機			
ナリオ	 冷却海水系(RCW・RSW)が喪失することで「全交流動力電源喪失」が発生する。 その後のスクラム, S/R 弁による圧 		器のHCLPFを比較すると7号 機 RCW 熱 交 換 器 (HCLPF=0.98[G])より6号 機 RCW弁(HCLPF=0.97[G])	RCW 熱交 換器	1.46	0.98	機器の構造がプラント間 で異なる		
	カ制御に成功し、事象初期の RCIC による原子炉注水に成功するもの の、サポート系(非常用交流電源及 び原子炉補機冷却水系・冷却海水系		の方がわずかに小さいものの, 7 号機は炉心損傷頻度への寄与 が大きい機器として RCW 配管 (HCLPF=1.11[G]) があり,カ	RCW 弁	0.97	1.56	弁が設置される配管およ び配管支持構造物の配置 がプラント間で異なる		
	(RUW・RSW)) 及び長期水源を確 保できないことから継続注水に失 敗し炉心損傷に至るシナリオ		ットセット向士の炉心損傷頻 度を加算すると 7 号機の炉心 損傷頻度の方が大きくなる。	RCW 配管	2.37	1.11	配管および配管支持構造 物の配置がプラント間で 異なる		

【TBU シーケンス】

	6 号機	7 号機					
炉 心 損 傷頻度	5.4×10 ⁻⁸ [/炉年]	3.7×10 ⁻⁷ [/炉年]	主要な事故シナリオの比較分析		与が大きな機器		
主要な	地震により外部電源と	同左	6号機及び7号機で炉心損傷頻度への寄	松阳白红	HCLI	PF[G]	供本本
事故シ	D/Gのサポート系である		与が最も大きい機器の HCLPF を比較す	機奋石仦	6 号機	7 号機	加石
ナリオ	原子炉補機冷却水系・冷 却海水系(RCW・RSW) が喪失することで「全交		ると7号機 RCW 熱交換器 (HCLPF=0.98[G])より6号機RCW弁 (HCLPF=0.97[G])の方がわずかに小さ いものの、7号機は炉心損傷頻度への寄与 が大きい機器としてRCW配管 (HCLPF=1.11[G])があり、カットセット 同士の炉心損傷頻度を加算すると7号機 の炉心損傷頻度の方が大きくなる。 RCIC に関連する要用では7号機の RC	RCW 熱 交換器	1.46	0.98	機器の構造がプラント間 で異なる
	流動力電源喪失」が発生 する。その後のスクラム 及びS/R 弁に上ろ圧力制			RCW 弁	0.97	1.56	弁が設置される配管およ び配管支持構造物の配置 がプラント間で異なる
	御に成功後,事象初期の RCIC による原子炉注水 に失敗し炉心損傷に至			RCW 配 管	2.37	1.11	配管および配管支持構造 物の配置がプラント間で 異なる
	るシナリオ		CSP 周り配管より6号機のCSP 周り配管のHCLPFが大きいため,6号機の炉心損傷頻度が小さくなる。	CSP 周り 配管	1.35	1.05	配管および配管支持構造 物の配置がプラント間で 異なる

【TBP シーケンス】

	6 号機	7 号機					
炉 心 損 傷頻度	1.0×10 ⁻⁸ [/炉年]	2.0×10 ⁻⁸ [/炉 年]	主要な事故シナリオの比較分析	炉心損傷頻度への寄与が大きな機器			寄与が大きな機器
主要な	地震により外部電源	同左	6 号機及び 7 号機で炉心損傷頻	抛肥友折	HCL	PF[G]	() 一件 之
事故シ	と D/G のサポート系		度への寄与が最も大きい機器の	機舔泊你	6 号機	7 号機	加考
ナリオ	である原子炉補機冷却 水系・冷却海水系 (RCW・RSW)が喪失		HCLPFを比較すると7号機 RCW 熱交換器(HCLPF=0.98[G])より 6号機 RCW 弁(HCLPF=0.97[G])	RCW 熱交 換器	1.46	0.98	機器の構造がプラント間で 異なる
	することで「全交流動 力電源喪失」が発生す る。その後のスクラム		の方がわずかに小さいものの,7号 機は炉心損傷頻度への寄与が大き い機器として RCW 配管	RCW 弁	0.97	1.56	弁が設置される配管および 配管支持構造物の配置がプ ラント間で異なる
	及び S/R 弁による開放 には成功するが再閉鎖 に失敗し炉心損傷に至 るシナリオ		 (HCLPF=1.11[G])があり、カットセット同士の炉心損傷頻度を加算すると7号機の炉心損傷頻度の方が大きくなる。 	RCW配管	2.37	1.11	配管および配管支持構造物 の配置がプラント間で異な る

【TBD シーケンス】

	6 号機	7 号機	主要な事故シナリオの				
炉 心 損 傷頻度	1.3×10 ⁻⁷ [/炉年]	6.0×10 ⁻⁸ [/ 炉年]	比較分析		炉心損傷	与が大きな機器	
主要な 事故シ	直流電源系が損傷し,ほ ぼ全ての安全機能の制御	同左	7 号機より 6 号機の電 線管の HCLPF が小さ	機器名称	HCI	LPF[G]	備老
ナリオ	機能が喪失することから		いため,6号機の炉心損 復毎度が大きくわる		6 号機	7 号機	U. 19
	直接が心質房に主るシークンス			電線管	1.51	1.66	プラント間で大きな差違なし
				ケーブルト レイ	1.95	2.72	ケーブルトレイおよびケーブ ルトレイ支持構造物の配置が プラント間で異なる

【CI シーケンス】

	6 号機	7 号機	主要な事故シナリオの比較分	な事故シナリオの比較分 炉心損傷頻度への寄与				
炉 心 損 傷頻度	1.9×10 ⁻⁷ [/炉年]	6.9×10 ⁻⁸ [/ 炉年]	T T T				大きな機器	
主要な 事故シ	計装・制御系が損傷し, プラントの監視及び制御	同左	6,7 号機のコントロール建 屋 (C/B) より 6 号機のバイタ	機哭名称	HCL	PF[G]	備老	
ナリオ	が不能に陥り直接炉心損		ル交流電源装置,交流120Vバ イタル分電盤の HCLPF が小 さいため, 6 号機の炉心損傷 頻度が大きくなる。	198416-11-161.	6 号機	7 号機	- стани Стани	
	傷に至るシーケンス			バイタル交流電 源	1.59	2.05	鉛直方向の機能確認 済加速値がプラント 間で異なる	
				交流 120V バイタ ル分電盤	1.59	2.05	鉛直方向の機能確認 済加速値がプラント 間で異なる	
				コントロール建 屋 (C/B)	1.67	1.67		

添付資料 3.2.1.d-8

【LOCA シーケンス】

	6 号機	7 号機	主要た事故シナリオの比較					
炉 心 損 傷頻度	1.1×10 ⁻⁶ [/炉年]	8.2×10 ⁻⁷ [/炉 年]	分析	炉心損傷頻度への寄与が大きな機器				
主要な	原子炉格納容器内にあ	同左	7 号機より 6 号機の格納	松阳白石	HCLPF[G]		/世 本	
事故シ	る一次系配管の大規模な		容器内配管の HCLPF が小	機舔石你	6 号機	7 号機	加方	
ナリオ	 破断により E-LOCA が 発生し直接炉心損傷に至 るシナリオ 		さいため,6号機の炉心損傷 頻度が大きくなる。	格納容器内配 管	1.10	1.15	プラント間で大きな 差異なし	

【BYPASS シーケンス】

	6 号機	7 号機	主要な事故シナリオ	炉心損傷頻度への寄与が大きな機器				
炉 心 損 傷頻度	9.6×10 ⁻⁷ [/炉年]	1.2×10 ⁻⁷ [/炉年]	の比較分析					
主要な	原子炉給水ライン隔	CUW 吸込みライン隔	7 号機の CUW 吸	機哭夂称	HCL	PF[G]	備老	
事故シ	離弁の上流側設備(耐	離弁の下流側設備(耐	込ライン隔離弁より 2 日間の原子 に飲け	1及1日1111	6 号機	7 号機		
テリオ	展 B クラスの配官又は タービン関連設備)が 地震により破断し,通		展 B クラスの配官)か 地震により破断し,通 常開状態である隔離弁	● B クラスの配官) か 6 号機の原子炉給水 也震により破断し,通 ライン隔離弁及び主 常開状態である隔離弁 蒸気隔離弁の	CUW 吸込ライン 隔離弁	2.59	1.73	弁が設置される配管およ び配管支持構造物の配置 がプラント間で異なる
	常開状態である隔離开 が地震により同時損傷 (隔離機能喪失)した	が地震により同時損傷 (隔離機能喪失)した 場合にバイパス破断が	HCLPF が小さいた め,6号機の炉心損傷 頻度が大きくなる。	原子炉給水ライン 隔離弁	1.20	2.14	弁が設置される配管およ び配管支持構造物の配置 がプラント間で異なる	
	場合にバイバス破断が 発生し直接炉心損傷に 至るシナリオ	発生し直接炉心損傷に 至るシナリオ		主蒸気隔離弁	1.44	2.12	弁が設置される配管およ び配管支持構造物の配置 がプラント間で異なる	
				RHR 停止時冷却 隔離弁	1.60	1.13	弁が設置される配管およ び配管支持構造物の配置 がプラント間で異なる	
	主蒸気隔離弁の下流 側設備(耐震 B クラス の配管又はタービン関 連設備)が地震により 破断し,通常開状態で ある隔離弁が地震によ り同時損傷(隔離機能 喪失)した場合にバイ パス破断が発生し直接 炉心損傷に至るシナリ オ	通常閉状態である RHR 停止時冷却隔離 弁及びその下流側の低 圧設計配管が地震によ り同時損傷した場合に ISLOCA が発生し,直 接炉心損傷に至るシナ リオ		RHR 配管	1.84	1.15	配管および配管支持構造 物の配置がプラント間で 異なる	

【PCVR シーケンス】

炉 心 損 傷頻度	6 号機 1.2×10 ⁻⁶ [/炉 年]	7 号機 8.9×10 ⁻⁷ [/炉 年]	主要な事故シナリオの 比較分析		炉心	損傷頻度への	寄与が大きな機器	
主要な 事故シ	原子炉格納容 器又は原子炉圧	同左	7 号機より 6 号機の RPV ペデスタルの	機哭名称	HCI	LPF[G]	備老	
ナリオ	力容器が損傷		HCLPF が小さいため,	1/2010/10/171	6 号機	7 号機	עיימוע -	
	し,直接炉心損 6 号機の炉心損傷頻則 傷に至るシーケ が大きくなる。さらに ンス 6 号機の原子炉冷却和 再循環ポンプ貫通孔の HCLPF が小さいこの によっても,6号機の外の大きくなる。 6 号機の原子炉冷却和	 6 5 (滅のが心損傷頻度 が大きくなる。さらに、 6 号機の原子炉冷却材 再循環ポンプ貫通孔の HCLPF が小さいこと によっても、6 号機の炉 心損傷頻度が大きくな る。 	原子炉冷却材 再循環ポンプ 貫通孔	1.38	2.74	 ・6 号機では「塑性エネルギー吸収係数」を考慮しなかったため ・6 号機で「塑性エネルギー吸収係数」を考慮した場合の参考 HCLPF: 3.27[G] ・6号機参考 HCLPFと7号機 HCLPFの差異は「解放基盤表面の地震動に関する係数」の違いによるもの 6号機:0.83,7号機:0.63 		
				RPV ペデスタ ル	1.22	1.24	プラント間で大きな差違なし	

【RBR シーケンス】

炉 心 損 傷頻度	6 号機 3.6×10 ⁻⁶ [/炉年]	7 号機 3.8×10 ⁻⁶ [/炉 年]	主要な事故シナリオの比 較分析		炉心損傷頻」	 変への寄与	が大きな機器
主要な 事故シ	原子炉建屋が損傷 し,建屋内の原子炉格	同左	炉心損傷頻度への寄与 が大きい原子炉建屋基礎	機哭名称	HCLF	PF[G]	備老
ナリオ	納容器,原子炉圧力容		地盤すべり線のフラジリティはの長端及びフラ地	1/2/10/20 121	6 号機	7 号機	UTT 1
	 		ティは 6 号機及び 7 号機 で共通なため,6 号機及び 7 号機間の炉心損傷頻度の 差が小さい。 6 号機の炉心損傷頻度の 方がわずかに小さいのは, 6 号 機 原 子 炉 建 屋 の HCLPF が 7 号機より大き いことに起因している	原子炉建屋 (R/B)	1.70	1.44	建屋の構造がプラント間で 異なる

3.2.2 津波PRA

津波PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対す 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「津波 PRA学会標準」という。)を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA 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。評価フローを第3.2.2-1図に示す。なお、今回の津波PRAでは、 津波単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波(重畳事象)等は対 象としていない。

3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

1) PRAにおいて考慮する緩和機能(系統)の概要

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は3.1内部事象PRAでの記載と同様である。

なお本評価では,AM要請以降に整備したアクシデントマネジメント策 には期待しないことを前提としている。このため、津波に対し有効と考 えられる防潮堤、水密扉や貫通口止水等の止水対策についても考慮して いない。

第3.2.2.a-1図に津波PRAの中で考慮する設備配置を記載したプラント 概要図を示す。また、津波PRAに必要なプラント情報として、次の情報 を収集、整理した。

• 機器配置図

- ✓ 原子炉建屋(R/B)
- ✓ タービン建屋(T/B)
- ✓ コントロール建屋(C/B)
- ✓ 廃棄物処理建屋(Rw/B)

- ・ 建屋内外の開口部(貫通部)情報(以下の開口位置,開口面積)
 - ✓ 扉,機器ハッチ,空調ダクト,ケーブルトレイ,ドレンファンネル,配管,電線管
- ・ 設備の設置情報(設置区画及び設置高さ)
- ・ 津波ハザード評価
- 2) プラントウォークダウン(PWD)の結果

a.PWDの実施手順

PWDは机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討した シナリオの妥当性確認のために実施する。このPWDにおいて評価対象 とする機器の抽出の考え方や,調査すべき要件をPWD要領書(チェック シート等を含む)にまとめた。この要領書に従ってPWDを実施し,主に 以下の観点について対象箇所の状況を確認した。

- 津波影響
- 間接的影響の有無
- ・ 津波伝播経路及び建屋開口部(貫通部)

b. プラントウォークダウン対象機器の選定

まず,津波PRA対象となる機器及び建屋開口部(貫通部)を,以下の手順で抽出した。

・機器の抽出

- (a) 内部事象レベル1PRA 評価において、当該系統・機器が機能喪失 することで炉心損傷に至る恐れのある緩和系の系統・設備を抽出 している。津波PRAにおいてもそれら全てを検討対象とした。
- (b) (a)では対象外だったもののうち、津波による損傷によって内部事象出力運転時レベル1の起因事象が発生するもの(給復水系,屋外変圧器等)や津波特有の損傷状態に至る設備(電源盤,取水構造物など)を機器配置図や構造図等の図面により抽出した。

・建屋開口部(貫通部)の抽出

本評価では,屋外の海水取水口のように開口面積が広い箇所を代 表的な津波浸水口として抽出した。

このようにして抽出した津波PRA対象機器・開口部のうち,事故 シーケンスモデルにおいて評価結果に大きな影響を及ぼすと想定さ れる設備が設置されている溢水区画および当該溢水区画への溢水伝 播経路を調査対象として選定した。

c. プラントウォークダウンの結果

PWD要領書のチェックシートに基づき,対象機器のチェックを行った。溢水伝播経路図,現場写真のサンプル及びチェックシートをそれ ぞれ第3.2.2.a-2図,第3.2.2.a-3図に示す。PWDの結果,抽出した対象 機器及び開口部(貫通部)等について,図面との相違や過不足等が無いこ とを確認した。

②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

評価においては、以下を前提条件とした。

- ✓ 地震発生前は出力運転状態とする。
- ✓ 地震によって安全上重要な建屋,系統(システム),機器の機能喪失に つながる損傷はない、即ち、地震によるプラントへの直接的影響は 無いものとする。
- ✓ 地震後に津波が襲来するものとする。
- ✓ 地震発生から津波襲来までは一定の時間があり、その間にプラント を停止できることから、津波襲来時には原子炉が停止しているもの とする。(添付資料3.2.2.a-1)

1) 事故シナリオの分析・選定

津波襲来時における事故シナリオの分析・選定を行った。津波 PRA 学 会標準を参考に津波による影響を,直接的な被災による事故シナリオと 間接的な被災による事故シナリオに区別し分析した。分析した内容を第 3.2.2.a-1 表に示す。

分析した結果,本評価では事故シナリオのうち「浸水による設備の没水,被水」を対象とした。また,引き波の影響については感度解析として評価した。

2) 起因事象の分析結果

第3.2.2.a-4 図に示すフローを用いて津波により誘発される起因事象を 分析し,選定した。起因事象として選定したのは以下の5事象である。

- · 外部電源喪失
- 直流電源喪失
- · 全交流動力電源喪失
- ・最終ヒートシンク喪失(原子炉補機冷却系機能喪失)
- · 過渡事象(全給水機能喪失等)

3) 建屋・機器リストの作成

本評価では、下記の3つの前提条件を定め、考慮する建屋・機器のリストを作成した。

a. 地震の影響による安全上重要な機器等の損傷はない。

- b.建屋内の壁・床・扉等の止水対策は考慮しない。したがって,建屋外 郭の開口部(貫通部)から津波が流入した場合には,同一建屋の同一フロ ア全体が同時に浸水する。
- c. 格納容器は密閉構造であることから,格納容器内には津波が流入しない。
 - また、津波による損傷によりプラントに影響を及ぼす機器のリスト(抜

3.2.2-4

粋)を第3.2.2.a-2表に示す。

4) 津波シナリオの作成

本評価では「起因事象の誘発又は緩和設備の損傷が生じる高さ」から、 事故シナリオを以下の4区分に分類した。第3.2.2.a-3表,第3.2.2.a-4表に シナリオ区分を示すとともに、以下に各シナリオの特徴を記載する。な お、本評価での「水没」とは、海水が機器の設置高さに到達した時点と する。また、各種ポンプについては海水が電動機下端に到達した時点で 「水没」とする。

a.津波シナリオ区分1(T.M.S.L. +4.2m未満(7号炉), T.M.S.L. +4.4m未満 (6号炉))

本シナリオ区分では、取水口からT/B地下1階に設置されているマン ホール(T.M.S.L. +3.5m)を経由してT/Bに水が浸入する。原子炉補機冷 却海水系B系(RSW(B))ポンプの電源盤がT/B地下1階(T.M.S.L. +3.5m) に設置されているため、当該ポンプが機能喪失する。また、T/B内での 溢水伝播により、T/B設備の機能喪失による過渡事象(T/B地下2階 (T.M.S.L. -4.8m)に設置された常用系の電源盤の機能喪失に伴う全給 水機能喪失等)が発生する。なお、水の浸入口であるT/B地下1階のマン ホール(T.M.S.L. +3.5m)と区分1の津波高さの上限(T.M.S.L. +4.2m(7 号炉)、T.M.S.L. +4.4m未満(6号炉))の差は0.7m(7号炉)、0.9m(6号炉) であり、津波シナリオ区分1の津波高さの上限に達しない程度の津波で あれば、T/B以外の建屋にまで伝播し、当該エリアの機器に影響を及ぼ す程の浸入量にはならないと考え、T/B以外までの浸水には至らないも のとした。

b.津波シナリオ区分2(T.M.S.L. +4.2m以上~T.M.S.L. +4.8m未満(7号炉), T.M.S.L. +4.4m以上~T.M.S.L. +4.8m未満(6号炉))

本シナリオ区分では、T/B地下1階(フロア高さT.M.S.L. +3.5m)の原
子炉補機冷却系A系(RCW(A))ポンプが電動機下端部(T.M.S.L.

+4.2m(7号炉), T.M.S.L. +4.4m(6号炉))への水の到達によって機能喪失 する。また, 階段室を経由して地下2階に溢水伝播し, 当該フロアに設 置されているRCW(C)ポンプが電動機下端部への水の到達によって機 能喪失に至り, 最終ヒートシンク喪失が発生する。

c. 津波シナリオ区分3(T.M.S.L. +4.8m以上~T.M.S.L. +6.5m未満)

本シナリオ区分では、T/B地下1階(T.M.S.L.+3.5m)から浸入した水が T/B地下2階(T.M.S.L.-5.1m)等を経由してR/B地下1F(T.M.S.L.+4.8m) に伝播し、同フロアに設置されている非常用電源盤(メタルクラッドス イッチギア(メタクラ))が水没にすることで全交流動力電源喪失が発生 する。

d.津波シナリオ区分4(T.M.S.L.+6.5m以上)

本シナリオ区分では、T/B地下1階(T.M.S.L.+3.5m)から浸入した水が T/B地下2階(T.M.S.L.-5.1m), Rw/B地下3階(T.M.S.L.-6.1m)等を経由 してC/B地下1階(T.M.S.L.+6.5m)に伝播し、同フロアに設置されてい る直流電源盤が水没することで直流電源喪失が発生する。これにより、 逃がし安全弁による原子炉減圧が不可能となる。

3.2.2.b. 確率論的津波ハザード

①確率論的津波ハザード評価の方法

確率論的津波ハザードの検討にあたっては,地震による津波を検討対象 とし,解析手順については津波PRA学会標準及び「確率論的津波ハザード 解析の方法(土木学会,2011)」に基づき評価した。

認識論的不確かさとして、地震規模、平均発生間隔、波源のモデル化等 を考慮した。偶然的不確かさとして、津波水位のばらつきの分布を対数正 規分布として考慮した。ロジックツリー及び分岐の重みについては、2011 年東北地方太平洋沖地震後の知見を反映して設定した。

評価の全体方針を添付資料3.2.2.b-1に示す。

② 確率論的津波水位評価の概要

津波発生モデルとしては、以下の波源を想定し、検討を実施した。

・敷地周辺海域の活断層による津波

・日本海東縁部の地震による津波

津波伝播の数値シミュレーションは,基準津波の評価と同じ手法を用い て検討を実施した。

評価は平成25年9月27日設置変更許可申請書時のものであり,今後行われ る基準津波の審議結果を踏まえ,必要に応じて見直しを行う。また,地震 以外の要因による津波は,確率論的津波水位評価への影響が小さいと考え られることから,評価に含めていない。

評価の概要を添付資料3.2.2.b-1に示す。

③津波ハザード曲線の評価結果

取水口前面,大湊側遡上域,基準津波の策定位置において算出した津波 ハザード曲線の評価結果を添付資料3.2.2.b-1に示す。

3.2.2.c. 建屋・機器のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

プラント情報の収集・分析で得られた建屋・機器フラジリティ評価関連 情報と事故シナリオの検討において抽出された建屋・機器リストに基づき, 起因事象及び緩和系に着目して評価対象とする建屋・機器を設定する。次 に,第3.2.2.a-1表の通り,対象とする建屋・機器が津波によって機能喪失 に至る影響モードを検討した。その結果,動的・電気的な機器の「被水・ 没水」による損傷を評価対象として抽出した。

フラジリティ評価について

動的・電気的な機器に対する「被水・没水」の損傷モードでは、海水が 各機器の設置高さに到達した時点で、当該機器が確率1で損傷すると仮定し た。機器フラジリティを第3.2.2.c-1図に示す。

津波の高さが,建屋の浸水口高さと機器の設置高さのいずれよりも高い場 合に「被水・没水」するとした。

3.2.2.d. 事故シーケンス

(1)起因事象

① 評価対象とした起因事象のリスト,説明及び発生頻度

3.2.2.a.②.2)の通り、津波PRAでは以下の起因事象を抽出している。

- ▶ 外部電源喪失(12m≤x)(12m は低起動変圧器の設置高さ)
- ▶ 直流電源喪失(6.5m≤x)
- ▶ 全交流動力電源喪失(4.8m≦x)
- ▶ 最終ヒートシンク喪失(原子炉補機冷却系機能喪失)(4.2m≤x(7号炉),
 4.4m≤x(6号炉))
- 過渡事象(全給水機能喪失等)(3.5m≦x)

上記の起因事象を発生させる各機器は,各々の損傷高さまで浸水した時 点で,確率1で機能喪失すると評価していることから,起因事象発生頻度は 各機器の損傷が起因事象となる津波が発生する範囲の年超過頻度と同じと なる。

② 津波高さ別のイベントツリーとその説明

3.2.2-8

本評価では、津波高さに応じて発生する起因事象が変化することから、 津波高さの順に起因事象を並べたイベントツリーを作成した。第 3.2.2.d-1(a)図、第3.2.2.d-1(b)図に津波PRAにおける起因事象の津波高さ別 のイベントツリーを示す。

(2)成功基準

成功基準の一覧

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象PRAと津波PRAでの相違がないため、基本的に内部事象PRAで設定した成功基準(過渡事象・手動停止)を用いる。但し、津波の特徴を勘案し、以下の機能・系統は除外している。

- ・ 津波襲来までに原子炉の停止は達成されているものとしていることか
 ら、停止機能の成否は評価対象としない。
- ・評価結果に支配的な影響を及ぼす津波の浸入経路がT/B地下開口部で あることから、津波が浸入する際にはT/Bが浸水することとなる。これ を考慮し、給水・復水系には期待しない。
- 津波高さがT.M.S.L. +3.5m以上から+4.2m未満(7号炉), T.M.S.L.
 +3.5m以上から+4.4m未満(6号炉)の場合(津波シナリオ区分1)は, 津波
 ハザードの年超過頻度は高くなるが,給水・復水系やRSW(B)と従属性
 のある系統(HPCF(B)及びRHR(B))以外の緩和設備に期待できる。この
 ため,炉心損傷頻度(CDF)は津波ハザードの年超過頻度と使用可能な各
 緩和設備の失敗確率との積となる。これにより,津波シナリオ区分1の
 CDFは,津波ハザードの年超過頻度がそのままCDFとなる津波シナリ
 オ区分2~4の場合に比べて非常に低い値となる。これを踏まえ,事故
 シーケンスの評価対象は7号炉でT.M.S.L. +4.2m以上,6号炉でT.M.S.L.
 +4.4m以上の場合とした。
- ・ 津波高さが7号炉でT.M.S.L. +4.2m以上, 6号炉でT.M.S.L. +4.4m以上

3.2.2-9

では原子炉補機冷却系の喪失に至るため,HPCF(高圧注水機能)及び RHR(低圧注水・除熱機能)も喪失することとなる。このため,HPCF(高 圧注水機能)及びRHR(低圧注水・除熱機能)については,成功基準を設 定しない。

 ・電源については、津波で外部電源を喪失した際の復旧には期待しない他、 複数プラントの被災が想定されることから、高圧電源融通には期待しない。

福島第一及び第二原子力発電所における被災直後の対応も踏まえて、使 命時間は72時間とした。これは、被災直後はプラント周辺のアクセス性が 悪化すること等を考慮し、外部支援等に期待可能となるまでの時間として 設定したものである。但し本評価では、T/Bに津波の浸水があった場合、期 待できる緩和設備がないと仮定としたことから、設定した使命時間を使用 した箇所はない。

- (3)事故シーケンス
 - ①イベントツリー

起因事象の発生要因は津波と内的事象では異なるが,起因事象発生後の 緩和設備は内部事象と同様の設備に期待する。そのため,内部事象のイベ ントツリーを基に,前述の成功基準を考慮してイベントツリーを作成した。 作成したイベントツリーを第3.2.2.d-2(a)~(c)図,第3.2.2.d-3(a)~(c)図に示 す。

(4)システム信頼性

①評価対象としたシステムとその説明

内部事象PRAに際してまとめた情報や、津波による機器ごとの損傷モー ドとプラントへの影響を整理して作成した建屋・機器リストを用い、評価

対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性は内部事象PRA と同じである。

②機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

機器間の相関について,系統間の従属性の取り扱いは内部事象レベル 1PRAと同様とした。また,津波の影響については,建物内に浸水した場合, フロア全体が一様な深さで浸水し当該フロアの機器は全て機能喪失すると した。

③システム信頼性評価結果

システムの非信頼度は、内部事象レベル1PRAと同様の評価を用いた。 1)主要なミニマルカットセット

本評価では、機器の機能喪失の原因の殆どが「被水・没水」である。 仮にミニマルカットセット(MCS)を抽出しても、各機器の機能喪失の原 因は建屋への浸水経路に依存することとなる。即ち、建屋への浸水経路 に止水等の対策を施すことによって炉心損傷を防止できることが明らか である。このため、MCSは抽出しない。

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

最終ヒートシンク喪失時の高圧注水(RCIC)については、水没又はタービン排気圧高あるいは、直流電源の枯渇によるRCICタービントリップによって機能喪失に至るものと考え、当該ヘディングの失敗確率を1として評価した。

(5)人的過誤

① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

本評価においては、人的過誤の要素を考慮するヘディングが存在しない。 但し、感度解析として実施した引き波の影響評価では、補機冷却海水系 (RSW)ポンプや循環水ポンプ(CWポンプ)の手動停止操作が必要となる。 これについて人的過誤を考慮した。

(6) 炉心損傷頻度

① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

計算コードは、内部事象と同様のコード(Safety Watcher)を用いた。

② 炉心損傷頻度評価結果

1)評価結果と事故シナリオ

a.津波シナリオ区分毎の評価結果

津波シナリオ区分毎の評価結果を第3.2.2.d-1(a),(b)表に示す。7号炉 の全CDFは2.1×10⁻⁴(/炉年)となり,津波シナリオ区分3(津波高さ4.8m 以上~6.5m未満)が大きく占める。津波シナリオ区分毎の評価結果及び 事故シナリオの概要を以下に示す。なお、6号炉の場合、RCWポンプ 用電動機下端高が7号炉よりも高く津波高さによるLUHSの発生頻度 の差からCDFは1.8×10⁻⁴(/炉年)となる。

(a)津波シナリオ区分1(T.M.S.L. +4.2m未満(7号炉), T.M.S.L. +4.4m未満(6号炉))

津波シナリオ区分1で発生する起因事象には,過渡事象(T/B地下2 階(T.M.S.L. -4.8m)に設置された常用系の電源盤の機能喪失に伴う 全給水機能喪失等)があるが,当該事象発生時は,注水・減圧・除熱 の各緩和機能に期待出来る状況である。このため,全ての緩和機能 の喪失が生じた場合に炉心損傷に至ることとなるが,このCDFは津 波ハザードの年超過頻度と使用可能な各緩和設備の失敗確率との積

となり,緩和系に期待できない津波シナリオ区分2~4に比べて非常 に小さくなる。このことを考慮すると,津波シナリオ区分1は全CDF に対して無視できる。

津波シナリオ区分2以降に影響する機器の機能喪失として,津波高 さ+3.5mでのT/B地下1階への浸水により,同フロアの電源盤が水没 するため,RSW(B)ポンプの機能喪失が発生する。

(b)津波シナリオ区分2(T.M.S.L. +4.2m以上~4.8m未満(7号炉),

T.M.S.L. +4.4m以上~4.8m未満(6号炉))

津波シナリオ区分2のCDFは7号炉では8.8×10⁻⁵(/炉年),6号炉では 5.4×10⁻⁵(/炉年)である。本シナリオ区分では,RCW(A)ポンプが電動 機下端部(+4.2m(7号炉),+4.4m(6号炉))への浸水によって機能喪失す る。さらに,階段室を経由したT/B 地下2階への溢水伝播により,当 該フロアのRCW(C)ポンプが電動機下端部への浸水によって機能喪 失し,最終ヒートシンク喪失が発生する。

(c) 津波シナリオ区分3(T.M.S.L. +4.8m以上~6.5m未満)

津波シナリオ区分3のCDFは1.0×10⁻⁴(/炉年)である。本シナリオ区 分では,T/B地下1階(T.M.S.L.+3.5m)から浸入した水がT/B地下2階 (T.M.S.L.-5.1m)等を経由してR/B地下1階(T.M.S.L.+4.8m)に伝播し, 同フロアの非常用メタクラを水没させることにより,全交流動力電 源喪失が発生する。同時にシナリオ区分2の通り,最終ヒートシンク 喪失も発生する。

(d)津波シナリオ区分4(T.M.S.L. +6.5m以上)

津波シナリオ区分4のCDFは2.5×10⁻⁵(/炉年)である。本シナリオ区 分では,T/B地下1階(T.M.S.L.+3.5m)から浸入した水がT/B地下2階 (T.M.S.L.-5.1m),Rw/B地下3階(T.M.S.L. -6.1m)等を経由してC/B地 下1階(T.M.S.L. +6.5m)に伝播し,同フロアの直流電源盤を水没させ

ることにより,直流電源喪失が発生する。これにより,逃がし安全 弁による原子炉減圧が不可能となる。同時にシナリオ区分2,3の通り, 最終ヒートシンク喪失及び全交流動力電源喪失も発生する。

b.津波PRAで抽出された事故シーケンス

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準 に関する規則の解釈」における必ず評価すべき事故シーケンスグルー プは以下に示す(a)~(g)の7つである。

(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)崩壞熱除去機能喪失

(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)

津波PRAからは以上の7つ以外の事故シーケンスグループは抽出されなかった。なお, (b), (e), (g)についても本評価では抽出されなかった。

本評価の事故シナリオでは,LUHSを起因として高圧注水と低圧注 水が同時に機能喪失するとしている。この場合,原子炉減圧の成否は 事故進展に影響せず,いずれにしても炉心損傷すること,また通常は 運転操作上も高圧シーケンスよりも低圧シーケンスを選択するため, 成否いずれの場合も高圧・低圧注水機能喪失と整理し,(b)の高圧注水・ 減圧機能喪失は抽出していない。

(e)の原子炉停止機能喪失については、本評価では津波の襲来前に原 子炉は停止しているものとしているため抽出されない。

(g)の格納容器バイパスについては、津波を起因として生じるものではないことから抽出していない。

a項で説明した事故シナリオを,上記の基準で整理した結果を第 3.2.2.d-2(a),(b)表,第3.2.2.d-3(a),(b)表に示す。また,事故シーケンス のCDF及び概要を以下に示す。

(a)-1:最終ヒートシンク喪失+高圧・低圧注水機能喪失

当該事故シーケンスのCDFは,7号炉で8.8×10⁻⁵(/炉年),6号炉で 5.4×10⁻⁵(/炉年)であり,具体的には以下のシーケンスとなる。

- ・津波高さが7号炉で4.2m以上4.8m未満,6号炉で4.4m以上4.8m未満(津波シナリオ区分2)において、原子炉補機冷却系機能喪失に伴う最終ヒートシンクの喪失及び電動の高圧注水系、低圧注水系の喪失が発生し、S/R弁開放には成功するが、蒸気駆動の高圧注水系(RCIC)が機器の浸水等によりその機能を維持出来ず、高圧及び低圧の注水機能喪失によって炉心損傷に至るシーケンス(TQUV)。また、S/R弁開放後のS/R弁再閉鎖に失敗した場合もRCICに期待できないため、TQUVとなる。
- (f)-1:最終ヒートシンク喪失+冷却材喪失
 当該事故シーケンスのCDFは、7号炉で8.8×10⁻²⁵(/炉年)、6号炉で
 5.4×10⁻²⁵(/炉年)であり、具体的には以下のシーケンスとなる。
 - ・津波高さが7号炉で4.2m以上4.8m未満,6号炉で4.4m以上4.8m未満(津波シナリオ区分2)において、原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う最終ヒートシンクの喪失及び電動の高圧注水系、低圧注水系の喪失が発生し、さらにS/R弁開放に失敗することで原子炉圧力容器が過圧され、原子炉圧力バウンダリ機能を喪失し、これに伴い原子炉内の冷却材を喪失することで炉心損傷に至るシーケンス

(LOCA)。しかし,実質的には無視しうるシーケンスである。 (a)-2:最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能

当該事故シーケンスのCDFは1.0×10⁻⁴(/炉年)であり,具体的には 以下のシーケンスとなる。

- ・津波高さが4.8m以上~6.5m未満(津波シナリオ区分3)において,原 子炉補機冷却系機能喪失に伴う最終ヒートシンクの喪失及び電動 の高圧注水系,低圧注水系の機能喪失が発生,さらに,R/Bへの溢 水伝播による非常用M/Cの水没により全交流動力電源喪失が発生 する。S/R弁開放には成功するが,RCICが機器の浸水等によりそ の機能を維持出来ず,高圧及び低圧の注水機能喪失によって炉心 損傷に至るシーケンス(TQUV)。また,S/R弁開放後のS/R弁再閉鎖 に失敗した場合もRCICに期待できないため,TQUVとなる。
- (f)-2:最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+冷却材喪失 当該事故シーケンスのCDFは, 1.0×10⁻²⁴(/炉年)であり,具体的に は以下のシーケンスとなる。
 - ・津波高さが4.8m以上~6.5m未満(津波シナリオ区分3)において,原 子炉補機冷却系機能喪失に伴う最終ヒートシンクの喪失及び電動 の高圧注水系,低圧注水系の機能喪失が発生,さらに,R/Bへの溢 水伝播による非常用M/Cの水没により全交流動力電源喪失し,その 後S/R弁開放に失敗することで原子炉圧力容器が過圧され,原子炉 圧力バウンダリ機能を喪失し,これに伴い原子炉内の冷却材を喪 失することで炉心損傷に至るシーケンス(LOCA)。しかし,実質的 には無視しうるシーケンスである。
- (c):最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+直流電源喪失 当該事故シーケンスのCDFは、2.5×10⁻⁵(/炉年)であり、具体的に は以下のシーケンスとなる。
 - ・津波高さが6.5m以上(津波シナリオ区分4)において、(a)-2シーケン

スの通り最終ヒートシンク喪失及び全交流動力電源喪失による全 注水機能の喪失に加え, C/B設置の直流電源盤の水没が発生するた め直流電源喪失が発生する。直流電源喪失によって炉心損傷に至 るシーケンス(TBD)であり,津波高さ6.5m未満の場合との相違点 は原子炉の減圧もできなくなるために,原子炉圧力容器内が高圧 (7MPa程度)の状態で炉心損傷に至る点である。

以上を整理した事故シーケンスグループ別のCDFを以下に示す(第 3.2.2.d-3(a),(b)表参照)。

(a):高圧・低圧注水機能喪失 1.9×10⁻⁴(/炉年)(7号炉), 1.6×10⁻⁴(/炉年)(6号炉)

(事故シーケンスグループ(a)は,前述の(a)-1,2が該当し,上記の値は これらの事故シーケンスを足し合わせたものである。)

津波高さT.M.S.L. +4.8m以上6.5m未満においては、最終ヒートシ ンク喪失に加えて、全交流動力電源喪失が同時に発生することとな る。しかしながら、T.M.S.L. +4.2m以上4.8m未満で発生した最終ヒ ートシンク喪失により、高圧・低圧注水機能を期待できない状態と なっており、同時に全交流動力電源喪失が発生したとしても事象進 展としては緩和系の状態は同じである。よって、(a)-1、2は同一の事 故シーケンスとして整理した。

(f):LOCA時注水機能喪失 1.9×10⁻²⁴(/炉年)(7号炉), 1.6×10⁻²⁴(/ 炉年)(6号炉)

(事故シーケンスグループ(f)は,前述の(f)-1~2が該当し,上記の値は これらの事故シーケンスを足し合わせたものである。)

S/R弁開放失敗及び注水機能喪失により炉心損傷に至る事象は LOCA時注水機能喪失として整理した。 (c): 全交流動力電源喪失(直流電源喪失) 2.5×10⁻⁵(/炉年)

(事故シーケンスグループ(c)は,前述の(c)が該当する。)

直流電源喪失時によって,原子炉圧力容器内が高圧の状態で炉心 損傷に至るシーケンスは全交流動力電源喪失(直流電源喪失)と整 理した。

c. 評価結果の分析

起因事象別及び事故シーケンスグループ別の全CDFへの寄与割合を 示す円グラフを第3.2.2.d-4(a),(b)図,第3.2.2.d-5(a),(b)図に示す。

本津波PRAにおいて,全CDFは7号炉で2.1×10⁻⁴(/炉年),6号炉で 1.8×10⁻⁴(/炉年)となった。そのうち,高圧・低圧注水機能喪失の寄与 割合が7号炉で約89%,6号炉で約86%と大きく,次いで全電源喪失と なり,この2つの寄与割合でほぼ100%を占めた。

評価結果から7号炉でT.M.S.L. +4.2m以上,6号炉でT.M.S.L. +4.4m 以上では,取水口から建屋への津波の浸入による原子炉補機冷却系の 機能喪失が発生し,これにより他の高圧・注水機能等の緩和設備の有 無に関わらず炉心損傷に至ることとなる。ただし,T.M.S.L. +6.5m以 上においては,新たに直流電源喪失が発生することから,原子炉減圧 が不可能となり,緩和系の状態が変化することから,炉心損傷シーケ ンスとしては,全交流動力電源喪失(直流電源喪失)とした。

③ 重要度解析,不確実さ解析及び感度解析

1) 重要度解析

本評価で期待した緩和系は津波による被水・没水によってその機能を 喪失する。重要度解析は、各基事象のCDFやシステムの非信頼度への寄 与を評価する手法であるが、上記の通り、緩和系の機能喪失の原因はT/B のマンホールから津波が浸水することによる「被水・没水」であり、有 効な対策はマンホールの止水対策となるため,機器の重要度に関係ない ものとなる。そのため重要度解析は実施しない。

2) 不確定性解析

7号炉で津波高さ4.2m以上,6号炉で津波高さ4.4m以上でのCDFの不確 定性解析結果を第3.2.2.d-6(a)図,第3.2.2.d-6(b)図に示す。本評価では津 波高さが4.2m以上(7号炉)あるいは4.4m以上(6号炉)となった場合, 炉心損傷に至ることから,CDFの不確実さは津波ハザードのみで決まる。 従って,津波ハザードの4.2m(7号炉)あるいは4.4m(6号炉)での平均 値及びEFをCDFの平均値及びEFとした。

3) 感度解析

津波による影響モードの検討で除外している引き波の影響について感 度解析を実施した。その結果,引き波のCDFへの寄与は,押し波の約16% 程度となる。評価の詳細を添付資料3.2.2.d-1に記載する。

津波の影響	影響の種類	建物・構築物,機器・ 配管系への影響	本評価における前提
	浸水による設 備の没水, 被水	設備の動的機能損 傷, 電気設備の発電/ 送電機能損傷	安全上重要な機器が多く設置されている C/B, R/B, T/B, Rw/Bの建屋外からの浸水 を考慮した。電動ポンプ, 電動弁等の動的機 能損傷, 電気設備の発電/送電機能損傷を考 慮した。 屋外設備については波力や流体力, 浮力の影
	津波波力, 流体 力, 浮力	建物・構築物,機器・ 配管系の構造的損傷	響を受ける以前に,外部取水口から建屋内へ の浸水が主な経路となることから,評価対象 から除外した。 T/Bからの浸水源となるT/B地下1階マンホ ールについては,ボルトによる耐力を考慮せ ず,津波高さがマンホール高さに到達した時 点で浸水すると仮定した。
直接的	海底砂移動	海水取水設備の機能 損傷	海底砂移動に関して事故シナリオを検討す るためには,取水口が閉塞する津波高さの評 価結果が必要となるが,現状では定量的な評 価をする手法が整備されていないことから, 対象から除外した。
	引き波による 水位低下	海水取水設備の機能 損傷	引き波の場合, 潮位の低下を検知し, 一時的 に海水系ポンプを手動停止させることによ り最終ヒートシンクの喪失を防止できる。但 し, 津波到達までの時間余裕や手動停止操作 の人的過誤確率の設定については, 不確実な 要素が多いため, 引き波の影響については感 度解析として評価し, 全体の評価には含めな いこととした。

第 3.2.2.a-1 表 考慮すべき津波による影響モード(1/2)

r.

津波の影響	影響の種類	建物・構築物, 機器・ 配管系への影響	本評価における前提
	津波によって発電所内		
	の施設から流出した漂		
	流物の発電所施設への		本評価では、大湊側敷地高さ未満の津
	衝突や発電所周辺の漁	建物・構築物, 機器・	波において浸水し, 炉心損傷に至ると
	港又は貯木場等から流	配管系の構造的損傷	いう結果が支配的になるため,漂流物
	出した漁船又は木材等		の影響については考慮対象外とした。
	の漂流物の発電所施設		
	への衝突		
			高ストレスの条件下における操作失
			敗例として以下が挙げられる。
	津波による高ストレス の条件下で引き起こさ れる操作失敗		・津波襲来後の注水系起動操作など中
			央制御室において津波後比較的短
			時間で求められる運転員操作
胆坛的		運転員操作の失敗	本評価においては, イベントツリーに
间了女口			おいて人的過誤を考慮するヘディン
			グが無いため、考慮の対象から除外し
			た。但し、感度解析として実施した引
			き波の影響評価では, RSW ポンプの
			手動停止操作が必要となるため、これ
			については人的過誤を考慮した。
			津波がサイト敷地に到達すると瓦礫
			による運転員の回復操作の遅延, アク
	佐業増培に核る設備の		セス性の阻害が考えられ、時間を要す
	下采環境に床る設備の	運転員の回復操作の	る可能性がある。ただし,本評価では,
	文庫、アフレハ圧の阻	遅延	大湊側敷地高さ未満の津波において
			浸水し、炉心損傷に至るという結果が
			支配的になるため、これらの影響につ
			いては考慮対象外とした。

第 3.2.2.a-1 表 考慮すべき津波による影響モード(2/2)

灯状設備 幽聖,迎備				
系统·設備名称	经 称 夕		機器設置位置	T.P. (m)
	4079-40	05 66 -0 70	(707-)	
<u> 野碧</u>	「緩和機能(フロ)	パライン系)に関する設備		15.6
15 <u>%</u> 1005(0\%	<u>#</u>	SRV Uporting T(p)		15.0
HPCF(B)杀	ホフノ 冬毒に迷ぬ	HPCF小フノ(B)		-7.9
	少里 法达整		R/B B1F-U	4.8
	空间伤	HPCFホワノBJ室空調機		-8.0
HPUFLCJ系	ホンノ	HPUF TO / CO		-7.9
	今里伝送鳌	安全糸を単伝送現増盤 DIV=皿		4.8
	空調機	HPCFホリノ(U)室空調機		-8.0
38P	900 1901-1	但水貯成槽(上部ハッナ)	RW/B1F	
CICA	M.27	RGIG/V / /	- R/BB3FH	-1.3
	(D. 15)	-	-	· ·
	x-e7	RCIC駆動タービン	<u> </u>	-7.3
	**		:	:
	熱公預税	<u>润清油冷却器 (タービン用)</u>	R/B B3F	-8.2
	0.0		: D/D D05	
	200	pmg29	K/B B3F	-8.2
			: D/D D05	:
	コンテンサー			-8.2
	利御蓋 冬毒仁米松	RCIC3~EV制御盤 DIV-I		4.8
	ダ里伝透蓋	安全糸多重伝送現場盤 DIV-I	R/B B1F-0	4.8
			:	:
	中雅端子箱	E51-MO-F004甲離端子箱	R/B B1F-0	4.8
	40		:	:
4S杀	<u> </u>	SRV(電攝井含C)	POV TP 15.6	15.6
	<u>#</u>	SRV(電備并含む)	POV IP 15.6	15.6
	<u> </u>		POV IP 18.1	18.1
	200	窒素力 スポンペラック(A)	R/B4F	31.7
			:	:
RHR(A)系LPFL	ホンプ	RHRボンブ(A)		-7.9
KHR(A) <u></u> *LFFL	熱交換機	RHR熱交換器(A)	R/B B3F	-8.2
	<u>多重伝送盤</u>	安全系多重伝送現唱盤 DIV-I	R/B B1F-0	4.8
	空調機	RHRホンフ(A)室空調機		-8.0
(HRUB)楽LPFL	ホンプ	RHR # 27(B)	R/BB3FH	-7.9
	熱交換機	RHR熱交換器(B)	R/B B3F	-8.2
	多重伝送盤	安全系多重伝送現場盤 DIV-I	R/B B1 F-0	4.8
	空調機	RHRホンフ(B)室空調機		-8.0
(HR(C)孫LPFL	ボンフ	RHRボンフ(C)	R/BB3FH	-7.9
	熱交換機	RHR魏交撰機(C)	R/B B3F	-8.2
	<u>李里伝送盤</u>			4.8
	空詞號	RHRホリノUJ型空調機 DUD-PU-PU-PU-S		-8.0
RHR(A)系	ボンノ	RHRホリノム		-7.9
	熟父預機	RHR無父預器	R/B B3F	-9.7
	多重伝送盤	安全系多重伝送現場盤 DIV-I	R/B B1 F-0	4.8
		i i i i i i i i i i i i i i i i i i i	:	:
	空調機	RHRホンフ(A)産空調機	R/BB3FH	-8.0
RHR(B)系	ボンフ	RHRボンフ(B)	R/BB3FH	-7.9
	熱交換機	RHR魏交換器	R/B B3F	-9.7
	▶ 予重伝送盤	安全系多重伝送現場盤 DIV-I	R/B B1 F-0	4.8
	cto 200 440		:	:
	空調機	RHRホンフ(B)室空調機	R/BB3FH	-8.0
₹HR(C)系	ポンプ	RHRポンプ(C)	R/BB3FH	-7.9
	熱交換器	RHR熱交換器	R/B B3F	-9.7
	多重伝送盤	安全系多重伝送現場盤 DIV-II	R/B B1F-0	4.8
		:	:	:
	Inter TITI 444	DUD HEN IT (O) the the EM HM	D (D DOD)	0.0

第 3.2.2.a-2 表 機器リスト(7 号炉抜粋)(1/2)

		機器・設備		設置高さ
系統·設備名称	総称名	機器名称	機器設置位置 (フロアー)	T.P. (m)
C/B + * * * * *			-	
追流電源設備	審 電池	直流125V審電池 7A	C/B B1F	6.5
		追流125V審電池 /B	C/B B1F	0.5
	* = 0		:	:
	允曜器	追流125V光電器盤 /A	C/B B1F	0.5
		直流125V光電器整 /B	C/B B1F	6.5
			:	:
	通流主守議器	直流125V王尊録盤 / A 吉涛(45)(注意復麗 25)	0/8 81F	0.5
		直流125V主母線盤/B	C/B BIF	0.5
N00	末 漆い00	:		:
MUU 0/P		MCC(DC)	K/B BIF-U	4.8
타봐고	EF3# 5	医 スキラズ くていまわれ テック		40
51 926 7TC	51 22 7 9 7	原ナ紀糸(1)計販フツク 原子病系(五)計粧ニック		4.8
		原子炉茶(1)計製フック		4.0
ttul 2m 72				170
m 1 149 773	中天市海里市海	中大連転置視路(0/826	17.0
	266	中失連転監視整と	U/B 2F	17.3
	다 다 운영을 전			
	1		-118 BIF-U	4.8
山 (大和山大) (本) 赤小雪	<u> </u>	「「ノクルな法品酒時要?」	: 0/P.P15	
ハ 120.000 電源 認備	が作業では、「「ない」」	ハイスルンに通常源鉄直ノス		0.0
ace. V#	as. 144	ハイスル20元電源装直/日	U/8 BIF	0.0
北帝田郡之政		-		4.0
7F市州収水路 T/R				4.2
110	#17		T/D D1E	40
RUW(AUR	14.22	RGW/R 22040	1/6 6IF	4.9
	劫态场哭	- 1000(動态)(動製(A))	- T/D D1E	
	200 DC 1996 425	10 mm 00 me ar (A)	1/6 6IF	4.9
	<u>היי</u> ת	・ サージカング	- D/D/E_0	21.7
	メノソ 冬毒伝送43	リーンメンソ 空合るを表伝送現現録 DN/L T		40
	少里伝达整	女主糸ダ里伝送現場盤 DIVE I		4.8
	77		1/6 6IF	4.9
BUMB)2	#		- T/D D1E	
	10.22		1/6 616	4.9
	基态损毁		T/D D1E	4.0
	-A: DC 196 80	1011202000		
	かった	- サニミ(な))/2	- R/R4E-0	31.7
	冬田伝送盤	安全系奏重伝送現提發 DIV-T	R/B B1 F-0	48
	#	RCW系バルブ	R/BB1F	4.8
	<u></u>	:	:	49
ROWICH	ポップ	RCW#127(C)	T/B B2E	-46
	1.55	:	:	:
		- RCW纳交揭器(C)	T/B B2F	-5.1
	na ocine de	:	:	:
	タンク	サージタンク	R/B 4F-0	31.7
	多重伝送磐	安全系多重伝送現場磐 DIV-m	R/B B1 F-0	48
	<u> </u>	RCW系バルブ	T/B B2F	-51
RSW(A)%	ホンプ	RSW#V7(A)	T/B B1F	4.9
		:	:	:
	多重伝送盤	安全系多重伝送現場盤 DIV-I	R/B B1 F-0	4.8
	并	RSW系バルブ	T/B B1F	4.9
RSW(B)	惊ッフー しつ	RSWポンプ(B)	T/B B1F	4.9
		:	:	:
	多重伝送盤	安全系多重伝送現堪磐 DIV-Ⅱ	R/B B1 F-0	4.8
	并	RSW系バルブ	T/B B1F	4.9
RSW(C)	惊ッフー 一	RSWポンプ(C)	T/B B1F	4.9
		:		:
	多重伝送發	安全系多重伝送現場鎜 DIV-Ⅲ	R/B B1 F-0	4.8
м/с		M/C 7C	R/B B1 F-0	4.8
		:	:	:
P/C		70 - 1	R/B B1 F-0	4.8
_		70 - 2	T/B1F	12.3
		:	:	:
			- D/D D1 E-0	4.8
мос		170-1-1		1
MCC		70-1-1 70-1-2	R/B B1 F-0	4.8
MCC		70 - 1 - 1 70 - 1 - 2 :	R/B B1F-0	4.8

第 3.2.2.a-2 表 機器リスト(7 号炉抜粋)(2/2)

シナ リオ 区分	津波高さ (T.M.S.L. (+m))	津波によって掛 その設置箇	員傷する主要な機器と 新所(T.M.S.L.(m))	起因事象	事故シナリオの概要		
		原子炉補機冷却海 水ポンプ B 系電源	T/B B1F +3.5m		 ・取水口から当該エリアのマンホール (T.M.S.L. +3.5m)からT/B B1F に浸水。 - T/D D1F に記書されている D5(W(D)ポン。 		
1	$3.5 \le x < 4.2$	タービン地下 2F 設 置電源	T/B B2F -4.8m	<u>・過渡事象(全給水機能喪失等)</u>	 ・1/B BIF に設置されている RSW(B)ホンプ用電源盤が機能喪失し、当該ポンプも機能喪失する。 ・溢水伝播により、給水・復水系及びタービン建屋設備の機能喪失に伴う過渡事象 (全給水機能喪失等)が発生。 		
		原子炉補機冷却系 ポンプ	T/B B1F +4.2m(A, B 系) T/B B2F -4.1m(C 系)		 ・津波高さ T.M.S.L.+4.2m で RCW(A)ポンプの電動機下端部が被水し、RCW(A)ポン 		
		タービン補機冷却 系ポンプ	T/B B2F -4.0m	<u>・最終ヒートシンク喪失</u> ・過渡事象(全給水機能喪失等)	 プが機能喪失。 ・階段室を経由して地下2階に溢水伝播し, 地下2階に設置されている RCW(C)ポン プの電動機下端部が被水し, RCW(C)ポン 		
2 4.2	$4.2 \le x \le 4.8$	非常用炉心冷却系 ポンプ	R/B B3F -8.2m				
	$2 \qquad 4.2 \ge X \le 4.8$	常用メタクラ	C/B B2F -2.7m		プが機能喪失。		
		復水補給水系ポン プ	Rw/B B3F -6.1m		・補機冷却系の機能喪失により電動駆動の 高圧・低圧注水機能(HPCF, LPFL)を喪 失,浸水等により RCIC を機能喪失し, 炉心損傷に至る。		
		タービン補機冷却 海水系ポンプ	T/B B1F +5.7m		 ・津波高さ T.M.S.L.+4.8m で非常用メタク 		
3	$4.8 \le x \le 6.5$	原子炉補機冷却海 水系ポンプ	T/B B1F +5.5m	<u>・全交流動力電源喪失</u> ・最終ヒートシンク喪失	ラが水没し,全交流動力電源喪失が発生 する。		
		原子炉隔離時冷却 系制御盤	R/B B1F +4.8m	・過渡事象(全給水機能喪失等)	・シナリオ区分 2 と同様に全注水系の機能 喪失によって、炉心損傷に至る。		
		非常用メタクラ	R/B B1F +4.8m				
4	$6.5 \leq x$	直流電源盤	C/B B1F +6.5m	 ・直流電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・過渡事象(全給水機能喪失等) 	・津波高さ T.M.S.L.+6.5m で直流電源盤が 水没し直流電源喪失が発生する。これに より逃がし安全弁による原子炉減圧が不 可能となる。		

第3.2.2.a-3表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分(7号炉)

シナ リオ 区分	津波高さ (T.M.S.L. (+m))	津波によって その設置	員傷する主要な機器と 斎所(T.M.S.L.(m))	起因事象	事故シナリオの概要	
		原子炉補機冷却海 水ポンプ B 系電源	T/B B1F +3.5m		・取水口から当該エリアのマンホール (T.M.S.L. +3.5m)から T/B B1F に浸水。	
1	$3.5 \le x < 4.4$	タービン地下 2F 設 置電源	T/B B2F -4.8m	<u>・過渡事象(全給水機能喪失等)</u>	 ・T/B B1F に設置されている RSW(B)ポンプ用電源盤が機能喪失し、当該ポンプも機能喪失する。 ・溢水伝播により、給水・復水系及びタービン建屋設備の機能喪失に伴う過渡事象(全給水機能喪失等)が発生。 	
		原子炉補機冷却系 ポンプ	T/B B1F +4.4m(A, B 系) T/B B2F -4.1m(C 系)		 ・津波高さ T.M.S.L.+4.4m で RCW(A)ポンプの電動機下端部が被水し、RCW(A)ポン 	
		タービン補機冷却 系ポンプ	T/B B2F -3.9m		プが機能喪失。 ・階段室を経由して地下2階に溢水伝播し,	
2	$4.4 \le x < 4.8$	非常用炉心冷却系 ポンプ	R/B B3F -8.2m	 ・最終ヒートシンク喪失 ・過渡東角(合給水機能頭先室) 	 地下 2 階に設置されている RCW(C)ポン プの電動機下端部が被水し, RCW(C)ポン 	
	$2 4.4 \equiv \Lambda \times 4.0$	常用メタクラ C/B B2F -2.7m	• 迥伋事豕(王和小陵肥茂大寺)	プが機能喪失。		
		復水補給水系ポン プ	Rw/B B3F -6.1m		・補機冷却系の機能喪失により電動駆動の 高圧・低圧注水機能(HPCF, LPFL)を喪 失,浸水等により RCIC を機能喪失し, 炉心損傷に至る。	
		タービン補機冷却 海水系ポンプ	T/B B1F +5.4m		 ・津波高さ T.M.S.L.+4.8m で非常用メタク 	
3	$4.8 \le x < 6.5$	原子炉補機冷却海 水系ポンプ	T/B B1F +5.6m	<u>・全交流動力電源喪失</u> ・最終ヒートシンク喪失	ラが水没し,全交流動力電源喪失が発生 する。	
		原子炉隔離時冷却 系制御盤	R/B B1F +4.8m	・過渡事象(全給水機能喪失等)	・シナリオ区分 2 と同様に全注水系の機能 喪失によって、炉心損傷に至る。	
		非常用メタクラ	R/B B1F +4.8m			
4	$6.5 \leq x$	直流電源盤	C/B B1F +6.5m	 ・直流電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・過渡事象(全給水機能喪失等) 	・津波高さ T.M.S.L.+6.5m で直流電源盤が 水没し直流電源喪失が発生する。これに より逃がし安全弁による原子炉減圧が不 可能となる。	

第3.2.2.a-4表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分(6号炉)

第3.2.2.d-1(a)表 津波シナリオ区分毎の津波発生頻度及び炉心損傷頻度(7号炉)

211					
シナリオ区分	津波高さ (T.M.S.L.)	炉心損傷頻度(/炉年)	寄与(%)		
1,2	4.8m 未満	8.8×10^{-5}	41		
3	4.8 m ~ 6.5 m	1.0×10^{-4}	48		
4	6.5m 以上	$2.5 imes 10^{-5}$	11		
全炉心	損傷頻度	2.1×10^{-4}	100		

第3.2.2.d-1(b)表 津波シナリオ区分毎の津波発生頻度及び炉心損傷頻度(6号炉)

シナリオ区分	津波高さ (T.M.S.L.)	炉心損傷頻度(/炉年)	寄与(%)
1,2	4.8m 未満	$5.4 imes 10^{-5}$	30
3	4.8 m ~ 6.5 m	1.0×10^{-4}	56
4	6.5m 以上	$2.5 imes 10^{-5}$	14
全炉心	損傷頻度	1.8×10^{-4}	100

21.				
		事故シーケン	起因事	象別
起因事象 最終ヒートシンク喪失	事故シーケンス	ス別 CDF	CDF(//	沪年)
		(炉年)		割合
	最終ヒートシンク喪失	<u> 9 9 1 0 5</u>		
	+高圧・低圧注水機能喪失	0.0^10 %		
最終ヒートシンク喪失	最終ヒートシンク喪失		8.8×10^{-5}	41%
	+冷却材喪失	8.8×10^{-25}		
	(S/R 弁開放(圧力制御)失敗に伴う LOCA)			
	最終ヒートシンク喪失			
	+全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失+高圧・低圧注水機能	1.0×10^{-4}		
	喪失			
取於レートンノク丧大	最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪		1.0×10^{-4}	48%
*主父佩劉刀电你丧犬	失	1.0×10^{-94}		
	+冷却材喪失	1.0×10 24		
	(S/R 弁開放(圧力制御)失敗に伴う LOCA)			
最終ヒートシンク喪失	最終ヒートシンク喪失			
+全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失	+全交流動力電源喪失	$2.5 imes 10^{-5}$	2.5×10^{-5}	11%
+直流電源喪失	+直流電源喪失			
合計	_	_	2.1×10^{-4}	100%

第 3.2.2.d-2(a)表 起因事象別の CDF 評価結果(7 号炉)

第 3.2.2.d-2(b)表 起因事象別の CDF 評価結果(6 号炉)

		事故シーケン	起因事	象別
起因事象	事故シーケンス	ス別 CDF	CDF(/炸	戸年)
		(炉年)		割合
	最終ヒートシンク喪失	5 4×10-5		
	+高圧・低圧注水機能喪失	0.4^10 %		
最終ヒートシンク喪失	最終ヒートシンク喪失		5.4×10^{-5}	30%
	+冷却材喪失	$5.4 imes 10^{-25}$		
	(S/R 弁開放(圧力制御)失敗に伴う LOCA)			
	最終ヒートシンク喪失			
	+全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失+高圧・低圧注水機能	1.0×10^{-4}		
	喪失			
取於し トランク 長人	最終ヒートシンク喪失+全交流 <mark>動力</mark> 電源喪		1.0×10^{-4}	56%
「主义加 <u>勤力</u> 电你茂入	失	1.0×10^{-24}		
	+冷却材喪失	1.0×10 -		
	(S/R 弁開放(圧力制御)失敗に伴う LOCA)			
最終ヒートシンク喪失	最終ヒートシンク喪失			
+全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失	+全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失	2.5×10^{-5}	2.5×10^{-5}	14%
+直流電源喪失	+直流電源喪失			
合計	—	—	1.8×10^{-4}	100%

	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	シーケン ス別 CDF (炉年)	事故シーク グルーフ CDF(炉	ケンス プ別 i年) 割合
(a)-1	最終ヒートシンク喪失 +高圧・低圧注水機能喪失	吉 丁,低丁沿 北 撤华南东	8.8×10 ⁻⁵	1.0×10-4	200/
(a)-2	最終ヒートシンク喪失 +全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 +高圧・低圧注水機能喪失	向圧・低圧在小機能安大	1.0×10 ⁻⁴	事故シーク グルーフ CDF(炉 1.9×10 ⁻⁴ 2.5×10 ⁻⁵ 2.1×10 ⁻⁴	89%
(f)-1	最終ヒートシンク喪失 +冷却材喪失(S/R 弁開放 (圧力制御)失敗に伴う LOCA)		8.8×10^{-25}		
(f)-2	最終ヒートシンク喪失 +全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 +冷却材喪失(S/R 弁開放 (圧力制御)失敗に伴う LOCA)	LOCA 時注水機能喪失	1.0×10^{-24}	1.9×10 ⁻²⁴	0%
(c)	最終ヒートシンク喪失 +全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 +直流電源喪失	全交流動力電源喪失 (直流電源喪失)	2.5×10^{-5}	2.5×10^{-5}	11%
_	合計	_	_	2.1×10^{-4}	100%

第 3.2.2.d-3(a)表 事故シーケンスグループ別の CDF 評価結果(7 号炉)

	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	シーケン ス別 CDF (炉年)	事故シーク グルーフ CDF(炉	ケンス プ別 i年) 割合
(a)-1	最終ヒートシンク喪失 +高圧・低圧注水機能喪失	宜正,低压注水燃 华重生	5.4×10^{-5}	1 (2)10-4	900/
(a)-2	最終ヒートシンク喪失 +全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 +高圧・低圧注水機能喪失	向圧・低圧在小機能安大	1.0×10 ⁻⁴	1.0×10 *	80%
(f)-1	最終ヒートシンク喪失 +冷却材喪失(S/R 弁開放 (圧力制御)失敗に伴う LOCA)		5.4×10^{-25}		
(f)-2	最終ヒートシンク喪失 +全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 +冷却材喪失(S/R 弁開放 (圧力制御)失敗に伴う LOCA)	LOCA 時注水機能喪失	1.0×10 ⁻²⁴	1.6×10 ⁻²⁴	0%
(c)	最終ヒートシンク喪失 +全交流 <mark>動力</mark> 電源喪失 直流電源喪失	全交流動力電源喪失 (直流電源喪失)	2.5×10^{-5}	2.5×10^{-5}	14%
_	合計	_	_	1.8×10^{-4}	100%

第 3.2.2.d-3(b)表 事故シーケンスグループ別の CDF 評価結果(6 号炉)



第 3.2.2-1 図 津波レベル 1PRA のフロー

3.2.2 - 30



3.2.2 - 31



第 3.2.2.a-1 図 プラント概要



第3.2.2.a-2図 津波 PRA プラントウォークダウン結果(溢水伝播経路の同定)(1/5)

【浸水経路調査(取水口~T/B)】

津波により取水口から進入した津波は, マンホール高さ3.5mにおいて浸水を開 始。同高さ設置の電源盤水没により原子 炉補機冷却系(B)系機能喪失。





7号炉取水設備断面図

取水設備からT/Bへの浸水経路

第 3.2.2.a-2 図 津波 PRA プラントウォークダウン結果(溢水伝播経路の同定)(2/5)

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 3.2.2.a-2 図 津波 PRA プラントウォークダウン結果(溢水伝播経路の同定)(3/5)

黒枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 3.2.2.a-2 図 津波 PRA プラントウォークダウン結果(溢水伝播経路の同定)(4/5)

3.2.2 - 36

3.2.2.a-2 図 津波 PRA プラントウォークダウン結果(溢水伝播経路の同定)(5/5)

	津波PRA現場調査 チェックシート (溢)	<u> K伝播、その他)</u>	-	
ブラ		E 2 B 22 B (14:00)		【RCIC 室への貫通口の確認 (2/3)】
18	- 1 9 101-101-101-101-101-101-101-101-101-101		特	・貫通部止水済み(R-B3-4(北側通路)側、現場写真A、C参照)
7	ロア 部屋	名称	58	・オフセットダクト開口有り(R-83-4(北側通路)側:現場写真 D 参照)
- 20	Make a		事	・機器直上に開口部は無いが、機器搬出入用ハッチについては止水対策が必要
			項	・床ドレンファンネルについては、R-B3-5 (RHR ボンブ (A)室(備からの独立防御として逆止弁の設置が必要
		177		・シリコンゴム・ラバーブーツに関してはメーカー推奨の耐用年数が 10 年 (PD-48-0015 床壁貫通部設計
分類	確認 項 目	チェック		仕様書)となっていることから、電力殿にて施工時期及び、有効期限を確認願います。
	対象エリア(床・壁部)の貫通部 止水条件に着目して確認		0	
貫通部	①証管貫通部は止水処理をしているか?	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外	- 0	
	②トレイ賞通部は止水処理をしているか?	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外		
	③電線管貫通部は止水処理をしているか?	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外		
	④ダクト貫遷部は止水処理をしているか?	問題なし ・ 変換計 ・ 適用外		
	⑤ 床ファンネルは止水処理をしているか?	期職なし ・ 要検討 ・ 適用外		
-	対象設備の境界部 止水条件に着目して確認			
	⑥浸水防止扉のシール部は健全となっているか?また扉の開口下端の壊 は止水対策を考慮しているか?	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外		
房およ	○運躍か使部の止水状態は鍍釜となっているか? 空闘ルーパ等の間口部に聞しては想定津波塞さの以下は止水対策をとっ ているか?	問題なし ・ 要核財 ・ 適用外		
び 3秋	⑥健屋内・外のブロックアウト壁は止水対策を考慮しているか?	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外	現	
屋構築	(回溢水経路上の建屋内の床ハッチ閉口部および堤について止水対策を考 慮しているか?	問題なし ・ 悪検討 ・ 適用外		
物	(1) 溢水経路上の階段・EVは堰について止水対策を考慮しているか?	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外	*	
		問題なし , 要検討 , 適用外	*	
-	操作性等に漫目して確認			
	①緊急時の操作に際し、障害となる事項はないか?	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外		
その他	12	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外		
	0	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外		
	38	問題なし ・ 要検討 ・ 適用外		
		問題なし ・ 累検討 ・ 適用外		
		問題なし ・ 要検討 ・ 適用外		

第 3.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート



Sheet No. KK-7一屋内-002 (1/2)



第3.2.2.a-4図 起因事象の抽出フロー

3.2.2 - 38



第 3.2.2.c-1 図 被水・没水に関するフラジリティ曲線

津波高さ	12m	6.5m	4.8m	4.2m	3.5m	発生する起因事象	
以下→ 以上↓						起因となる事象発生無し	
			1				
						1+2	
					(1)+(2)+(3)		
						(1)+(2)+(3)+(4)	
		(1)+(2)+(3)+(4)+(5)					

①過渡事象,②最終ヒートシンク喪失(LUHS),③全交流動力電源喪失(SBO) ④直流電源喪失,⑤外部電源喪失

第 3.2.2.d-1(a)図 津波 PRA における起因事象の津波高さ別イベントツリー(7 号炉)

津波高さ	12m	6.5m	4.8m	4.4m	3.5m	発生する起因事象	
以下→ 以上↓						起因となる事象発生無し	
~~ •						1	
			1)+2				
				(1)+(2)+(3)			
						(1)+(2)+(3)+(4)	
						(1+2+3+4+5)	

①過渡事象,②最終ヒートシンク喪失(LUHS),③全交流動力電源喪失(SBO)④直流電源喪失,⑤外部電源喪失

第 3.2.2.d-1(b)図 津波 PRA における起因事象の津波高さ別イベントツリー(6 号炉)

津波高さ 4.2m~4.8m (LUHS)	逃がし 安全弁 開放	逃がし 安全弁 再閉鎖	高圧注水	原子炉 ^{※1} 减圧	低圧注水	格納容器 除熱	最終状態	発生頻度 ^{※2} (/炉年)
							-	-
							тw	-
							-	-
							тw	-
							TQUV	1)**3
							TQUX	-
			1			1	-	-
							тw	-
							-	-
							тw	-
							TQUV	2 ^{*3}
							TQUX	_
							LOCA	8.8×10^{-25}

- ※1 本イベントツリーでは、高圧注水及び低圧注水の失敗確率が 1 であり、これは原子炉減圧 の成否に依らない。このため原子炉減圧の分岐は考慮せず、高圧注水失敗後は高圧・低圧注 水機能喪失に整理している。
- ※2 本イベントツリーで発生頻度を"-"としているシーケンスの発生頻度は 0 であり,発生 しない。
- ※3 ①+② = 8.8×10⁻⁵ (/炉年)

第 3.2.2.d-2(a)図 最終ヒートシンク喪失(LUHS)のイベントツリー(7 号炉) (津波高さ T.M.S.L. +4.2~4.8m)



- ※1 全交流動力電源喪失(SBO)が発生するため、一部の最終状態を TB シーケンスとして整理す ることもできるが、浸水経路の観点から、先に LUHS が発生することを考慮し、第 3.2.2-d-2(a)図と同様の最終状態として整理した。
- ※2 本イベントツリーでは、高圧注水及び低圧注水の失敗確率が 1 であり、これは原子炉減圧の成否に依らない。このため原子炉減圧の分岐は考慮せず、高圧注水失敗後は高圧・低圧注水機能喪失に整理している。
- ※3 本イベントツリーで発生頻度を"-"としているシーケンスの発生頻度は 0 であり,発生しない。
- ※4 ①+② = 1.0×10⁻⁴ (/炉年)

第 3.2.2.d-2(b)図 LUHS 及び全交流動力電源喪失(SBO)のイベントツリー(7 号炉) (津波高さ T.M.S.L. +4.8~6.5m)
津波高さ 6.5m以上 (LUHS+SBO ^{※1})	直流電源	逃がし 安全弁 開放	逃がし 安全弁 再閉鎖	高圧注水	原子炉 減圧	低圧注水	格納容器 除熱	最終状態	発生頻度 ^{※2} (/炉年)
								-	-
								тw	-
					1		1	-	-
								TW	_
								TQUV	_
								TQUX	_
				r			1	_	_
								тw	_
					ī		ī	_	_
								тw	_
								TQUV	_
								тоих	_
								LOCA	_
								TBD	$2 E \times 10^{-5}$

- ※1 全交流動力電源喪失(SBO)が発生するため,一部の最終状態をTBシーケンスとして整理することもできるが,浸水経路の観点から,先に LUHS が発生することを考慮し,第 3.2.2-d-2(a)図と同様の最終状態として整理した。
- ※2 本イベントツリーで発生頻度を"-"としているシーケンスの発生頻度は 0 であり,発生しない。

第 3.2.2.d-2(c)図 LUHS, SBO 及び直流電源喪失のイベントツリー(7 号炉) (津波高さ T.M.S.L. +6.5m 以上)

津波高さ 4.4m~4.8m (LUHS)	逃がし 安全弁 開放	逃がし 安全弁 再閉鎖	高圧注水	原子炉 ^{※1} 減圧	低圧注水	格納容器 除熱	最終状態	発生頻度 ^{※2} (/炉年)
							-	-
							тw	-
							-	-
							тw	-
							TQUV	1)**3
							TQUX	-
							-	-
							тw	-
							-	-
							тw	-
							TQUV	(2) ^{**3}
							TQUX	-
							LOCA	54×10^{-25}

- ※1 本イベントツリーでは、高圧注水及び低圧注水の失敗確率が 1 であり、これは原子炉減圧の成否に依らない。このため原子炉減圧の分岐は考慮せず、高圧注水失敗後は高圧・低圧注水機能喪失に整理している。
- ※2 本イベントツリーで発生頻度を"-"としているシーケンスの発生頻度は 0 であり,発生 しない。
- ※3 ①+② = 5.4×10⁻⁵ (/炉年)

第 3.2.2.d-3(a)図 最終ヒートシンク喪失(LUHS)のイベントツリー(6 号炉) (津波高さ T.M.S.L. +4.4~4.8m)



- ※1 全交流動力電源喪失(SBO)が発生するため、一部の最終状態をTBシーケンスとして整理することもできるが、浸水経路の観点から、先にLUHSが発生することを考慮し、第 3.2.2-d-3(a)図と同様の最終状態として整理した。
- ※2 本イベントツリーでは、高圧注水及び低圧注水の失敗確率が1 であり、これは原子炉減圧の成否に依らない。このため原子炉減圧の分岐は考慮せず、高圧注水失敗後は高圧・低圧注水機能喪失に整理している。
- ※3 本イベントツリーで発生頻度を"-"としているシーケンスの発生頻度は 0 であり,発生 しない。
- ※4 ①+② = 1.0×10⁻⁴ (/炉年)

第 3.2.2.d-3(b)図 LUHS 及び全交流動力電源喪失(SBO)のイベントツリー(6 号炉) (津波高さ T.M.S.L. +4.8~6.5m)

$3.2.2 \cdot 43$

津波高さ 6.5m以上 (LUHS+SBO ^{※1})	直流電源	逃がし 安全弁 開放	逃がし 安全弁 再閉鎖	高圧注水	原子炉 減圧	低圧注水	格納容器 除熱	最終状態	発生頻度 ^{※2} (/炉年)
								-	-
								тw	-
						1	1	_	_
								тw	_
								ΤQUV	_
								ΤQUX	_
				1			1	_	-
								тw	_
					1	1	1	_	_
								тw	-
								TQUV	_
								ΤQUX	_
								LOCA	-
								TBD	25×10^{-5}

- ※1 全交流動力電源喪失(SBO)が発生するため、一部の最終状態をTBシーケンスとして整理することもできるが、浸水経路の観点から、先に LUHS が発生することを考慮し、第 3.2.2-d-3(a)図と同様の最終状態として整理した。
- ※2 本イベントツリーで発生頻度を"-"としているシーケンスの発生頻度は 0 であり,発生しない。

第 3.2.2.d-3(c)図 LUHS, SBO 及び直流電源喪失のイベントツリー(6 号炉) (津波高さ T.M.S.L. +6.5m 以上)



第3.2.2.d-4(b)図 起因事象別の炉心損傷頻度寄与割合(6号炉)



第3.2.2.d-5(a)図 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度寄与割合(7号炉)



第3.2.2.d-5(b)図 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度寄与割合(6号炉)



第 3.2.2.d-6(a)図 不確実さ解析の結果(7 号炉)



第 3.2.2.d-6(b)図 不確実さ解析の結果(6 号炉)

3.2.2 - 48

プラント停止の手順について

震源の近い地震によって津波が引き起こされる場合,地震加速度大のインター ロックによりスクラムしプラントは自動停止すると考えられる。震源が遠い地 震などプラントでの地震加速度が小さく,自動スクラムに至らない場合に原子 炉を手動停止する手順について以下に示す。

事故時運転操作手順書(事象ベース)では,津波発生時の手順を次のように定 めている。津波注意報/警報/大津波警報が発令された場合,RSW 取水槽の液 位監視や CW ポンプ,RSW ポンプのパラメータ監視を強化する。RSW 取水槽 の液位が低下,あるいは RSW ポンプの吐出圧力がハンチングした場合には, RSW ポンプの水位確保のため,CWP を1台停止する。停止後も,RSW 取水槽 の液位や RSW ポンプの吐出圧力が回復しない場合,さらに残り2台の CWP を 停止させ,同時に手動スクラム操作を行う。その結果プラントは停止状態とな る。(図1参照)



図1 津波発生時の原子炉手動停止手順

<u>添付3.2.2.b-1 確率論的津波ハザード評価に関する検討</u>







添付資料3.2.2.b-1-2





添付資料3.2.2.b-1-3





添付資料3.2.2.b-1-4



される地震 , 土木学会: <u></u> 【 2003 】	の平均発生間隔分 手法を用いる。	↑布の考え方は,圴	也震調査研究推進本部	(2003)
ß(2003)				
)による平均発生	間隔と本検討にお		市の考え方
ē域	平均発生間隔(推本)	根拠	分布の考え方	
包北西沖	3900年程度	約2100年前と約6000 年前に2個のイベント	発生間隔データ1個	
拉西 方沖	1400~3900年程 度	(連続性)	一様分布 (1400- 3900)	
首南西沖	500~1400年程度	6個のイベントの平均 が約1400年	一様分布(500-1400)	
西方沖	500 ~ 1400 年程 度	3個のイベントの平均 が約500年	一様分布(500-1400)	
1県沖	1000年程度以上	(2列への配分)	一様分布 (1000- 1500)	
<u>《</u> 県沖	1000年程度以上	(2列への配分)	一様分布 (1000- 1500)	
北部沖	1000年程度以上	(2列への配分)	一様分布 (1000- 1500)	
北方沖	500 ~ 1000 年程 度	中嶋 (2003)	一様分布(500-1000)	
	県沖 北部沖 北方沖	県沖 1000 年程度以上 北部沖 1000 年程度以上 北方沖 500 ~ 1000 年程 度	県沖 1000 年程度以上 (2列への配分) 北部沖 1000 年程度以上 (2列への配分) 北部沖 500 ~ 1000 年程 度 中嶋 (2003)	県沖 1000 年程度以上 (2列への配分) 1500) 北部沖 1000 年程度以上 (2列への配分) 一様分布(1000- 1500) 北方沖 500 ~ 1000 年程 度 中嶋(2003) 一様分布(500-1000) 土木学会(2011)





添付資料3.2.2.b-1-6





添付資料3.2.2.b-1-7





添付資料3.2.2.b-1-8





添付資料3.2.2.b-1-9



引き波の津波PRAへの寄与について

(1) 引き波による水位低下の海水系への影響について

引き波による水位低下が発生すると、非常用海水ポンプ(RSWポンプ)が取水継続できない可能性がある。これは、循環水ポンプ(CWポンプ)やRSWポンプを適切に停止することで回避することができる。この場合、水位回復後に各種緩和系に期待できることから、浸水に伴ってほとんどの緩和系が失われる押し波に比べ、引き波のリスクへの寄与は小さいと考え、津波PRAで評価する起因事象からは引き波を除外している。今回、この引き波の影響について感度解析を行った。

(2) 事故シナリオの同定

引き波の水位に応じた事故シナリオの分析及び,誘発される起因事象を表1に整理 した。また,図1,図2に取水路の概要図を示す。

(3) 解析条件

①起因事象については、事故シナリオの分析結果から以下のように設定した。

(a) 津波水位(T.M.S.L. -2.7m~T.M.S.L. -4.1m)

CWポンプ停止操作に成功した場合,RSWポンプは運転可能な水位であり,全てのECCS系は使用可能であることから,隔離事象を想定した。また,CWポンプ停止操作に失敗した場合,RSWポンプが取水継続できなくなると仮定し,起因事象としてLUHSを設定した。

(b) 津波水位(T.M.S.L-4.1m以下)

津波水位T.M.S.L. -4.1m以下では, RSW ポンプ運転限界水位に到達するため,

起因事象としてLUHSを設定した。

②敷地周辺海域の活断層の地震による津波(近地津波)と日本海東縁部に想定される地震による津波(遠地津波)では,想定波源が異なるため津波の到達時間には差があると考えられる。即ち,ポンプ停止操作に対する時間余裕が異なると考えられることから,表2の通り近地津波・遠地津波の発生頻度に分けて評価した。 ③引き波によるポンプの停止操作に対する運転員の人的過誤確率は内的事象 PRAと同様にTHERP手法にて評価した。CWポンプ,RSWポンプの停止操作の人 的過誤確率の算出にあたっては,設置許可の入力津波(図3,図4)に基づき近地 津波では15分,遠地津波では60分の時間余裕を使用した。

④日本海では地理的な特性から,津波が繰返し襲来する可能性がある。津波が連なる場合,停止操作・復旧操作を複数回実施することが考えられるため,2ケースの評価を実施した。ケース1では繰り返しを考慮しない人的過誤確率を設定した評価を,ケース2では10回の繰り返しを考慮しCWポンプ,RSWポンプの停止・復旧操作の人的過誤確率を10倍に設定した評価を実施した。

(4) イベントツリーの作成

イベントツリーを図5及び図6に示す。イベントツリー作成にあたって、安全機能に関 して、冷却水系が機能喪失していない場合にはHPCFやLPFLといった系統に期待で きるものの、引き波では、潮位が回復するまでRCICによる継続的な炉心冷却を考慮し ていることから、保守的にRCICのみに期待するとしている。

(5) 評価結果

引き波による全炉心損傷頻度(CDF)の評価結果を,表3に示す。

津波の繰り返しを考慮しないケース1では、近地津波、遠地津波の合計のCDFは 3.4×10⁻⁵(/炉年)となり、押し波のCDF(2.1×10⁻⁴(/炉年))の16%程度である。起因 事象を発生させる-2.7m以下の引き波の発生頻度(5.1×10⁻⁴(/年))は、4.2m以上 の押し波の発生頻度(2.1×10⁻⁴(/年))に比べ大きい。しかし,引き波の場合,CW ポンプやRSWポンプの停止操作に成功すれば各種緩和機能に期待でき,CDFは 引き波の発生頻度と使用可能な各緩和設備の失敗確率の積となるが,押し波の場 合ではCDFは押し波の発生頻度と等しくなる。このため,押し波に比べ,引き波の CDFは小さい値となる。

引き波の繰り返しを考慮したケース2では、CDFは6.7×10⁻⁵(/炉年)であり、ケース1に比べ約2倍となった。ケース1に比べ増加しているが、これは繰り返しを考慮した人的過誤確率をRSWポンプの停止操作や復旧操作に採用しているためである。 押し波に対する割合は32%程度となる。

本評価では,引き波と押し波は独立として評価している。しかし,引き波と押し波 が同一の波源で発生する場合,全体のCDFは各CDFの単純な和とはならないと考 えられ,引き波の寄与は,本評価よりも小さいものとなると考えられる。

次に,引き波と押し波を合わせた炉心損傷クラス毎のCDFを表4に,その寄与割 合を示す円グラフを図7,図8に示す。押し波のみの結果より割合が小さくなるもの の,TQUVの寄与割合がケース1の場合で約78%と大きい結果となる。これに続き, 引き波の主要な炉心損傷クラスであるTWが約12%となる。

津波水位	評価ケース	津波により誘発 される起因事象	備考
T.M.S.L1.7m 以上	_	起因事象は発生しない	津波による起因事象は発生しないため,評価対象外とする。
T.M.S.L −1.7m ~ −2.7m	_	隔離事象(水位回復後には 復水器による除熱も使用可 能)	CW ポンプの運転限界水位であり, 給復水系や PCS は使用できな いものの安全系は使用可能な水位。T.M.S.L2.7m 以下の事故シ ナリオに比べ, 最終ヒートシンク喪失は発生しないことから, プラント への影響は小さいものと考えられるため, 評価対象外とする。
T.M.S.L -2.7m	CW ポンプ停止 成功対応ケース 隔離事象(水位回復後には 復水器による除熱も使用可 能)		CW ポンプ停止操作に成功した場合, 給復水系や PCS は使用できないものの安全系は使用可能である。T.M.S.L1.7m~ -2.7m の 事故シナリオと同様に, 最終ヒートシンク喪失は発生しないことから, プラントへの影響は小さいものと考えられ, 評価対象外とする。
\sim -4.1m	CW ポンプ停止 失敗 対応ケース		CW ポンプ停止操作に失敗した場合, 取水路射流の発生により大 規模な渦と取水槽の水位低下を引き起こし, RSW ポンプが取水継 続できなくなることを仮定する。
T.M.S.L4.1m 以下	CW ポンプ, RSW ポンプ停止 成功対応ケース	最終ヒートシンク喪失	CW ポンプ停止操作及び RSW ポンプ停止操作に成功した場合, RCIC を手動起動し, 潮位が安定した後, 海水系ポンプの復旧操作 (再起動)に成功すれば RSW に期待できるものとする。
	CW ポンプ, RSW ポンプ停止 失敗 <mark>対応ケース</mark>		CW ポンプ停止操作に失敗した場合, RSW 系取水槽水位が回復し ないことを想定し, RSW ポンプ停止操作についても必ず失敗するも のとする。

表1 津波水位と引き波による CDF の評価ケース

添付資料 3.2.2.d-1-4

:評価対象

水位	波源モデル	発生頻度
TMSL 27mg TMSL 41m	海域活断層 (近地津波)	2.2×10^{-4}
1.M.S.L2./III/ -1.M.S.L4.1III	日本海東縁部 (遠地津波)	2.1×10^{-4}
	海域活断層 (近地津波)	4.5×10^{-5}
1.M.S.L4.1m 以下	日本海東縁部 (遠地津波)	3.8×10^{-5}

表2 津波水位に対する発生頻度

単位(/年)

表3 引き波による炉心損傷頻度(7号炉)

ケース	近地津波	遠地津波	引き波による	引き波/
	CDF	CDF	CDF	押し波
ケース1(繰り返しなし)	3.2×10^{-5}	1.6×10^{-6}	$3.4 imes 10^{-5}$	16%
ケース2(繰り返しあり)	6.5×10^{-5}	2.5×10^{-6}	$6.7 imes 10^{-5}$	32%

単位(/炉年)

L 7	TQ	UV	TW	TBD	LO	СА	合計	
クース	押し波	引き波	引き波	押し波	押し波	引き波	合計	
ケース1	1.9×10^{-4}	3.2×10^{-6}	3.0×10^{-5}	$2.5 imes 10^{-5}$	$1.9 imes 10^{-24}$	1.0×10^{-24}	2.5×10^{-4}	
(繰り返し								
なし)	77%	1%	12%	10%	0%	0%	100%	
ケース2	1.9×10^{-4}	3.2×10^{-6}	6.4×10^{-5}	$2.5 imes 10^{-5}$	$1.9 imes 10^{-24}$	$1.0 imes 10^{-24}$	2.8×10^{-4}	
(繰り返し								
あり)	67%	1%	23%	9%	0%	0%	100%	

表4 引き波と押し波による炉心損傷クラス毎の炉心損傷頻度(7 号炉)

単位(/炉年)



図2 取水路概要図(非常用系断面図)



図3 入力津波の時刻歴波形(近地津波)



図4 入力津波の時刻歴波形(遠地津波)

津波 T.M.S.L2.7m ~ -4.1m	CWポンプ 停止操作	S/R弁開放	S/R弁再閉鎖	RCIC	RHR-A系	RHR-B系	RHR-C系	No.	最終状態
		-			-		-	1	過渡事象へ
								2	-
-								3	-
								4	-
						-		5	TW
								6	TQUV
			-					7	TQUV
								8	LOCA

図5 津波水位 T.M.S.L. -2.7m~T.M.S.L. -4.1m のイベントツリー(7 号炉)

津波 T.M.S.L4.1m 以下	CWポンプ 停止操作	RSWポンプ 停止操作	S/R弁開放	S/R弁再閉鎖	RCIC	RSWポンプ 復旧操作	RHR-A系	RHR-B系	RHR-C系	No.	最終状態
										1	-
										2	-
										3	-
										4	TW
										5	
										6	
										8	
										9	-
										10	-
										11	-
										12	TW
										13	TW
										14	TQUV
										15	TQUV
										16	LOCA
										1/	-
										10	-
										20	_
										20	тw
										22	TW
						•				23	TQUV
										24	TQUV
										25	LOCA

図6 津波水位 T.M.S.L. -4.1m 以下のイベントツリー(7 号炉)



図 7 炉心損傷クラス毎の炉心損傷頻度寄与割合 (押し波+引き波(ケース1:繰り返しなし))(7 号炉)



(押し波+引き波(ケース2:繰り返しあり))(7 号炉)

添付資料 3.2.2.d-1-10

- 4. レベル 1.5PRA
- 4.1 内部事象 PRA
- 4.1.1 出力運転時 PRA

出力運転時 PRA は、(社)日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力 運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 2PSA 編):2008」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA 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。評価フローを図 4.1.1-1 に示す。

- 4.1.1.a プラントの構成・特性
 - ① 対象プラントに関する説明
 - (1)機器・系統の配置及び形状・設備容量 主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は3.レベル 1PRA に用いた情報と同じである。また、レベル 1.5PRA では格納容器損傷頻度等を評価することから、格納容器の特性を考慮している。この格納容器の仕様を第4.1.1.a-1表に示す。また、格納容器及び格納容器下部ドライウェル(ペデスタル部)の構造の詳細を第4.1.1.a-1図に示す。また、格納容器の限界 圧力及び限界温度の設定に際しては、福島第一原子力発電所事故において1~3号機の格納容器が閉じ込め機能の喪失に至った事実を考慮し、そ
 - (2) 事故の緩和操作

プラント運転開始時より備えている手段・設備による事故の緩和操作 として以下を考慮する。

の知見の反映について検討した。検討結果を添付資料 4.1.1.a-1 に示す。

- ・原子炉手動減圧及び低圧注水操作
- ・PCV スプレイ手動起動操作
- ·外部電源復旧操作
- ・高圧電源融通操作
- (3) 燃料及びデブリの移動経路

事故時の燃料及びデブリなどの熱源の移動は、IVR、水素発生、溶融炉 心・コンクリート相互作用(MCCI)及び格納容器内の熱水力挙動、FP移行 挙動に影響する。燃料及びデブリの移動経路を第4.1.1.a-2表に示す。

4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度 内部事象レベル 1PRA(出力運転時)で得られた、炉心損傷に至るすべての事 故シーケンスについて、事象の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷 状態(PDS)を定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。

- PDS の一覧
 - (1) PDS の考え方、定義

PDS の分類は、炉心損傷に至る事故シーケンスグループを、熱水力挙動の類似性及び事故後の緩和設備・緩和操作の類似性から、以下の 4 項目に着目して実施する。

a. 格納容器破損時期

炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と、格納容器破損後に炉心 損傷が生じる場合とを分類する。この前後関係によって、事故の防止手 段及び緩和手段の種類が大きく異なる。

b. 原子炉圧力容器圧力

原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力容器内雰囲気が、高圧状態か低 圧状態かで分類する。この圧力状態の違いにより、原子炉圧力容器破損 時の格納容器雰囲気の圧力上昇の程度、デブリの飛散の程度、デブリと 格納容器バウンダリとの直接接触の可能性など、原子炉圧力容器破損 後の事故進展が異なる。

c. 炉心損傷時期

炉心損傷時期が早期か後期かで分類する。この時期の違いにより、原 子炉圧力容器の破損時期、格納容器雰囲気の圧力及び温度上昇の時期 が大きく変化し、格納容器破損時期が影響を受ける。このため、事故の 緩和操作の時間余裕が大きく異なる。

なお、早期・後期の分類は、事象発生後の原子炉への注水の有無を考慮したものであり、結果として後期には長期 TB と TW を分類している。事象発生後に注水に成功する長期 TB 及び TW、事象発生が即ち格納容器の機能喪失(破損)となる ISLOCA、事象発生後速やかに格納容器 先行破損に至る TC を除き、他のシナリオは全て注水に失敗するシナ リオであり、概ね1時間前後で炉心損傷に至る。

長期 TB では事象発生後、一定時間の RCIC の運転に期待しており、 電源が直流(バッテリー)に限られていることを考慮すると、RCIC の運 転継続時間は 8 時間程度と考えられる。これを考慮し、炉心損傷時期 の早期・後期の1つの目安として、RCIC の運転継続時間を参考に炉心 損傷時期後期を8時間後と整理した。また、TW は注水に期待し続ける ことができるシナリオであり、格納容器先行破損までに十数時間程度 の時間余裕がある。 d. 電源確保

電源が確保されている場合と、電源が喪失している場合で分類する。 電源が喪失している場合には、電源を復旧することで防止手段及び緩 和手段が達成される可能性がある。

第4.1.1.b-1 表に炉心損傷に至る事故シーケンスの概要、第4.1.1.b-1 図 に上記分類を踏まえた PDS 分類の考え方を示す。

- (2) レベル 1PRA の事故シーケンスグループの PDS への分類結果 炉心損傷に至る事故シーケンスグループを、上記(1)の考え方に基づい て PDS として分類した結果を第 4.1.1.b-2 表に示す。BWR プラントでは 炉心損傷に至る事故シーケンスグループを、上記(1)の考え方に基づいて 分類して PDS としているため、炉心損傷に至る事故シーケンスグループ と PDS が一致することとなる。
- PDS ごとの発生頻度

PDS ごとに炉心損傷頻度(CDF)を整理した結果を第4.1.1.b-3 表に示す。 崩壊熱除去機能喪失の PDS が支配的となっているが、これは、全 CDF に 占める崩壊熱除去機能喪失(TW)の CDF の割合が大きいこと及び、TW に は有効な緩和策が無く、TW の CDF がそのまま格納容器破損頻度(CFF)に 反映されるためである。

・崩壊熱除去機能喪失	: TW	(寄与	:	約 99.9%)
・LOCA 時注水機能喪失	: LOCA	(寄与	:	約 0.1%)
・上記以外の各 PDS		(寄与	:	0.1%未満)

- 4.1.1.c 格納容器破損モード
 - 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

炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事故シーケンスは、次章 4.1.1.d でイベントツリーによって分析するが、このイベントツリーの最終状態と なる格納容器破損モードは、炉心損傷後の格納容器内の物理化学的挙動を 分析することで抽出する。本章では格納容器破損モードを網羅的に抽出し、 本 PRA でイベントツリーの最終状態として設定すべき格納容器破損モード を選定する。

BWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展を第4.1.1.c-1 図に示 す。第4.1.1.c-1 図では、炉心損傷後の格納容器内の物理化学的挙動を網羅 的に考慮し、事故進展に応じて想定される、格納容器の健全性に影響を与え る負荷を、発生時期に沿って示している。

格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出結果と、本 PRA で想定する 格納容器破損モードを第4.1.1.c-1表に示す。なお、第4.1.1.c-1表には物理 化学現象に起因する負荷の他に、格納容器バイパス事象(ISLOCA 及び格納 容器隔離失敗事象)も含めて示した。また、格納容器の健全性に影響を与え る負荷としては抽出したものの、本 PRA で想定する格納容器破損モードの 設定からは除外した負荷については、その除外理由を示した。

- 4.1.1.d 事故シーケンス
 - ① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

一般的なシビアアクシデントでは、事故進展の各フェーズにおいて格納 容器の健全性を脅かす物理化学現象が異なるため、事故進展フェーズ毎に、 重要な物理化学現象、緩和設備の作動状況及び運転員操作の因果関係を分 析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベ ントツリーを構築する。

本評価では格納容器イベントツリー構築にあたって、以下に示す 3 つの 事故進展フェーズを定義している。

T1: 炉心損傷から原子炉圧力容器破損直前

T2:原子炉圧力容器破損直後

T3:原子炉圧力容器破損後長期間経過後

- ② 格納容器イベントツリー
 - (1)格納容器イベントツリー構築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、ヘディング間の従属性
 - a. 重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作動

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から格納容器破損 に至るまでの事故進展の各フェーズで発生する重要な物理化学現象に ついて、各 PDS を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事象進 展を検討した。

第4.1.1.d-1 表に示す検討結果に基づき、PDS ごとに事故進展フェーズを考慮して緩和設備の作動状態及び物理化学現象の発生状況を分析し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第4.1.1.d-2 表のとおり選定した。

b. 運転員操作

4.1.1.a ① (2)に記載の操作を考慮している。

c. ヘディング間の従属性

第4.1.1.d-2 表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の 複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘデ ィングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を整 理した結果を第4.1.1.d-3 表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けして、格納容器イベントツリーを作成した。作成した格納容器イベント ツリーを添付資料 4.1.1.d-1 に示す。

4.1.1.e 事故進展解析

格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2 点である。

- ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価
- ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷

このうち、後者の物理化学現象の発生と格納容器への負荷については、現象 の不確定性などを考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和系の 復旧操作等のための時間余裕を評価することを目的とする。したがって、緩和 系が機能しない状態で物理化学現象が発生せずに、格納容器が過圧または過 温破損に至る事故シーケンスを評価する。

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

プラントの熱水力的挙動及び炉心損傷、原子炉圧力容器破損などの事象 の発生時期、事象の緩和手段に係る運転員操作の余裕時間、シビアアクシデ ント現象による格納容器負荷を解析すると共に、格納容器イベントツリー のヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各 PDS を代表する事故進展解析を実施する。

- (1) 解析対象事故シーケンスの選定
 - a. 解析対象 PDS の選定

解析対象 PDS は、事故進展の類似性の観点及び炉心損傷に至る際に 期待可能な緩和系の類似性を考慮して選定する。

事故進展の類似性の観点として、格納容器破損時期や炉心損傷時の 原子炉圧力容器の圧力等によってプラント損傷状態を分類した結果を 第4.1.1.b-1 図に示す。

第4.1.1.b-1 図の分類結果に対し、期待可能な緩和系の類似性の観点から、一部の解析対象事故シーケンスを整理した。整理した結果を第4.1.1.e-1 図に示す。

TQUX、TBU 及び TBD は、いずれも高圧注水及び減圧ができない まま炉心損傷に至るシーケンスであり、事故進展解析上の相違は見ら れないと考えられることから、解析については TQUX で代表すること とした。

TQUV 及び TBP は、いずれも原子炉は減圧されるものの、高圧及び 低圧注水ができないまま炉心損傷に至るシーケンスであり、事故進展 解析上の相違は見られないと考えられることから、解析については TQUV で代表することとした。

TQUV と LOCA はそれぞれ解析対象とした。これは、炉心損傷後の 電源復旧等を受けて原子炉注水に成功した場合を考えると、LOCA で は冷却水の一部が流出する可能性があること等、影響緩和手段に対す る両者の応答の違いを考慮したためである。

また、AE、S1E、S2EはLOCAとして1つのプラント損傷状態とした。これは、事故進展解析の結果(第 4.1.1.e-4 表参照)、AEとTQUVのRPV破損までの時間の差が であるため、冷却材の流出口の大きさは、炉心損傷後の事象の進展速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。

格納容器先行破損(レベル 1PRA 評価の範囲)である TC、TW、 ISLOCA については、炉心損傷の前に格納容器が破損しているモード であり、レベル 1.5PRA における緩和手段が存在しないことから、イベ ントツリーの作成対象から除外した。これは、TC、TW 及び ISLOCA については、レベル 1PRA 側で格納容器破損防止対策を講じなければ ならないということを意味している。

以上の検討の結果、以下の事故シーケンスグループを解析対象とし て選定した。

- TQUV
- TQUX
- · LOCA
- ・長期 TB

b. 解析対象事故シーケンスの選定

解析対象事故シーケンスの選定にあたっては、操作余裕時間が厳し くなる観点、発生頻度が大きくなる観点等を考慮する。

LOCA 以外の PDS については、選定する過渡事象の違いによる操作 余裕時間に対する影響はほとんど無いと考えられるため、事故シーケ ンスの発生頻度の観点から、CDF に占める割合が最も大きい起因事象 として隔離事象(MSIV 閉鎖を伴う過渡事象)を選定する。 また、LOCA については、操作余裕時間の観点から事故進展が早い 大 LOCA を選定し、破断想定箇所としては従来設置許可申請の安全解 析で想定している HPCF 配管破断とする。

以上から、解析対象として選定した事故シーケンスを第4.1.1.e-1表 に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特徴の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通する プラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第4.1.1.e-2表に示す。 なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機 器・系統の動作を模擬することができる MAAP コードを使用した。

② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについて、プラントの熱水力挙動の解析を実施した。解析結果を第4.1.1.e-2 図に、原子炉圧力容器内および格納容器内の熱水力挙動の事象進展における主要事象の判断基準を第4.1.1.e-3 表に、主要事象の発生時刻を第4.1.1.e-4 表に示す。

4.1.1.f 格納容器破損頻度

- 格納容器破損頻度の評価方法 格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率を設定、又はフォールトツリ ーをリンキングし、プラント損傷状態ごとに格納容器破損頻度を算出した。
- ② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は、次の通りに設定した。格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第4.1.1.f-1表に示す。

(1) 物理化学現象に関する分岐確率の設定

本評価では、格納容器直接加熱(DCH)、炉外溶融燃料ー冷却材相互作用 (炉外 FCI)、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)、炉内溶融物保持 (IVR)の4つの物理化学現象について、分岐確率を設定した。

シビアアクシデント現象のヘディングにおいて、不確実さが大きい現 象に対しては、当該現象の支配要因、不確実さ幅及び格納容器の構造健全 性への影響の因果関係を明らかにし、分解イベントツリー(DET)手法等を 用いて、分岐確率を設定した。

なお、今回の評価で設定した物理化学現象のヘディングの分岐確率は、 評価の対象とした物理化学現象が不確実さの大きな現象であることを認

4.1.1-7
識しつつも、現状有している知見をもとに、可能な限りの評価を実施して 設定したものであり、今回設定した値には依然大きな不確実さを含んで いるものと認識している。

この内 IVR は、その成立によって事象が緩和される側に寄与する点が 他の物理化学現象と異なるが、今回の評価ではヘディングとして設定し た。これは、格納容器イベントツリーで考慮する物理化学現象の選定にあ たっては、格納容器に与える影響が厳しいか、あるいは緩和されるかとい う観点では無く、考えられる物理化学現象の可能性を排除しないという 観点で選定したためである。

このため、この 4 つの物理化学現象のヘディングの分岐確率のそれぞ れの値の大小は、有効性評価の対象となる評価事故シーケンスを選定す る際には影響しない。

物理化学現象に関する分岐確率の具体的な設定方法については、添付 資料 4.1.1.f-1 に示す。

(2) 事故の緩和手段に関する分岐確率の設定

レベル 1PRA のフォールトツリーを基に、フォールトツリーを作成することにより、緩和手段の非信頼度(分岐確率)をモデル化した。

モデル化にあたっては、緩和手段に対する運転員の操作性及び事故時 の条件を考慮するとともに、4.1.1.eの事故進展解析の結果から機器・系 統の回復操作を含めた運転員の時間余裕を分析した。事故進展解析の結 果から、緩和手段実施までの時間余裕を設定した結果を第4.1.1.f-2表に 示す。なお、時間余裕の設定の考え方を添付資料4.1.1.f-2に示す。

また、格納容器隔離の分岐確率は過去の文献をもとに設定した。詳細を 添付資料 4.1.1.f-3 に示す。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

定量化の結果、全格納容器破損頻度(CFF)は 8.7×10⁻⁶ / 炉年、条件付格納 容器破損確率(CCFP)は 1.0 となった。

PDS 別の CDF 及び CFF を第 4.1.1.f-3 表及び第 4.1.1.f-1 図に、PDS 別 の CDF の円グラフを第 4.1.1.f-2 図に、PDS 別の CFF の円グラフを第 4.1.1.f-3 図に示す。割合としては、全 CFF の約 99.9%が格納容器除熱機能 喪失から過圧破損に至るシーケンスとなった。本評価では殆どの AM 策を 考慮していないことから、電源の復旧により ECCS が使用可能となる PDS 及び原子炉減圧の再実施により低圧 ECCS が使用可能となる PDS(TBU、 TBP、長期 TB、TQUX)では格納容器破損を回避できる場合がある(CCFP が 0.58~0.82)が、上記以外 PDS(TQUV、LOCA、TBD、TW、TC、ISLOCA) の CCFP は 1 となり、上述の通り PDS 別の CFF で TW シーケンスが大部 分を占めるため、全体の CCFP は 1.0 となっている。

また、格納容器破損モード別の CFF を第 4.1.1.f-4 表に、格納容器破損モ ード別の CFF の円グラフを第 4.1.1.f-4 図に示す。全 CFF のうち、「水蒸気 (崩壊熱)による過圧破損」の寄与が約 99.9%、「過温破損」の寄与が約 0.1% を占め、以下、「ISLOCA」、「格納容器隔離失敗」の寄与が続くが、「水蒸気 (崩壊熱)による過圧」および「過温破損」以外の格納容器破損モードの寄与 は 0.1%未満であった。

④ 重要度評価について

レベル 1.5PRA として重要度評価は実施していないが、レベル 1PRA で 算出された炉心損傷頻度を PDS として整理して格納容器破損頻度評価の入 力としており、特に重大事故等防止対策等を考慮しない(CCFP が大きい)条 件下では、レベル 1PRA の結果に強く依存する。レベル 1PRA にて実施し た表 3.1.1.h-5 に示す FV 重要度評価では、補機冷却系、残留熱除去系の重 要度が高くなっていることから、レベル 1.5PRA においてもこれらの機能 の重要度が高くなっているものと考えられる。

以下に示す通り、CFF に占める割合が大きい格納容器破損モードは補機 冷却系又は残留熱除去系の機能喪失に関連したものとなっていることが分 かる。

- ・「水蒸気(崩壊熱)による過圧破損」は CFF の約 99.9%が「崩壊熱除去機能 喪失(TW)」のシーケンスである。これは、格納容器先行破損シーケンス であるため、PDS 別 CDF で約 99.9%を占める TW の寄与が大きくなっ ているためである。この格納容器破損モードに対しては、代替原子炉補機 冷却系を用いた残留熱除去系による除熱または格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント系による除熱により、格納容器破損頻度を低減する ことができると考える。
- 4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析
 - 不確実さ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 4.1.1.g-1 表及び第 4.1.1.g-1 図に示す。

不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は不確実さ分布 内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に 大きな差はなく、「水蒸気(崩壊熱)による過圧破損」が支配的であることが 確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について、不確実さが有意に影響することは考えにくい。

② 感度解析

	項目						
	型式						
	ドライウェル空間部(ベント管とも)	約 7,400 m ³					
容積	サプレッションチェンバ空間部	約 6,000 m ³					
	サプレッションチェンバ保有水量(最小)	約 3,600 m ³					
具有体田広力	ドライウェル	310 kPa[gage]					
取同使用圧力	サプレッションチェンバ						
具古法田泪在	ドライウェル	171 °C					
取 尚	サプレッションチェンバ	104 °C					
	限界圧力	620 kPa[gage]					
	限界温度	200 °C					

第4.1.1.a-1表 格納容器の主要仕様

第 4.1.1.a-2 表 燃料及びデブリの移動経路

	放出先	放出先からの移動
	【RPV 破損前】 RPV 下鏡	移動なし
重力による移動	【RPV 破損後】 原子炉下部 ドライウェル	移動なし
1 次系圧力による 分散放出	【RPV 破損後】 原子炉下部 ドライウェル	連通孔を通じて 上部ドライウェルに移動

第 4.1.1.b-1 表 炉心損傷に至る事故シーケンスの概要

事故シーケンス	概要
TQUV	高圧及び低圧の炉心への注水系が故障している事故シーケンスである。原 子炉の減圧に成功し、RPVの雰囲気は低圧状態で事故が進展する。炉心 損傷は事故後早期に生じる。
TQUX	高圧の炉心への注水系が故障していて、さらに原子炉の減圧に失敗している事故シーケンスである。RPVの雰囲気は高圧状態で事故が進展する。 炉心損傷は事故後早期に生じる。
長期 TB	全交流動力電源が喪失し、RCICなどの作動後、直流電源の枯渇によって、 RCICなどが機能喪失し炉心損傷に至る事故シーケンスである。RPVの 雰囲気は高圧状態で事故が進展する。直流電源が枯渇するまでにはRCIC などによる炉心への注入が可能なため、炉心損傷は事故後後期に生じる。
TBU	全交流動力電源が喪失し、RCICの故障などによって、炉心への注水がで きない事故シーケンスである。RPVの雰囲気は高圧状態で事故が進展す る。炉心損傷は事故後早期に生じる
TBP	全交流動力電源が喪失し、S/R 弁が開固着するため、RPV 内が減圧され、 RCIC が使用できないなど、原子炉注水ができない事故シーケンスである。 RPV の雰囲気は低圧状態で事故が進展する。炉心損傷は事故後早期に生 じる。
TBD	外部電源の喪失後、直流電源の喪失によって、原子炉注水ができない事故 シーケンスである。RPV の雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉心損 傷は事故後早期に生じる。
LOCA ・AE(大 LOCA) ・S1E(中 LOCA) ・S2E(小 LOCA)	原子炉冷却材喪失事故(LOCA)後、原子炉注水機能が喪失する事故シーケンスである。大LOCAにおいては事象発生後、RPVの雰囲気は低圧状態で事故が進展する。中小LOCAにおいてはADSにより低圧状態となる。 炉心損傷は事故後早期に生じる。
TW	事故後、炉心への注水には成功するものの、崩壊熱の除去に失敗する事故 シーケンスである。PCV内に蓄積する水蒸気によって、炉心損傷前にPCV が過圧破損する。その後、原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至る。炉 心損傷は事故後後期に生じる。
тс	事故後、原子炉の未臨界確保に失敗する事故シーケンスである。TW シー ケンスと同様に、PCV内に蓄積する水蒸気によって、炉心損傷前にPCV が過圧破損する。その後、RPVの雰囲気は高圧状態で事故が進展する。炉 心損傷は事故後早期に生じる。
ISLOCA	RHR と ECCS を隔離する多重の弁の故障等に伴う LOCA により、冷却 水の原子炉建屋への流出が継続し、炉心損傷に至る事故シーケンスであ る。炉心損傷は事故後早期に生じる。

	第 4.1.1.b ⁻ 2 表	プラント損傷	所状態の分類結果	
PDS	PCV 破損時期	RPV 圧力	炉心損傷時期	電源確保
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	電源確保
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	電源確保
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	DC 電源確保
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源確保 AC 電源復旧必要
TBP	炉心損傷後	低圧 早期	電源復旧必要	
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源復旧必要
LOCA ・AE(大 LOCA) ・S1E(中 LOCA) ・S2E(小 LOCA)	炉心損傷後	低圧	早期	電源確保
TW	炉心損傷前	_	後期	電源確保
TC	炉心損傷前	_	早期	電源確保
ISLOCA	炉心損傷前	_	早期	電源確保

第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態の分類結果

-: PDS の分類に際して考慮不要であることを示す。

プラント損傷状態	炉心損傷頻度(/炉年)	割合(%)
TQUX	4.2×10 ⁻⁹	< 0.1
TQUV	9.6×10^{-10}	< 0.1
長期 TB	4.8×10^{-10}	< 0.1
TBU	6.0×10^{-10}	< 0.1
TBP	1.2×10^{-10}	< 0.1
TBD	8.1×10 ⁻¹¹	< 0.1
LOCA	4.5×10^{-9}	0.1
TW	8.7×10^{-6}	99.9
TC	5.1×10^{-12}	< 0.1
ISLOCA	$9.5 imes 10^{-11}$	< 0.1
合計	8.7×10 ⁻⁶	100

第4.1.1.b-3表 プラント損傷状態毎の炉心損傷頻度発生頻度

抽出した負荷	 負荷の概要	格納容器破損モード (除外事象の場合は除外理由を示す。)
ISLOCA	格納容器バイパス事象であり、発生と同時に格納容器 の閉じ込め機能を喪失する。	ISLOCA発生後、冷却材の流出が継続して炉心損傷に至り、格納容器をバイパスして放射性物質等が原子炉建屋内に放出されるモードとして分類。
格納容器隔離失敗	格納容器バイパス事象であり、炉心損傷時点で格納容器の隔離に失敗している状態。	炉心損傷時点で格納容器の隔離に失敗しており、隔離失敗箇所から放 射性物質等が原子炉建屋内に放出されるモードとして分類。
未臨界確保失敗時の 水蒸気による過圧	原子炉の未臨界確保に失敗した場合に、炉心から生じ 続ける多量の蒸気で格納容器圧力が早期に上昇する。	左記の事象により、格納容器が過圧破損に至るモードとして分類。
崩壊熱除去に伴って 発生する水蒸気による 過圧	炉心又は格納容器に注入した水が崩壊熱によって蒸発 し、発生する蒸気によって格納容器圧力が緩やかに上 昇する。	左記の事象により格納容器が過圧破損に至るモードとして分類。 なお、圧力容器破損後の格納容器圧力上昇の要因には、コア・コンク リート反応継続による非凝縮性ガスの蓄積も含まれる。
貫通部過温	圧力容器破損後、溶融物が冷却されない場合、溶融物 から発生する崩壊熱の輻射や対流により、格納容器内 部が加熱される。	左記の事象により、格納容器貫通部等が熱的に損傷し、格納容器が過 温破損に至るモードとして分類。
圧力容器内での 水蒸気爆発 (炉内 FCI)	炉心溶融後、溶融物が圧力容器内下部の冷却水中に落 下した場合、水蒸気爆発が発生する可能性がある。そ の際のエネルギーによって、圧力容器の蓋が持ち上げ られると、格納容器に衝突する場合が考えられる。	【除外事象】 圧力容器の蓋の衝突によって格納容器が破損するモードが考えられる が、圧力容器内での水蒸気爆発は、過去の知見から極めて生じにくい と事象と考えられることから、本 PRA で想定する格納容器破損モー ドから除外した。圧力容器内での水蒸気爆発についての詳細は添付資 料 4.1.1.c-1 に示す。

第4.1.1.c-1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷と本 PRA で設定した格納容器破損モード(1/2)

格納容器破損モード 抽出した負荷 負荷の概要 (除外事象の場合は除外理由を示す。) 高圧状態で圧力容器が破損した場合に、溶融物が格納 格納容器雰囲気 容器雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガ 左記の急激な圧力上昇により、格納容器が破損に至るモードとして分類。 スとの直接的な熱伝達等によって急激に加熱され、格 直接加熱(DCH) 納容器内圧力が急上昇する場合が考えられる。 圧力容器外での 圧力容器破損後、溶融物が格納容器下部のペデスタル 左記の水蒸気爆発に伴うペデスタル部の損傷や水蒸気による圧力スパイ 部の水中に落下した場合、水蒸気爆発が発生する可能 水蒸気爆発 クによって格納容器損傷に至るモードとして分類。 (炉外 FCI) 性がある。 圧力容器破損後、溶融物が冷却されない場合、下部ドラ|左記の下部ドライウェル側壁の浸食による圧力容器支持機能の喪失又は コア・コンクリート イウェル側壁又は格納容器床面のコンクリートを浸食格納容器床面が浸食により貫通し、格納容器の破損に至るモードとして 反応継続(MCCI) する。 分類。 【除外事象】 ドライウェル壁の一部が浸食され、溶融貫通して破損するモードが考え 圧力容器破損後、溶融物が格納容器下部のペデスタル られるが、本破損モードは Mark-I 型格納容器特有であり、柏崎刈羽原 部へ落下、ペデスタル部の外側のドライウェルの床に 溶融物直接接触 子力発電所 6.7 号機では、格納容器の構造上、ペデスタル部に落下した 流出、高温のデブリがドライウェル壁に接触し、壁面を (シェルアタック) 溶融物が直接ドライウェル壁(格納容器バウンダリ)と接触することは無 浸食する場合が考えられる。 い。このため、本破損モードは本 PRA で想定する格納容器破損モードか ら除外した。除外理由の詳細は添付資料 4.1.1.c-2 に示す。 【除外事象】 燃料棒が露出し、高温となった場合にジルコニウムと 柏崎刈羽原子力発電所 6.7 号機では、運転中、格納容器内を窒素で置換 水蒸気が反応して発生する水素や、MCCI で発生する 水素燃焼 し、酸素濃度を低く管理しているため、酸素が可燃限界に至る可能性が 水素が、格納容器内に大量に蓄積され、燃焼する場合が 十分小さい。このため、本破損モードは本 PRA で想定する格納容器破損 考えられる。 モードから除外した。除外理由の詳細は添付資料 4.1.1.c-2 に示す。

第4.1.1.c-1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷と本 PRA で設定した格納容器破損モード(2/2)

格納容器	るの状態	破損モード	概要		
格納容器健全		格納容器健全	格納容器が健全に維持されて事故が収束		
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 によ る格納容器バイパス		
格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	炉心損傷時点で格納容器の隔離に失敗		
		原子炉未臨界確保失敗 時の過圧破損	水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損(原子炉未臨界確保失敗)		
格納容器物理的破損	早期格納 容器破損	格納容器雰囲気直接加 熱(DCH)	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器 破損		
		水蒸気爆発(FCI)	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気ス パイクで格納容器が破損		
	後期格納 容器破損	過温破損	格納容器貫通部が過温により破損		
		水蒸気(崩壊熱)による 過圧破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的 な加圧で格納容器が破損		
		コア・コンクリート反 応継続(MCCI)	デブリによる下部 D/W 壁のコンクリー ト浸食による原子炉圧力容器支持機能喪 失又はベースマットの溶融貫通による格 納容器破損		

第 4.1.1.c-2 表 格納容器破損モードの選定

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	防止又は 緩和設備	防止又は緩和操作
RPV 破損	_	_	ECCS	損傷炉心注水
PCV 過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	水蒸気(崩壊熱)による過圧によ る格納容器破損	RHR	格納容器スプレイ
PCV 過温破損	・RPV 破損 ・格納容器内に水なし	貫通部過温による格納容器破損	ECCS	損傷炉心注水(RPV 破損回避)
高圧溶融物放出	・RPV 高圧で破損	格納容器雰囲気直接加熱による 格納容器破損	S/R 弁 ECCS	RPV 減圧(RPV 高圧破損回避) 損傷炉心注水(RPV 破損回避)
水蒸気爆発	・RPV 破損時にデブリが落下 ・デブリへの注水	水蒸気爆発による格納容器破損	ECCS	損傷炉心注水(RPV 破損回避)
コンクリート浸食	 ・RPV 破損 ・格納容器内に水なし(不確実さが 大きいため、水ありの場合でも現 象が進む可能性あり) 	コア・コンクリート反応継続に よる格納容器破損	ECCS	損傷炉心注水(RPV 破損回避)

|--|

N	ю	ヘディング	ヘディングの定義		
	1	PCV 隔離	事故後のPCV隔離が正常に実施されなかった場合、 失敗とする。		
[前(T1)	2	原子炉減圧操作	RPV が高圧のプラント状態において、RPV の減圧 操作が正常に実施されなかった場合、失敗とする。		
▲RPV 破損直	3	非常用交流電源復旧	電源喪失のプラント状態において、RPV 破損前まで に非常用交流電源が復旧されなかった場合、失敗と する。		
戸心損傷~	4	減圧後の損傷炉心注水	原子炉減圧操作後の炉心注水が正常に実施されな かった場合、失敗とする。		
~	5	RPV 破損	溶融炉心が下部プレナム部へ落下した場合に、溶融 炉心の冷却ができず、RPV 内に保持できない場合、 失敗とする。		
RPV 破損直後(T2)	6	水蒸気爆発による破損	水蒸気爆発によって格納容器が破損する場合、有と する。		
	7	格納容器雰囲気直接加熱に よる破損	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損 する場合、有とする。		
	8	交流電源復旧	電源喪失のプラント状態において、PCV 破損前まで に非常用交流電源が復旧されなかった場合、失敗と する。		
PV 破損後長期(T3	9	下部 D/W 注水(RPV 破断口 からの注水)	RPV 破損後の RPV 注水により RPV 破損口からの 水の流出が無い場合、失敗とする。		
	10	上部 D/W スプレイ	上部 D/W スプレイが正常に実施されなかった場合、 失敗とする。		
R	11	デブリ冷却(コア・コンクリ ート反応継続)	下部 D/W 床面および側壁においてコア・コンクリ ート反応が継続し、ベースマットが溶融貫通または 側壁が RPV 支持機能喪失する場合、有とする。		

第4.1.1.d-2表 ヘディングの選定および定義

ヘディング(影響を 与える側)		() 炉心損傷~RPV 破損直前(T1)				RPV 破損直後(T2)			RPV 破損後長期(T3)			
ヘディング (影響を受け	る側)	PCV 隔離	RPV 減圧	電源復旧	損傷 炉心注水	RPV 破損 (IVR)	炉外 FCI	格納容器雰囲気直 接加熱(DCH)	電源復旧	下部 D/W 注水 (RPV 破損口)	上部 D/W スプ レイ(RHR)	デブリ冷却 (MCCI)
jj(T1)	PCV 隔離											
[] [] [] []	RPV 減圧											
RPV 破	電源復旧		_									
損傷~	損傷 炉心注水		0	 電源喪失時、注水 には復旧が必要 								
炉心	RPV 破損 (IVR)		_	_	0							
破損 (T2)	格納容器雰囲気直 接加熱(DCH)	_	〇 減圧により DCH 防止	_	_	_						
RPV 直後	炉外 FCI	_	_	_	0	—	_					
(T3)	電源復旧		_	 (T1 で復旧して いれば不要)	_	_		_				
溪長期(下部 D/W 注水 (RPV 破損口)		_	電源喪失時、注水には復旧が必要	_	_	l	_	 電源喪失時の注水 には復旧が必要 			
7破損1	上部 D/W スプ レイ(RHR)	_	_	電源喪失時、注水 には復旧が必要	_	_	_	_	電源喪失時、注水 には復旧が必要	_		
RPV	デブリ冷却 (MCCI)	_	_	_	_	_	_	_	_	0	_	

第 4.1.1.d-3 表 ヘディング間の従属性

PDS	選定した事故シーケンス	備考
TQUV	MSIV 閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗 →ADS 手動起動による減圧→低圧注水系失敗 →RPV 低圧破損→PCV 破損	TBP も同様であるため、本 事故シーケンスで代表さ せる。
TQUX	MSIV 閉鎖を伴う過渡事象→高圧注水系失敗→原 子炉減圧失敗→RPV 高圧破損→PCV 破損	TBU、TBD も同様である ため本事故シーケンスで 代表させる。
長期 TB	全交流動力電源喪失→RCIC 作動→事故後 8h で DC バッテリ枯渇・RCIC 機能喪失→RPV 高圧破 損→PCV 破損	_
LOCA	HPCF 配管破断→高圧注水系失敗→低圧注水系 失敗→RPV 低圧破損→PCV 破損	破断口は大 LOCA の破断 口で代表させる。

第4.1.1.e-1表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

第4.1.1.e-2表 解析コードの基本解析条件

項目	解析条件
原子炉出力	3,926 MW
原子炉圧力	$7.07 \mathrm{MPa[gage]}$
原子炉水位	通常水位
格納容器空間容積	D/W : 7,350 m ³ W/W : 9,540 m ³
炉心損傷	被覆管破損温度:1500 K 炉心ノード融点:2500 K
原子炉圧力容器破損	下部ヘッド CRD 貫通部の破損
格納容器破損モード	過圧破損条件:2Pd (約 620 kPa[gage]) 過温破損条件:200 °C(格納容器内壁面温度で判定)
DC バッテリ継続時間	8 時間

項目	判断基準
炉心溶融	
炉心支持板破損※	
RPV 破損	
PCV 破損	

第 4.1.1.e-3 表 事故進展判断基準

※ RPV下部プレナムリロケーションは、RPV下部プレナムへのデブリの移行を意味する。

PDS	炉心溶融	炉心支持板破損*	RPV 破損	PCV 破損
TQUV				
TQUX				
長期 TB	-			
LOCA				

第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果

現象・機能等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
PCV 隔離		5.0×10 ⁻³	NUREG/CR-4220(1985)で評価されたアンア ベイラビリティを固定分岐確率として設定す る。
原子炉減圧	RPV 高圧シー ケンス	FT により設定	レベル 1PRA の FT をベースとして、以下をモ デル化する。
電源復旧 (PDV 破場前)	TBU、TBP、長 期 TB	FT により設定	レベル 1PRAのFTをベースとして、以下をモ デルルオス
	79,10		
損傷炉心注水	・RPV 低圧シ	FT により設定	レベル 1PRAのFTをベースとして、以下をモ デュルナス
(化了V 恢復則)	 - ケンス ・ RPV 高圧シ ーケンスに て減圧に成 功する場合 		フル化 9 る。

第4.1.1.f-1 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/3)

現象・機能等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
RPV 破損 (IVR)	TQUV+代替注水系 相当の注 水		
DCHによる	早期 RPV 高圧破損		
PCV 破損	シーケンス		
(DCH)	(TQUX)		
	後期 RPV 高圧破損		
	シーケンス		
	(長期 TB)		
RPV 破損時	RPV 破損シーケン		
水蒸気爆発	ス		
(FCI)			
AC 電源復旧	TBU、TBP、長期 TB	FT により設定	
(PCV 破損前)			

第4.1.1.f-1 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(2/3)

現象・機能等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
下部 D/W 注水 (RPV 破損口)	RPV 破損 時において	FT により設定	レベル 1PRA の FT をベースとして以下をモ デル化する。
	LPFL によ る RPV 注 水成功の場 合		
上部 D/W スプレイ (RHR)	RHR が使 用可能な場 合	FT により設定	レベル 1PRA の FT をベースとして以下をモ デル化する。
デブリ冷却 (MCCI)	RPV 破損 シーケンス		

第4.1.1.f-1 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/3)

ヘディング	タイミング	時間余裕
原子炉減圧	RPV 破損まで	
損傷炉心注水	RPV 破損まで	
非常用交流 / 直流電源復旧		
非常用交流 / 直流電源復旧	PCV 破損まで	

第 4.1.1.f-2 表 時間余裕の設定

PDS	炉心損傷頻度	割合	条件付き格納容器	格納容器破損頻度	割合
125	(/炉年)	(%)	破損確率(-)	(/炉年)	(%)
TQUX	4.2×10^{-9}	0.1	0.58	2.4×10^{-9}	0.0
TQUV	9.6×10^{-10}	0.0	1.00	9.6×10^{-10}	0.0
長期 TB	4.8×10 ⁻¹⁰	0.0	0.82	3.9×10^{-10}	0.0
TBU	6.0×10^{-10}	0.0	0.62	3.7×10^{-10}	0.0
TBP	1.2×10^{-10}	0.0	0.60	7.4×10^{-11}	0.0
TBD	8.1×10 ⁻¹¹	0.0	1.00	8.1×10 ⁻¹¹	0.0
LOCA	4.5×10^{-9}	0.1	1.00	4.5×10^{-9}	0.1
TW	8.7×10^{-6}	99.9	1.00	8.7×10 ⁻⁶	99.9
TC	5.1×10^{-12}	0.0	1.00	5.1×10^{-12}	0.0
ISLOCA	9.5×10 ⁻¹¹	0.0	1.00	9.5×10 ⁻¹¹	0.0
合計	8.7×10 ⁻⁶	100	1.00	8.7×10 ⁻⁶	100

第4.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きい PDS における代表的な事故シーケン スは以下のとおり。

TW:崩壞熱除去機能喪失

LOCA: LOCA 時注水機能喪失

格納容器破損モード	格納容器破損頻度(/炉年)	割合(%)
未臨界確保失敗時の過圧破損	5.1×10^{-12}	0.0
水蒸気(崩壊熱)による過圧破損	8.7×10^{-6}	99.9
過温破損	8.4×10 ⁻⁹	0.1
格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10^{-12}	0.0
水蒸気爆発	$3.8 imes 10^{-13}$	0.0
コア・コンクリート反応継続	1.2×10^{-11}	0.0
格納容器隔離失敗	$5.5 imes 10^{-11}$	0.0
ISLOCA	9.5×10^{-11}	0.0
合計	8.7×10 ⁻⁶	100

第4.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

	格納容器破損頻度(/炉年)				
破損モート	5%値	95%値	中央値	平均值	点推定値
未臨界確保失敗時の 過圧破損	9.5×10^{-14}	1.2×10 ⁻¹¹	9.6×10 ⁻¹³	3.3×10^{-12}	5.1×10^{-12}
水蒸気(崩壊熱)による 過圧破損	9.8×10 ⁻⁷	2.7×10^{-5}	4.2×10^{-6}	9.0×10 ⁻⁶	8.7×10^{-6}
過温破損	6.4×10 ⁻¹⁰	2.3×10^{-8}	3.0×10^{-9}	8.1×10^{-9}	8.4×10 ⁻⁹
格納容器雰囲気 直接加熱	3.7×10^{-15}	3.0×10^{-12}	1.1×10 ⁻¹³	9.1×10 ⁻¹³	1.2×10^{-12}
水蒸気爆発	8.1×10 ⁻¹⁶	7.0×10 ⁻¹³	2.0×10^{-14}	3.1×10^{-13}	3.8×10^{-13}
コア・コンクリート 反応継続	0	3.7×10 ⁻¹¹	5.8×10^{-13}	1.3×10^{-11}	1.2×10^{-11}
格納容器隔離失敗	$1.6 imes 10^{-12}$	1.9×10^{-10}	$1.5 imes 10^{-11}$	$5.5 imes 10^{-11}$	$5.5 imes 10^{-11}$
ISLOCA	3.2×10 ⁻¹³	2.9×10 ⁻¹⁰	8.8×10-12	7.3×10 ⁻¹¹	9.5×10 ⁻¹¹
合計	1.0×10^{-6}	2.7×10^{-5}	4.2×10^{-6}	9.0×10 ⁻⁶	8.7×10^{-6}

第4.1.1.g-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析

第 4.1.1.g-2 表	感度解析	結果	
	格納容器破損頻度(/炉年)		
格納容器破損モード	ケース 1 (ベースケース)	ケース2	
未臨界確保失敗時の過圧破損	5.1×10^{-12}		
水蒸気(崩壊熱)による過圧破損	8.7×10^{-6}		
過温破損	8.4×10 ⁻⁹		
格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10^{-12}		
水蒸気爆発	3.8×10^{-13}		
コア・コンクリート反応継続	1.2×10^{-11}		
格納容器隔離失敗	5.5×10^{-11}		
ISLOCA	9.5×10 ⁻¹¹		
合計	8.7×10 ⁻⁶		



図 4.1.1-1 内部事象運転時レベル 1.5PRA の評価フロー

4.1.1 - 31

第4.1.1.a-1図格納容器及び下部ドライウェル(ペデスタル部)の構造の詳細

炉心損傷 事故シーケンス	PCV破損時期	RPV圧力	炉心損傷時期	電源確保	プラント損傷状態
	<u>炉心損傷前</u> TW TC ISLOCA		後期 TW 早期 TC ISLOCA		TW TC ISLOCA
TQUX TQUV AE S1E S2E TBU TBP TBD 長期TB TW TC ISLOCA	<u>炉心損傷後</u> TQUX TQUV AE S1E S2E TBU TBD EmTD	<u>高圧</u> TQUX TBU TBD 長期TB	後期 長期TB 早期 TQUX TBU TBD	<u>電源確保</u> TQUX 直流電源確保要 TBU 直流電源復旧要 TBD 電源確保 TBD 電源確保 S1E S2E	長期TB TQUX TBU TBD TQUV AE S1E S2E
	長朔1B	AE S1E S2E TBP		<u>電源復旧要</u> TBP	ТВР

第 4.1.1.b-1 図 プラント損傷状態の分類



第4.1.1.c-1図 BWR のシビアアクシデントにおいて考えられる事故進展

Ā

炉心損傷 事故シーケンス	PCV 破損時期	RPV圧力	炉心損傷時期	起因事象	PDSグループ化 結果
	炉心損傷前 (TW)		後期 (TW)		(TW)
	(IC) (ISLOCA)		早期 (TC) (ISLOCA)		(ISLOCA)
TQUX TQUV AF S1F S2F		高圧 TOUX	_ <u>後期</u> 長期TB		長期TB
TBD	炉心損傷後	TBU TBD 長期TB	早期 TQUX TBU		TQUX TBU TBD
支朔18 (TC) (TW) (ISLOCA)	TQUV AE、S1E、S2E TBU	低圧	עשו	過渡	TQUV TBP
	TBP TBD 長期TB	TQUV AE、S1E、S2E TBP		事故	AE、S1E、S2E

第4.1.1.e-1図 解析対象とする PDS 分類

第 4.1.1.e-2 図(1/16) TQUV シーケンスの解析結果(炉心最高温度)

第 4.1.1.e-2 図(2/16) TQUV シーケンスの解析結果(原子炉圧力)

第 4.1.1.e⁻2 図(3/16) TQUV シーケンスの解析結果(D/W 圧力)

第 4.1.1.e-2 図(4/16) TQUV シーケンスの解析結果(D/W 内壁面温度)

第 4.1.1.e-2 図(5/16) TQUX シーケンスの解析結果(炉心最高温度)

第 4.1.1.e-2 図(6/16) TQUX シーケンスの解析結果(原子炉圧力)

第 4.1.1.e⁻2 図(7/16) TQUX シーケンスの解析結果(D/W 圧力)

第 4.1.1.e-2 図(8/16) TQUX シーケンスの解析結果(D/W 内壁面温度)

第4.1.1.e-2 図(9/16) 長期 TB(SBO, 蓄電池枯渇により 8 時間で RCIC 停止) シーケンスの解析結果(炉心最高温度)

第4.1.1.e-2 図(10/16) 長期 TB(SBO, 蓄電池枯渇により8時間でRCIC停止) シーケンスの解析結果(原子炉圧力) 第4.1.1.e-2 図(11/16) 長期 TB(SBO, 蓄電池枯渇により 8 時間で RCIC 停止) シーケンスの解析結果(D/W 圧力)

第4.1.1.e-2 図(12/16) 長期 TB(SBO, 蓄電池枯渇により8時間でRCIC停止) シーケンスの解析結果(D/W内壁面温度) 第 4.1.1.e-2 図(13/16) LOCA(大 LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(炉心最高温度)

第4.1.1.e-2図(14/16)LOCA(大LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(原子炉圧力)

第 4.1.1.e-2 図(15/16) LOCA(大 LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(D/W 圧力)

第4.1.1.e-2図(16/16)LOCA(大LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(D/W内壁面温度)


第4.1.1.f-1図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較

4.1.1-44





第4.1.1.f-3図 プラント損傷状態別の格納容器破損頻度



第4.1.1.f-4 図 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度





4.1.1-46



4.1.1 - 47

内部事象運転時レベル 1.5PRA のシーケンス選定における 福島第一原子力発電所事故の知見の考慮

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東京電力福島第一原子力発電所事故では、格 納容器の閉じ込め機能の喪失に伴い、環境中に放射性物質が放出された。

レベル 1.5PRA では格納容器破損に至るまでの事故シーケンス及び格納容器 破損頻度(CFF)等を評価する。この際、物理化学現象の発生による格納容器破損 の発生確率や過圧・過温破損に至るまでの時間の評価に格納容器が閉じ込め機 能を維持可能な温度及び圧力の限界(限界温度及び限界圧力)を設定する必要が ある。

今回の PRA 実施に際して、これまでの福島第一原子力発電所事故の調査結果から、レベル 1.5PRA への反映が可能な知見の有無について確認した。

2. 格納容器破損に関する福島第一原子力発電所事故の知見

福島第一原子力発電所事故の進展のうち、未解明な点については現在も解明 を進めている^[1-3]ところである。福島第一原子力発電所 1~3 号機の格納容器は いずれも事故後のどこかのタイミングで破損に至ったと考えられ、その詳細な メカニズムについては、解明に向けた取り組みを進めているところであるが、こ れまでに得られている知見からも以下の可能性が考えられる。

漏えいの経路については、その可能性の1つとして、トップへッドフランジ 等のフランジシール部からの漏えいが考えられる。1~3 号機の中で原子炉建屋 での水素爆発が発生しておらず、オペレーティングフロアの形状が維持されて いる2号機に着目すると、原子炉格納容器の圧力低下が確認された3月15日の 朝方にブローアウトパネルから蒸気の放出が確認されていること(後日の調査に おいてもシールドプラグの隙間から蒸気が放出されていることを確認)及びオペ レーティングフロアにおける雰囲気線量率の調査の結果、シールドプラグの近 傍における線量率が他の測定点に比べて高いことからもその可能性が考えられ る。

格納容器圧力については、格納容器ベントによる格納容器の減圧が実施されたと判断している3号機を除き、1、2号機では設計圧力(Pd)の約1.7倍程度の 測定データが得られている。一方、格納容器温度の炉心損傷後の測定データは得られていない。

格納容器温度に対する現場調査の結果として、1号機では、格納容器内部調査 により格納容器貫通部に設置されていた遮へい用の鉛板が消失していることが 確認され、格納容器壁付近で少なくとも鉛の融点(328°C)以上を経験したものと 考えられる。

2号機では、注水機能喪失後に原子炉圧力容器を1MPa以下に減圧していた。 3月14日の21時頃から3月15日の1時頃にかけて3回の原子炉圧力容器の 圧力上昇及びSRVの開放による圧力低下が確認され、これとほぼ同じタイミン グで格納容器圧力が約0.7 MPa(約1.7Pd)まで上昇している。この3回の圧力上 昇ピークは、炉心での水-ジルコニウム反応に伴う水素の大量発生によるものと 推定されており、この際には大量のエネルギーが発生している。

この大量のエネルギーについては、以下のメカニズム及びその重畳によって 格納容器頂部の温度を上昇させる可能性が考えられる。

- ・ 過熱された気体が SRV を介して格納容器に移行し、格納容器頂部に上昇 して格納容器頂部の温度を上昇させる可能性
- 溶融炉心によって原子炉圧力容器が過熱され、その熱が格納容器内の気体に伝えられ、その対流により格納容器頂部の温度を上昇させる可能性
- 溶融炉心によって過熱された原子炉圧力容器からの熱伝導・輻射によって 格納容器頂部の温度を上昇させる可能性

また、MARK-I 格納容器の上部円筒部は熱の篭り易い構造であることから、 ドライウェルクーラからダクトを介して冷却される設計となっていた。しかし ながら、福島第一原子力発電所の事故時はドライウェルクーラの機能も喪失し ていたため、格納容器上部が冷却されない状態になっており、RCICの運転中か ら高温になっていたと考えられる。

炉心損傷後は原子炉圧力容器内が更に過酷な温度条件となると考えると、格納容器の内側頂部は高い温度になっていたと考えられる。

ドライウェルクーラの停止等により元々高い温度となっていた格納容器の内 側頂部に水-ジルコニウム反応に伴う大量のエネルギーが何らかの形で伝えられ、 格納容器の内側頂部の温度が 200 °C を大幅に超える状態になっていた可能性は 充分にあると考えている。

つまり、従来の知見から福島第一原子力発電所の原子炉格納容器限界温度及 び限界圧力は200 ℃、2Pdとしているが、2号機でも1号機と同様に格納容器 の内側頂部の温度が限界温度である200℃を大幅に超える状態になっていた可 能性があると考えている。

3. KK6/7 の PRA における格納容器の扱い

福島第一原子力発電所事故において、格納容器が過酷な環境にさらされたことも考慮し、KK6/7の格納容器の限界温度及び限界圧力に対する機能維持については事故の知見も踏まえて改めて確認している(添付資料-4.1.1.a-1-1)。KK6/7号機のレベル 1.5PRA では、物理化学現象の発生確率や過圧・過温破損に至るまでの時間を評価するための格納容器の限界温度及び限界圧力には、重大事故

等防止対策の有効性評価の条件と同じ条件(限界温度 200 °C、限界圧力 620 kPa[gage])を用いている。

4. レベル 1.5PRA における考慮の必要性

福島第一原子力発電所事故については、格納容器内の状況等、未だ確認が困難 な点が多く、未解明な問題がある。一方で、これまでの状況からは、現在レベル 1.5PRA で考慮しているモード以外で格納容器が破損に至ったとは考えにくい。 このことから、事故シーケンスの抽出という観点では現在の PRA でも網羅的な 分析となっているものと考える。

今後、格納容器の限界温度及び限界圧力に関する新たな知見が得られた際に は、物理化学現象の発生確率や過圧・過温破損に至るまでの時間が変化すること となり、PRA としては炉心損傷から格納容器破損に至るまでの余裕時間を見直 す必要がある。なお、全 CFF はレベル 1PRA の結果である全炉心損傷頻度(CDF) を上回るものではなく、また、現在の評価の CDF のほぼ 100%が TW(崩壊熱除 去機能喪失に伴う格納容器先行破損)による炉心損傷であり、CFF のほぼ 100% がこの TW による過圧破損であることを考えると、定量的にも大きく影響を及 ぼすものではないと考えられる。

また、物理化学現象の発生確率については、その不確実性が非常に大きく、限 界温度及び限界圧力を見直したとしても、発生確率の精度向上に大きく寄与す るものではない。

5. 結論

福島第一原子力発電所事故のこれまでの調査・検討結果からは、現在のところ KK6/7 号機の PRA に反映可能な知見は得られていないが、今後、新たな知見が 確認された場合には、PRA への反映を検討していく。このため、KK6/7 号機に ついては現在の設計をもとに事象進展解析等を実施し、物理化学現象の発生確 率や過圧・過温破損に至るまでの時間を評価している。

以 上

- [1] 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未 解明問題に関する検討 第1回進捗報告」平成25年12月13日
- [2] 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未 解明問題に関する検討 第2回進捗報告」平成26年8月6日
- [3] 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未 解明問題に関する検討 第3回進捗報告」平成27年5月20日

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の原子炉格納容器限界温度・圧力について

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉の設置変更許可申請における重大事故等対策の有効性評価では、原子 炉格納容器限界温度を 200℃、限界圧力を最高使用圧力の 2 倍(2Pd:620kPa)と設定している。 なお、原子炉格納容器限界温度・限界圧力の設定値根拠は以下のとおりである。

(1) 格納容器限界温度・圧力に関する既往研究について

重大事故時条件下の格納容器閉じ込め機能については、過去に電力会社等による共同研究(以下「電 共研」という。)で解析、試験等を実施しており、これをもとに有効性評価の格納容器限界温度・圧力を 設定している。また、当時の(財)原子力発電技術機構(以下「NUPEC」という。)による「重要構造物 安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)」の研究成果も取り入れて、格納容器閉じ込め機能に関する 新たな知見を踏まえた限界温度・圧力の設定を行っている。図1に、電共研で実施した格納容器閉じ込 め機能に関する「漏洩、破損圧力-温度線図」を示す。

図1 漏洩、破損圧力-温度線図(MARK-Ⅱ改型*)

※RCCVとMARK-Ⅱ改型のトップヘッド・ハッチは同程度の剛性であるため、MARK-Ⅱ改型の線図をもとに評価する

(A)「漏洩、破損圧力-温度線図」について

【線(a)】飽和蒸気圧曲線

本線は飽和蒸気圧曲線を示すことから、線(a)を境にした①の範囲は、重大事故時では発生する可 能性の少ない荷重の範囲である。

添付資料 4.1.1.a-1-1-1

【線(b)】格納容器構造部の破損判定解析結果(破損可能性が高い境界)

本線は格納容器全体、トップヘッドフランジ、ハッチフランジ部の構造解析結果から、過圧・過温 状態における格納容器の延性破損クライテリアを示したものである。解析評価の破損判定として、塑 性不安定荷重(引張試験片がネッキングを起こして不安定破壊するような状態の荷重)を用いており、 格納容器延性破損に対する限界の線を引いている。

【線(c)】格納容器構造部の破損判定解析結果(破損すると考えられる境界)

本線は格納容器全体、トップヘッドフランジ、ハッチフランジ部の構造解析結果から、過圧・過温 状態における格納容器の延性破損クライテリアを示したものである。解析評価の破損判定として、線 (b)で用いた荷重よりも小さい崩壊荷重で評価し、格納容器延性破損に対して保守的な境界を引いて いる。

【線(d)】格納容器フランジ部の漏洩判定解析結果

本線はトップヘッドフランジ、ハッチフランジ部の構造解析結果からフランジ部の開口量を評価し、 過圧・過温状態における格納容器の漏洩発生クライテリアを示したものである。解析で示したフラン ジ部の開口量がシール材初期締付量に相当する開き量に達した点を漏洩発生点とし、漏洩判定の境界 線を引いている。

【線(e)】フランジ部からの漏洩の判定カーブ

本線は格納容器フランジ部シール材の小型 モデル試験結果から、過圧・過温状態における シール材の漏洩判定を示したものである。小型 モデル試験では、格納容器シール部形状を模擬 した試験装置で、シール材から漏洩する圧力、 温度に関するデータを取得している。試験は、 シール材に放射線照射するケース、蒸気曝露す るケースも含んでおり、各条件の試験データの ばらつきを考慮して、保守的に漏洩点を設定し て漏洩判定の境界線を引いている。



(参考図) RCCV 型格納容器

(B)既往研究のモデル試験について

(a) トップヘッドフランジのモデル試験

電共研でトップヘッドフランジ	模擬試験体を用い、	常温で水圧により加圧することで漏洩判定と変	云
形挙動を示している。その結果、	まで加圧	されたところで漏洩したことを確認している。	

(b) ハッチのモデル試験

電共研でハッチ形状を模擬した小型モデルの試験体を用い、常温で水圧により加圧することで漏洩 判定と変形挙動を示している。その結果、 まで加圧されても漏洩しないことを確認している。 また、NUPEC ではハッチ形状を模擬した実機モデルの試験体を用い、常温で水圧により加圧破損試験 を実施しており、約 6. 2Pd まで加圧したところで破損が発生している。

添付資料 4.1.1.a-1-1-2

(c) 電気配線貫通部のモデル試験

既往研究で電気配線貫通部の過圧・過温状態における耐漏洩性を確認している。電共研では の圧力範囲内で 程度の状態で漏洩しないことを示し、NUPECの評価では、最大 1.0MPa(約 3Pd)、約 260℃までの耐漏洩性を示している。

(2) 福島第一事故を踏まえた確認について

福島第一原子力発電所事故で原子炉格納容器内ガスが漏えいした経路として、原子炉格納容器トッ プヘッドフランジ、機器搬入用ハッチ等のフランジシール部が推定漏えい経路の1つであると考えて いる。原子炉格納容器のフランジシール部は、内圧が低い段階ではボルトの初期締付けにより開口は 抑制されているが、内圧の上昇に伴って開口量が増加することにより、外部への漏えい経路を形成す る。ただし、フランジ部が開口しても、フランジ部の密閉性を担保しているシール材が健全であれば、 シール材が開口に追従するため外部への漏えいを防止することができる。しかしながら、福島第一原 子力発電所事故のような事故環境に晒されると、原子炉格納容器トップヘッドフランジ等のフランジ シール部に使用されているシール材が劣化し、フランジの開口に追従できなくなり格納容器閉じ込め 機能を損なう可能性がでてくる。

そこで、KK6/7 原子炉格納容器フランジシール部に使用されているシール材(シリコンゴム)について、事故時の温度や放射線による劣化特性を試験により確認し、想定される事故シナリオにおけるシール機能を評価した。その結果、原子炉格納容器圧力が 2Pd の状況におけるフランジ部の開口を評価したところ、その開口量はシール材(シリコンゴム)の追従範囲内であることを確認した。また、原子炉格納容器温度が 200℃の状況におけるシール材 (シリコンゴム)の劣化状況を確認したところ、劣化特性を考慮しても格納容器閉じ込め機能の健全性を確認した。

上記の確認により、従来から使用しているシール材によっても、事故環境下における原子炉格納容 器からの漏えいを防止できるものと考えられるが、更なる信頼性向上を達成することが必要であると 考えている。これを踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所においては、高温蒸気曝露で劣化が進む特性を持 つシール材(シリコンゴム)を補強し、耐漏えい機能を向上させるために、200℃蒸気曝露条件で耐劣 化性に優れているバックアップシール材を従来のシール材(シリコンゴム)に加えて追加塗布し、限 界温度及び限界圧力に対する格納容器閉じ込め機能の更なる健全性を確認している。

(3) 限界温度・圧力(200℃・2Pd)の設定について

既往研究における格納容器の閉じ込め機能の評価から、格納容器の温度・圧力が図1に示す②の範 囲内であれば、格納容器に漏洩・破損が発生している可能性が少ないと考えられる。これらの結果か ら少なくとも、温度200℃、最高使用圧力の2倍の圧力であれば格納容器閉じ込め機能が確保できる 範囲と考えており、福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえても、柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉 の格納容器限界温度・圧力(200℃、2Pd)は妥当であると考えている。

以 上

炉内溶融燃料 – 冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理

1. 現象の概要

原子炉容器内水蒸気爆発による格納容器破損は a モード破損と呼ばれ、 WASH-1400から研究が続けられてきた。この現象は、溶融炉心(コリウム)が原 子炉圧力容器下部ヘッドに溜まっている水中に落下した時に水蒸気爆発が発生 し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、原子炉圧力容器 上蓋に衝突することで上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋が格納容器に衝突 して格納容器破損に至るという現象である。

炉内での現象は、以下のようなメカニズムであると考えられている。

- 炉内の冷却材が喪失し、炉心が溶融して、その溶融炉心が下部プレナムの残 存水に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により、溶 融炉心の一部もしくは大部分が分裂し、膜沸騰を伴う水との混合状態となる (粗混合)。更に、自発的もしくは外部からの圧力パルスにより、膜沸騰が不 安定化し(トリガリング)、二液が直接接触する。
- ② 下部プレナムにおける二液の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化によって、更に液体どうしの接触を促進し (伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により、圧力波が発生する。
- ③発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合領域)の膨張により運動エネルギが発生し、上部ヘッドを破壊する。この結果、上部ヘッドはミサイルとなって格納容器に衝突する。

過去の実験結果の整理^[1]

FCI について、過去に実施された比較的大規模な実験概要及び結果を以下に示す。

2.1 FARO 実験

FARO 実験は、イタリアのイスプラ研究所において実施された実験で、圧力 容器内での FCI を調べることを主な目的とした試験である。多くの実験は高 圧・飽和水条件で実施されているが、圧力容器外を対象とした低圧・サブクー ル水条件の実験も実施されている。

図 2.1 に試験装置の概要図を示す。試験装置は主にるつぼと保温容器で構成されている。るつぼ内で溶融させたコリウムを一度リリースベッセルに保持し、 その底部にあるフラップを開放することにより溶融コリウムを水プールに落下 させる。溶融物落下速度は、リリースベッセルの圧力を調整することにより調 整可能である。 実験は、酸化物コリウム(80wt% UO₂+20wt% ZrO₂)または金属 Zr を含むコリウム(77wt% UO₂+19wt% ZrO₂+4wt% Zr)を用いて実施された。

表 2.1 に試験条件及び試験結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

溶融コリウムの粒子化量について、高圧条件・低サブクール水条件において は水深約1mの場合で溶融コリウムの約半分が粒子化し、残りはジェット状で プール底面に衝突し、パンケーキ状に堆積したとの結果が得られている。また、 低圧条件・サブクール水条件では、全てのコリウムは粒子化した。

さらに、粒子の質量中央径は 3.2 mm~4.8 mm であり、試験パラメータ(初期 圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度)に依存しないことが報告されて いる。

2.2 COTELS 実験

COTELS 実験は、(財)原子力発電技術機構により実施された実験であり、圧 力容器底部が溶融破損して溶融コリウムが格納容器床面上の水プールに落下し た場合の水蒸気爆発の発生有無を調べることを目的に実施された。図 2.2 に実験 装置の概要図を示す。実験は、シビアアクシデント時の溶融コリウム成分を模 擬するため、比較的多くの金属成分を含む模擬コリウム(55wt% UO₂+5wt% ZrO₂+25wt% Zr+15wt% SUS)が用いられた。また、多くの実験ケースはプール 水深 40 cm、飽和水温度で実施されている

表 2.2 に実験条件及び結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

プールに落下した溶融コリウムはほとんどが粒子化し、落下速度が大きいケ ースでは、全てのコリウムが粒子化するとの結果が得られている。

また、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、粒径分布に大きな差はな く、質量中央径で 6 mm 程度であり、落下速度が大きいケースでは粒子径は小 さくなっている。

2.3 KROTOS 実験

KROTOS 実験はイスプラ研究所で実施された実験であり、FARO 実験が高圧 条件を主目的として実施されたのに対して、KROTOS 実験では、低圧・サブク ール水を主として実施が行われている。

図 2.3 に実験装置の概要図を示す。本実験では摸擬コリウムとして UO₂ 混合物(80% UO₂+20% ZrO₂)またはアルミナを用いた実験を行っている。また、外部 トリガ装置によりトリガを与えることで、水蒸気爆発を誘発させる実験も実施 されている。

添付資料 4.1.1.c-1-2

表 2.3 に実験条件及び結果を示す。

アルミナを用いた実験では、サブクール水(ケース 38, 40, 42, 43, 49)の場合、 外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生、低サブクール水(ケース 41, 44, 50, 51)の 場合、外部トリガがある場合(ケース 44)に水蒸気爆発が発生した。一方、UO₂ 混合物を用いた実験では、サブクール度が 4~102 K の場合、外部トリガ無しで は水蒸気爆発が発生せず、外部トリガありの場合でも、溶融物の重量が大きい、 または、水プールのサブクール度が高い場合(ケース 52)に水蒸気爆発が観測さ れている。

これらの差異として、粒子径はアルミナの 8~17 mm に対し UO₂ 混合物は 1 ~1.7 mm であり、UO₂ 混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいため 粗混合時に水プールが高ボイド率となり、トリガの伝播を阻害した可能性があ る。また、アルミナは比重が小さいことから水面近傍でブレークアップし、径 方向に拡がったことによりトリガが伝搬しやすくなったと考えられている。一 方、UO₂ 混合物は、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化することにより 蒸気膜が崩壊した際の微粒子化が起こりにくく、これが一つの要因となって水 蒸気爆発の発生を阻害すると考えられる。

2.4 ALPHA 実験

旧原子力研究所(JAERI)で実施された実験であり、シビアアクシデント時の格納容器内の諸現象を明らかにし、格納容器の耐性やアクシデントマネジメント策の有効性を評価することを目的に、1988年から事故時格納容器挙動試験の一環で実施された。

図 2.4 に実験装置の概要図を示す。実験では、溶融ステンレス鋼または酸化ア ルミニウムと鉄からなる溶融物を実験装置の摸擬格納容器内に設置した水プー ルに落下させるもので、摸擬格納容器の寸法は、内径約4 m、高さ約5 m、内 容積約 50 m³である。

表 2.4 に実験条件及び結果を示す。

溶融ステンレス鋼の実験ケースでは、水プールのサブクール度が高い場合で も水蒸気爆発の発生は確認されていない。

酸化アルミニウムと鉄の溶融物の実験では、溶融物の重量が 20kg、雰囲気圧 力が 0.1 MPa で、サブクール度が 73~90 K において実施されたケース(ケース 2,3,5,9,17,18)において水蒸気爆発が発生している。溶融物量を半減させたケ ース 1, 10, 13 では、ケース 10 のみ水蒸気爆発が確認された。この 3 ケースの 条件には有意な差が無いことから、この 3 ケースの条件がこの実験体系におけ る水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であること及びこの結果からは、溶融物 の落下量が多い場合に水蒸気爆発が発生し易いことが示されている。水プール を飽和水としたケース 14 では水蒸気爆発は観測されなかった。一方、ケース 8, 12, 15, 25 は雰囲気圧力を 0.5~1.6 MPa の範囲で変化させているが、最も低い 0.5 MPa のケースのみ水蒸気爆発が観測された。

以上の結果から、高雰囲気圧力あるいは低サブクール水の場合に水蒸気爆発 発生が抑制される傾向があることが示されている。

ケース 6, 11, 19, 20, 21 は、溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケ ースであるが、3 ケースで水蒸気爆発が観測されたが、水蒸気爆発の規模は抑制 される場合と増大される場合があり、溶融物と冷却水の粗混合状態が FCI の進 展に大きな影響を及ぼすことを示していると結論付けられている。

3. 知見のまとめ

上記で示した主な実験結果をまとめると以下のとおりとなる。

- ・UO₂ を用いた実験では、水蒸気爆発は確認されていない。(FARO 実験、 COTELS 実験)
- ・高圧力条件、または、低サブクール水条件は、水蒸気爆発を抑制する傾向 がある(ALPHA 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 実験)
- ・粒子化割合は、デブリ落下速度に依存し、落下速度が大きいと粒子化が促進される(COTELS 実験)
- ・デブリ落下後の水プールが高ボイド率状態になると、トリガの伝播を阻害 する可能性がある(KROTOS 実験)
- ・溶融物と水の粗混合状態が、FCIの進展に大きな影響を及ぼす(ALPHA 実験)

BWR 体系に対して、上記の実験結果を踏まえた分析結果を表 3.1 に示す。実験結果からは、水蒸気爆発の発生は不確実さが大きいと考えられるものの、BWR 体系では炉内における水蒸気爆発は発生しにくいと考えられることが分かる。

また、BWR において炉内での自発的水蒸気爆発(外部トリガ無しの状態での 水蒸気爆発)が発生しにくい理由として、BWR の炉内の水が低サブクール(飽和 水に近い状態)であり、低サブクールであれば溶融炉心を覆う蒸気膜が凝縮効果 によって崩壊する可能性が低いことから、蒸気膜の安定性が高く、蒸気膜の崩 壊(トリガリング)が生じにくいことが挙げられている。^[1]

炉内 FCI の発生確率低減に対する炉心下部の構造物の効果として考慮される 事項としては、以下の事項が考えられる。また、溶融炉心の流路を図 3.1 に示す。

水蒸気爆発に寄与する溶融炉心の質量が限られること。

炉心下部の構造物によって、溶融炉心の流路が阻害され、一度に炉水中 に落下する溶融炉心の質量が限定(炉水中に移行する溶融炉心のエネルギが 抑制される。)されることにより、水蒸気爆発を仮定してもそのエネルギが 低く抑えられると考えられる。

添付資料 4.1.1.c-1-4

・溶融炉心の落下速度が抑えられること。

溶融炉心の落下速度が大きい場合、粗混合時の粒径が小さくなることが 報告されている。炉心下部の構造物によって、溶融炉心の落下速度が抑制 されれば、粗混合時の粒径が大きくなり、溶融炉心の表面積が小さくなる ことから、蒸気膜の表面積も小さくなり、トリガリング発生の可能性が小 さくなると考えられる。

4. 専門家会議等の知見[2]

BWR の炉内 FCI の発生確率に関して、専門家の間で議論がなされており、 その結果を表 4.1 に示す。

専門家の間での議論の結果として、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、これらはデブリ落下時の粗混合を制限すると考えら れるため、水蒸気爆発の発生確率はプラント全体で見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出来ると結論付けられている。

5. まとめ

これまでに実施された各種実験結果および専門家による工学的判断の結果から、BWR 体系における炉内 FCI 発生の可能性は十分小さいと考えられる。

したがって、BWR における格納容器破損モードとして、炉内 FCI の考慮は 不要である。

6. 参考文献

- [1] 社団法人日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成12年3月
- [2] 財団法人原子力安全研究協会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベント ツリーに関する検討」平成13年7月



図 2.1 FARO 試験装置

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	溶融物落下 粒径[mm]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
L-06	А	18	2923	100	5.0	0.87	0	無
L-08	А	44	3023	100	5.8	1.00	12	無
L-11	В	151	2823	100	5.0	2.00	2	無
L-14	А	125	3123	100	5.0	2.05	0	無
L-19	А	157	3073	100	5.0	1.10	1	無
L-20	А	96	3173	100	2.0	1.97	0	無
L-24	А	177	3023	100	0.5	2.02	0	無
L-27	А	129	3023	100	0.5	1.47	1	無
L-28	А	175	3052	100	0.5	1.44	1	無
L-29	А	39	3070	100	0.2	1.48	97	無
L-31	A	92	2990	100	0.2	1.45	104	無
L-33	A	100	3070	100	0.4	1.60	124	無

表 2.1 FARO 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

※ A:80wt% UO2+20wt% ZrO2

B:77wt% UO2+19wt% ZrO2+4wt% Zr



図 2.2 COTELS 試験装置

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質量 [kg]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
A1	С	56.3	0.20	0.4	0	無
A4	С	27.0	0.30	0.4	8	無
A5	С	55.4	0.25	0.4	12	無
A6	С	53.1	0.21	0.4	21	無
A8	С	47.7	0.45	0.4	24	無
A9	С	57.1	0.21	0.9	0	無
A10	С	55.0	0.47	0.4	21	無
A11	С	53.0	0.27	0.8	86	無

表 2.2 COTELS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無発生の有無

※ C:55wt% UO2+5wt% ZrO2+25wt% Zr+15wt% SUS



図 2.3 KROTOS 試験装置

No.	溶融 コリウム	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	外部トリガ の有無	FCI発生の 有無
38	アルミナ	1.53	2665	0.10	1.11	79	無	有
40	アルミナ	1.47	3073	0.10	1.11	83	無	有
41	アルミナ	1.43	3073	0.10	1.11	5	無	無
42	アルミナ	1.54	2465	0.10	1.11	80	無	有
43	アルミナ	1.50	2625	0.21	1.11	100	無	有
44	アルミナ	1.50	2673	0.10	1.11	10	有	有
49	アルミナ	1.47	2688	0.37	1.11	120	無	有
50	アルミナ	1.70	2473	0.10	1.11	13	無	無
51	アルミナ	1.79	2748	0.10	1.11	5	無	無
37	コリウム※	3.22	3018	0.10	1.11	77	有	無
45	コリウム※	3.09	3106	0.10	1.14	4	有	無
47	コリウム※	5.43	3023	0.10	1.11	82	有	無
52	コリウム※	2.62	3023	0.20	1.11	102	有	有

表 2.3 KROTOS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

※ コリウム: 80% UO2+20% ZrO2





No.	溶融 コリウム	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
1	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	80	無
2	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	84	有
3	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	81	有
5	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	73	有
6	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	75	有
8	Fe+アルミナ	20	2723	1.6	1.0	186	無
9	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	84	有
10	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	80	有
11	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	83	有
12	Fe+アルミナ	20	2723	1.6	1.0	184	無
13	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	76	無
14	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	1	無
15	Fe+アルミナ	20	2723	1.0	1.0	171	無
16	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	78	有
17	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	87	有
18	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	90	有
19	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	92	有
20	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	92	無
21	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	92	有
22	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.8	87	無
23	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.3	140	有
24	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.8	145	有
25	Fe+アルミナ	20	2723	0.5	0.9	145	有

表 2.4 ALPHA 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

BWR 体系	FCI発生への影響	備考
下部プレナム残存水はおおよそ飽和温度	 ・飽和温度に近いため粒子化割合が少なくなることから、初期粗混 合が抑制されることが推測され、FCI発生は阻害される可能性が 考えられる。 ・飽和温度に違いことからデブリ落下のボイド発生が多くなり、ト リガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI発生は阻害される可 	・FARO 実験 ・KROTOS 実験
下部プレナムに残存する水量は少量	能性が考えられる。 ・水量が少ないことから熱容量が小さく、デブリ落下時のボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI発生は阻害される可能性が考えられる。 	・KROTOS 実験
プール水面衝突時のデブリ落下速度は比 較的遅い	 ・落下速度が遅いためデブリの粒子化割合が少なくなり、初期粗混 合が抑制されることが推測され、FCI発生は阻害される可能性が 考えられる。 	・COTELS 実験
デブリ落下は単一ジェットではなく、複 数ジェット	 ・複数ジェットのため初期のデブリ落下量が多く、ボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI発生は阻害される可能性が考えられる。 ・複数ジェットにより粗混合状態が促進される状態となった場合は、FCI発生を促進される可能性が考えられる。 	・KROTOS 実験 ・ALPHA 実験

表 3.1 BWR 体系を踏まえた炉内 FCI 発生の整理



図 3.1 BWR における溶融炉心の流路^[1]

著者	会議/文献	議論
Okkonen 等	OECD/CSNI	BWR の圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密
(1993)	FCI 専門家会議	に占められている。そして、炉心の広い範囲でのコヒー
	(1993)	レントなリロケーションは、炉心支持板があるため起こ
	NUREG/CP-0127	りにくそうである。これらの特徴は、燃料ー冷却材の粗
		混合のポテンシャルを制限し、水蒸気爆発に起因する水
		- 溶融物スラグの運動エネルギ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 を対象とした
		研究よりも BWR の方が起こりにくいと評価される。
Theofanous	NUREG/CR-5960	下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があ
等(1994)		るため、BWR は炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。
Corradini	SERG-2 ワークシ	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に貢献しな
(1996)	ョップ(1996)	いため、BWR のαモード格納容器破損確率は、おそら
	NUREG-1524	く PWR より小さい。
Zuchuat 等	OECD/CSNI	下部プレナム構造物の存在は、水蒸気爆発の影響を緩
(1997)	FCI 専門家会議	和する。
	(1997)	一般に、BWR の現在の知見は、炉内水蒸気爆発は格
	JAERI-Conf	納容器への脅威とならないということである。
	97-011	(NUREG/CR-5960 を参考文献としている)

表 4.1 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

「水素燃焼」及び「溶融物直接接触(シェルアタック)」を 格納容器破損モードの評価対象から除外する理由

「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(PCV)破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(有効性評価ガイド)では、必ず想定する PCV 破損モードの1つとして水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック) が挙げられている。

一方、有効性評価ガイドに基づき、格納容器破損モード抽出のための個別プ ラント評価として実施した、KK6/7 号機(ABWR)の内部事象運転時レベル 1.5PRA では、水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック)を PCV 破損モ ードの評価対象から除外している。以下に、除外理由の詳細を示す。

○「水素燃焼」の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「水素燃焼」の現象の概要は以下の通りである。

原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジル コニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃 焼が生じ、原子炉格納容器が破損する場合がある。

・ 炉心損傷に伴う PCV 内の気体の組成及び存在割合の変化

KK6/7(ABWR)では、運転中は PCV 内を常時窒素で置換しており、酸素の濃度は 3.5%以下に管理されている。一般に可燃限界とされている濃度は、水素が 4%以上かつ酸素が 5%以上の場合である。

水-ジルコニウム反応の程度や水蒸気等他の気体の存在割合にも依るが、 燃料温度の著しい上昇に伴って水-ジルコニウム反応が生じる状況になれば、 水素濃度は4%をほぼ上回る。

一方酸素は、事象発生前から PCV 内に存在している量の他には水の放射 線分解によって生じるのみである。このため、炉心損傷後の PCV 内での水 素燃焼の発生を考慮する際には、酸素濃度に着目する必要がある。なお、 水の放射線分解による酸素濃度の上昇に対して保守的なシナリオで評価し ても、事象発生から7日以内に酸素濃度が5%を超えることは無い。

・内部事象運転時レベル 1.5PRA の格納容器破損モードから除外する理由

内部事象運転時レベル 1.5PRA において、仮にイベントツリーに水素燃焼に関するヘディングを設けたとしても、上記の通り、7日以内に酸素濃度が5%を超えることは無く、また、7日以上 PCV の機能を維持(破損を防止)

しながら酸素濃度の上昇については何も対応しない状況は考え難いことを 考えると、水素燃焼に関するヘディングの分岐確率は0となる。

内部事象運転時レベル 1.5PRA は、格納容器破損のシーケンスに加えて 格納容器破損頻度(CFF)を求める評価であることから、発生する状況が想定 されない水素燃焼を評価対象とすることは適切でないと考える。

上記の理由により、水素燃焼は内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象か ら除外した。但し、有効性評価においては、酸素濃度の観点で最も厳しい シナリオを考慮し、可燃限界に至らないことを示している。

なお、PCV 外部からの空気の流入によって酸素濃度が上昇する場合については、既に PCV の隔離機能が失われている状況であるため、内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象外となる。

○「溶融物直接接触(シェルアタック)」の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「溶融物直接接触(シェルアタック)」の現象の 概要は以下の通りである。

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時 に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、 原子炉格納容器が破損する場合がある。

・シェルアタックについて

シェルアタックについては、NUREG/CR-6025^[1]において、BWR MARK I型 PCV に対する検討が実施されている。BWR MARK I型 PCV における シェルアタックのメカニズムは次の通り。

炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心はペデスタル部 に落下する。この時、BWR MARK I 型 PCV はペデスタル部に切れ込み(図 1)があるため、溶融炉心がペデスタル床面に広がった場合、溶融炉心が切れ 込みからペデスタル部の外側に流出して PCV の壁面(金属製のライナー部 分)に接触する可能性(図 2)がある。

この事象は、PCVの構造上、BWR MARK I型 PCV 特有である。

・内部事象運転時レベル 1.5PRA の格納容器破損モードから除外する理由

KK6/7(ABWR)の RCCV 型 PCV のペデスタルの側面は、二重の円筒鋼板 内部にコンクリートを充填した壁で囲まれており、BWR MARK I 型 PCV の様な切れ込みを持たない構造(図 3, 4)であるため、溶融炉心がペデスタル 床面で広がった場合でも、ペデスタル外側へ溶融炉心が流れ出ることは無 い。この様に、ABWR では構造的に発生しない PCV 破損モードであるこ とから、内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象から除外した。なお、同様の理由により、有効性評価の対象からも除外している。

以 上

参考文献

[1] NUREG/CR-6025, The Provability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)



図1BWR MARK I型 PCV におけるシェルアタックのイメージ(側面図)[1]



図2 BWR MARK I型 PCV における溶融炉心のペデスタル外側への流出のイメージ[1]

図3RCCV型格納容器の構造



柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機 内的事象出力運転時レベル1.5PRAイベントツリー集 目 次

- 1. TQUX P2 \sim P6
- 2. TQUV P7 \sim P8
- 3. LOCA P9 \sim P10
- 4. TBD P11 \sim P12
- 5. TBU P13 \sim P18
- 6. TBP P19 \sim P23
- 7. 長期 TB P24 ~ P26

o格納容器イベントツリーの最終状態について

各格納容器イベントツリーの最終状態には、以下の格納容器破損モードの IDを割り付けた。なお、格納容器の健全性が維持される事故シーケンス(圧 力容器内で事故収束、格納容器内で事故収束)についても PCV 破損モードの ID を割り付けた。また、一部の ID には、DW、SP という ID が末尾に追加 されているが、これはソースターム評価用に設定しているものであり、レベ ル 1.5 の評価では考慮不要である。

- OKV: RPV 内で事象収束
- OKP: PCV 内で事象収束
- FOP:過圧破損
- FOT:過温破損
- FPE:水蒸気爆発(FCI)
- FCCI:コア・コンクリート反応継続(MCCI)
- FDCH:格納容器雰囲気直接加熱(DCH)
- PBYP:PCV 隔離失敗

ET名称:TQUX.et//TQUX(*1)

ET名称:TQUX.et//T3A(*1)(*1)

CCFP					
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)					
最終状態		ЛХО	FOPDW	FOPSP	
No.		9	7	8	
建屋トップ ベント	TOPVENT				
PCV破損 箇所	HASON				
PCVベン ト	CWD		Π		
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR				
T1/T2の 後続事象	T3A				
ET名称:TQUX.et//T3B(*1)(*1)

	_	_	_	_	_	_		_	_	_
CCFP										
発生頻度 (ノ炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		6	10	11	12	13	14	15	16	
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	HASON									
PCVベン ト	CWD									
デブレ 地 (神) 水 (神) (世) (世) (世) (世) (世) (世) (世) (世	MCCI1									
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
T1/T2の 後続事象	T3B									

ET名称:TQUX.et//T3B(*2)(*1)

CCFP										
発生頻度 (ノ炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		18	19	20	21	22	23	24	25	
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	NOSAH									
PCVベン ト	CWD									
デブ	MCCI1									
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
T1/T2の 後続事象	T3B									

ET名称:TQUX.et//T3B(*3)(*1)

CCFP										
発生頻度 (ノ炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		26	27	28	29	30	31	32	33	
達屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	NOSAH									
PCVベン ト	CWD									
デブ	MCCI1									
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR								I	
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
T1/T2の 後続事象	T3B									

ET名称:TQUV.et//TQUV(*1)

ę.				
CCF				
発生頻度 (ノ炉年)				
最終状態		TQUV.et//T3B(*1)(*1)~	РВҮР	
No.		9 - 16	17	
RFV破損 時水蒸気 凝発なし	FCIR			
下部D/M 専門大張	CLD1			
PCV隔離	CIS			
プラント損 傷状態 TQUV	TQUV			

TQUV_TOTAL.et

ET名称:TQUV.et//T3B(*1)(*1)

CCFF										
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		6	10	11	12	13	14	15	16	
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	HASON									
PCVベン ト	CWD						Π			
トレン 却(事) 事 (事 し ま し (世 に か し た し た し た し た し た し た し た し た し た し た し た し た し た し た し た し に き し に き し に し に し に し に し に し し し し し し た し し し し し し し し し し し し し	MCCI1									
FCV 浜 米 様 後 ん に	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
T1/T2の 後続事象	T3B									

ET名称:LOCA.et//LOCA(*1)

		рВҮР	15						
		FPE	14						
		LOCA.et//T3B(*2)(*1) ←	6 - 13						
				FCIR	CLD1	IVR	CV	CIS	LOCA
	(/) / 			爆発なし	IJ	(AU(1VR)	替注水)		LOCA
CCFP	発生頻度	最終状態	No.	RPV 報 時 大 減 気	下部D/W 事前火張	RPV破損	遺綸矿ら 注水(代	 PCV隔離	プラント 猫 状態

ET名称:LOCA.et//T3B(*2)(*1)

ССЕР										
発生頻度 (ノ炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		9	7	ω	6	10	11	12	13	
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	NOSAH									
PCVベン ト	CWD						Π			
デレン お (神) が し し か し で し で し で し で し で し で し で し で し で し た し た し で し た し た し で し で か に か に う た い ま い 書 い 書 に 書 い 思 て 歌 い 思 い 思 い 思 い 思 い ひ い ひ い つ い い い い い い い い い い い い い	MCCI1									
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									1
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
T1/T2の 後続事象	T3B									

-
<u></u>
×
÷
Δ
m
ш.
~
<u>``</u>
*
Ð
<u></u>
m
μ.
·
•••
52
ms
ΝП
11
Ľ
ш

CCFP			
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)			
最終状態		TBD.et//T3E(*1)(*1)∽ FDCH PBYP	
No.		ი 4 თ	
DCHによ るPCV破 損なし	рсн		
RPV破損 時水蒸気 爆発なし	FCIR		
下部D/W 事前水張 り	CLD1		
RPV破損 なし(IVR)	IVR		
損傷炉心 注水	СV		
AC電源復 旧(RPV破 損前)	ACRR		
原子炉減 圧	CX		
DC電源復 旧(RPV破 損前)	DCRR		
PCV隔離	CIS		
プラント損 傷状態 TBD	TBD		

\sim
Ţ
٣
\simeq
¥
ب
щ
က
\vdash
\sim
\geq
Ř
ų
Δ
m
••
15
÷÷
50
Ľ.
ш

CCFP			
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)			
最終状態		FOT	
No.		3	
建屋トップ ベント	TOPVENT		
PCV破損 箇所	HASON		
PC ト ト	CWD		
ポブシ 地 (神) 予 第 で ま) そ し し し し し し し し し し し し し	MCCI1		
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP		
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR		
下部D/W 注水 (RPV锅 損口)	CLD2R		
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT		
AC電源 後旧 (PCV破 損前)	ACRP		
DC電源 復旧 (PCV破 損前)	DCRP		
T1/T2の 後続事象	T3E		

CCFP												
発生頻度 (ノ炉年)												
最終状態		TBU.et//T3A(*1)(*1)∕	TBU.et//T3B(*1)(*1) ✓	FPE	TBU.et//T3B(*2)(*1) ✓	TBU.et//T3D(*1)(*1) ✓	TBU.et //T3D(*2)(*1) ∕	FDCH	РВҮР			
No.		6 – L	10 - 17	18	19 – 26	27 - 35	36 - 44	45	46			
DCHによ るPCV破 損なし	DCH											
RPV破損 時水蒸気 爆発なし	FCIR								-			
下部D/W 事前水張 り	CLD1				_							
RPV破損 なし(IVR)	IVR											
損傷 泊 注 水	CV											
AC電源 復旧 (RPV破 損前)	ACRR											
原子炉減圧	CX											
PCV隔離	CIS											
プラント損 傷状態 TBU	TBU											

ET名称:TBU.et//T3A(*1)(*1)

CCFP						
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)						
最終状態		NNO	FOPDW	FOPSP		
No.		7	∞	6		
建屋 トップ ベント	TOPVENT					
PCV破損 箇所	HASON				ú	
PCVベン ト	CWD					
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR					
T1/T2の 後続事象	T3A					

ET名称:TBU.et//T3B(*1)(*1)

										I
CCFP										
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		10	11	12	13	14	15	16	17	
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	HASON									
PCVベン ト	CWD									
デレレ 却(が一 か) か し か し か し か よ し か し た か た か た か た か た か た か た か た か た か た か た か た の か 思 い 事 い 歌 た 歌 い 歌 に 歌 に 歌 に 歌 に 歌 に 歌 い 歌 に 歌 た の む に う に の で の で 歌 い む た い で い で い で い で い で い で い で い で い の い い の い の い い の い い い い い い い い い い い い い	MCC11									
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR								Π	
下部D/W 注水 (RPV硪 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
T1/T2の 後続事象	T3B									

ET名称:TBU.et//T3B(*2)(*1)

CCFP										
発生頻度 (ノ炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		61	20	21	22	23	24	25	26	
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	HASON									
PCVベン ト	CWD									
デ	MCCI1									
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT			_	_	_	_	_	_	
T1/T2の 後続事象	T3B									

\sim
-
٣
$\hat{-}$
¥
ÿ
2
$\overline{\nabla}$
~
Å,
<u> </u>
ຼ
щ
盔
% H
H
ш

CCFP										
発生頻度 (ノ炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	FOT
No.		27	28	29	30	31	32	33	4	35
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	HASON									
PCVベン ト	CWD									
デリン あい が か し し し し し し し し し し し し し	MCCI1									
PCV注水 時水蒸気 編発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
「 本部D/w (RPV 協 上 し	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT								Γ	ון
AC電源 後旧 (PCV破 損前)	ACRP									
T1/T2の 後続事象	T3D									

ET名称:TBU.et//T3D(*2)	(#1)
ET名称:TBU.et//T3D	(*2)
ET名称:TBU.et//	/T3D
ET名称:TBU	.et//
ET名称:	TBU
ET名	ᅕ
	ET &

CCFP											
発生頻度 (ノ炉年)											
最終状態		ОКР	FCCI	ЕРЕ	FOPDW	FOPSP	FCCI	ЕРЕ	FOT	FOT	
No.		36	37	38	39	40	41	42	43	44	
建屋トップ ベント	TOPVENT										
PCV破損 箇所	NOSAH										
PC ト ト	CWD										
デ	MCCI1										
PCV注水 時水蒸気 練発なし	FCIP										
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR										
「 本部D/w (RPV協 し)	CLD2R										
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT										
AC電源 後旧 (PCV弦 損煎)	ACRP										
T1/T2の 後続事象	T3D										

CCFP									
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)									
最終状態		TBP.et//T3A(*1)(*1) ✓	TBP.et//T3B(*1)(*1)	FPE	TBP.et//T3B(*2)(*1)~	TBP.et//T3D(*1)(*1)	РВҮР		
No.		6 – 8	9 - 16	17	18 – 25	26 – 34	35		
RPV破損 時水蒸気 爆発なし	FCIR								
下部D/W 事前水張 り	CLD1								
RPV破損 なし(IVR)	IVR								
損傷炉 注水	СV								
AC電源 復旧 (RPV破 損前)	ACRR								
PCV隔離	CIS								
プラント損 傷状態 TBP	ТВР							-	

ET名称:TBP.et//T3A(*1)(*1)

CCFP					
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)					
最終状態		ЛУО	FOPDW	FOPSP	
No.		9	7	8	
建屋トップ ベント	TOPVENT				
PCV破損 箇所	HASON				
PCVベン ト	CWD				
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR				
T1/T2の 後続事象	T3A				

TBP_TOTAL.et

ET名称:TBP.et//T3B(*1)(*1)

CCFP										
発生頻度 (ノ炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		6	10	11	12	13	14	15	16	
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	NOSAH									
PCVベン ト	CWD						Π			
デレ	MCC11									
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
T1/T2の 後続事象	T3B									

ET名称:TBP.et//T3B(*2)(*1)

										1
CCFP										
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	FPE	FOT	
No.		18	19	20	21	22	23	24	25	
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	HASON									
PCVベン ト	CWD									
バブン 地(事) 大学 (事) 大学 (世) 大学 (世) 大学 (世) (世) (世) (世) (世) (世) (世) (世)	MCCI1									
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
下部D/W 注水 (RPV硪 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
T1/T2の 後続事象	T3B									

_
\simeq
¥
ث
\simeq
Ξ.
٣
3
Ë
~
~
يد ا
٩.
<u>∩</u> `
5
μ.
••
ڪل
₩.
NΠ
4
ш

CCFP										
発生頻度 (ノ炉年)										
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	ЕРЕ	FOT	FOT
No.		26	27	28	29	30	31	32	33	34
建屋トップ ベント	TOPVENT									
PCV破損 箇所	NOSAH									
PCVベン ト	CWD									
バブン 地(事) 水(事) 水 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	MCCI1			Π						
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP									
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR									
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R									
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT									
AC電源 後旧 (PCV破 損前)	ACRP									
T1/T2の 後続事象	T3D									

	重屋トップ No
(*1)	」 アロレによ え PCV破
TB.et//TB	RPV破損 時水蒸気
ET名称: ⁻	下部D/W 事前水張
	RPV破損
	損傷炉心
	AC電源 復旧
	夏子炉减

ССЕР		
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)		
最終状態		TB.et//T3D(*2)(*1) FDCH TB.et//T3E(*1)(*1) FDCH PBYP
No.		8 - 16 17 18 19 20
建屋トップ ベント	TOPVEN T1	
DCHによ るPCV破 損なし	DCH	
RFV破損 時水蒸気 爆発なし	FCIR	
下部D/W 事前水張 り	CLD1	
RPV破損 なし(IVR)	IVR	
遺 御 行 水	сV	
AC電源 後旧 (RPV破 損煎)	ACRR	
原子炉减用	cX	
DC電源 後旧 (RPV破 損煎)	DCRR] [[] _
PCV隔離	CIS	
プラント損 傷状態TB	TB	

CCFP											
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)											
最終状態		ОКР	FCCI	FPE	FOPDW	FOPSP	FCCI	ЕРЕ	FOT	FOT	
No.		8	6	10	11	12	13	14	15	16	
建屋トップ ベント	TOPVENT										
PCV破損 箇所	NOSAH										
ンベンジ ト ト	CWD										
<u>デ</u> レー あい で (時 し 子 の の の の の の の の の の の し ろ し ろ の ろ の ろ の	MCCI1										
PCV洋米 時米蒸気 輸発なし	FCIP										
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR							ſ			
下部D/W 洋米 (RPV段 満口)	CLD2R										
下部D/W 洋犬(代 替洋犬)	CLD2ALT										
AC電源 確保 (PCV破 損前)	ACRP										
T1/T2の 後続事象	T3D										

\sim
¥
Ŧ
ш
3
Ë.
~
\sim
.et/
m
F
••
秇
名
F.
ш

CCFP			
発生頻度 (<i>入</i> 炉年)			
最終状態		FOT	
No.		18	
建屋トップ ベント	TOPVENT		
PCV破損 箇所	HASON		
PC く ド	CWD		
デブリネ 地(事) 水(事) 大 大 し 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	MCCI1		
PCV注水 時水蒸気 爆発なし	FCIP		
上部D/W スプレイ (RHR)	CUDR		
下部D/W 注水 (RPV破 損口)	CLD2R		
下部D/W 注水(代 替注水)	CLD2ALT		
AC電源 復旧 (PCV破 損前)	ACRP		
DC電源 復旧 (PCV破 損前)	DCRP		
T1/T2の 後続事象	T3E		

内部事象運転時レベル 1.5PRA における物理化学現象の考慮

内部事象運転時レベル 1.5PRA では、炉心損傷後に炉内及び格納容器内で発生 する可能性が考えられている以下の物理化学現象を考慮することとし、一定の分 岐確率を設定している。

考慮の対象とした物理化学現象は以下の通り。

- ・格納容器直接加熱(DCH)
- ・炉外溶融燃料-冷却材相互作用(炉外 FCI)
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)
- ・炉内溶融物保持(IVR)
- また、分岐確率の算出の流れは以下の通り。
 - ・考慮する物理化学現象を主要過程に分解
 - 分解した中で考慮する物理化学現象に影響が大きいと考えられるパラメータを抽出
 - ・抽出したパラメータの不確かさを考慮した上で各物理化学現象の影響の大 きさの分布を計算
 - ・計算した分布のうち、考慮する物理化学現象による格納容器破損の判定条件 を超える割合(確率)を算出
 - ・上記の割合(確率)を内部事象運転時レベル 1.5PRA の分岐確率に設定

今回の内部事象運転時レベル 1.5PRA で考慮した物理化学現象の分岐確率の設 定の詳細について、物理化学現象毎に次に示す。

この 4 つの物理化学現象の評価モデルは、これまでに得られている知見をもと に構築したものである。一方、今回の評価で設定した物理化学現象のヘディングの 分岐確率は、評価の対象とした物理化学現象が不確実さの大きな現象であること を認識しつつも、現状有している知見をもとに、可能な限りの評価を実施して設定 したものであり、今回設定した値には依然大きな不確実さを含んでいるものと認 識している。

この内 IVR は、その成立によって事象が緩和される側に寄与する点が他の物理 化学現象と異なるが、今回の評価ではヘディングとして設定した。これは、格納容 器イベントツリーで考慮する物理化学現象の選定にあたっては、格納容器に与え る影響が厳しいか、あるいは緩和されるかという観点では無く、考えられる物理化 学現象の可能性を排除しないという観点で選定したためである。

このため、この 4 つの物理化学現象のヘディングの分岐確率のそれぞれの値の 大小は、有効性評価の対象となる評価事故シーケンスを選定する際には影響しない。

- 1. 格納容器直接加熱(DCH)
- (1) 事象の概要

格納容器直接加熱(DCH; Direct Containment Heating)は炉心が損傷、溶融した 後に溶融炉心が原子炉圧力容器(RPV)下部プレナムに落下し、その後 RPV 内が高 圧の状態で RPV 下鏡が破損することで溶融炉心が破損口から噴出し、高速のガス 流によって溶融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に飛散放出され、この飛散 放出された溶融炉心が原子炉格納容器(PCV)内の雰囲気を直接加熱し、原子炉格納 容器圧力及び温度が急上昇する現象である。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

本現象は、シビアアクシデント時に格納容器破損に至る可能性のある現象として、米国原子力規制委員会(NRC)の確率論的安全評価報告書 NUREG-1150^[1-1]にて新たに考慮されたものである。

DCHの前提となる溶融炉心の飛散放出は、高圧条件下で溶融炉心が原子炉圧力 容器外に噴出される場合に発生する。一方 DCH が生じる圧力には閾値(2 MPa[gage]以下)があり、RPVを減圧することにより、溶融炉心の飛散を抑制ある いは緩和できることが知られている^[1-2]。

(3) 今回の PRA における扱い

BWR では逃し安全弁を解放することで、DCH が発生する可能性のある圧力(2 MPa[gage])以下まで容易に RPV の圧力を下げることができる。このため、BWR において DCH が発生する可能性は極めて低いものの、原子炉減圧に失敗する場合も考えられるため、今回の内的事象運転時レベル 1.5PRA のイベントツリーでは、DCH についての分岐(ヘディング)を設定している。

分岐確率の算出の考え方(フロー)を図1に示す。算出にあたってはDCHに影響 するパラメータを選定するとともに各パラメータの分布を決定し、これらのパラ メータの組み合わせによる格納容器ピーク圧力を MAAP コードの DCH モデルを 用いて求め、各パラメータを変数とした相関式を作成する。この相関式からパラメ ータの様々な組み合わせにおける格納容器ピーク圧力を求め、ピーク圧力に対す る格納容器破損頻度(格納容器フラジリティ)の関係から格納容器破損確率を求め た。この詳細は次項に示す。

(4) DCH による分岐確率の算出の考え方

①DCH に影響するパラメータの選定

これまでの知見から、DCH は以下の過程に分けられる。

- ・溶融物の放出
- ・液滴の発生
- ・液滴の移行
- ・格納容器雰囲気との相互作用による圧力上昇

これらの各過程に対する現状の知見および DCH に支配的なパラメータについて以下に整理する。

a. 溶融物の放出

DCHにおいてまず重要な過程は、炉心溶融物の圧力容器からの放出である。 炉心溶融の進展により、溶融した炉心は RPV 下部プレナムに移行する。 BWR では炉心下部に制御棒駆動機構ハウジング、ドレンライン等があり、こ れらの貫通配管の破損に伴う溶融物の放出が想定される。また、貫通配管の破 損以外には原子炉圧力容器下鏡のクリープ破断も考えられる。この場合、RPV 下部プレナムの溶融物は、格納容器下部ドライウェル(以下、「ペデスタル」と いう。)の床に堆積すると考えられる。

原子炉圧力容器下部に堆積した溶融炉心の量は、ペデスタルに流出する溶融 炉心の量に影響すると考えられるため、溶融物のペデスタルへの放出挙動は RPV 破損時に<u>下部プレナム内に存在する溶融炉心の量</u>が影響し、その不確か さは大きいと考えられる。

b. 液滴の発生

ペデスタルに放出された炉心溶融物は、ペデスタルの床に落下するものの、 そこに RPV 破損口からの高速蒸気流が吹き付けることによって巻き上げられ、 炉心溶融物の一部が蒸気流中に浮遊して流れる(エントレイン)。その過程でコ リウム液滴が発生し、また、炉心溶融物の一部はペデスタルから上部ドライウ ェル(D/W)に移行する。(図2参照)

c.液滴の移行

液滴状態となった炉心溶融物は蒸気流と共に流動すると考えられるが、その 過程で蒸気流とは異なり、壁面に付着する等の挙動をとる。DCH が発生する ためには、微粒子化した溶融物が壁面に付着することなく上部 D/W に移行す る必要がある。

RCCV 型格納容器のペデスタルの構造から、粒子化したデブリが上部 D/W に移行するには、RPV からペデスタル床方向に流れる蒸気流とは逆方向に流れる必要がある。RCCV 型格納容器では、ベント管を通じた移行が考えられる

がその経路は狭く、エントレインメントされた粒子は移動の過程で運動方向を 変える必要があるため、上部 D/W には移行しにくいと考えられる。

液滴の移行挙動は、RPV からのブローダウンガスの流量およびその継続時間に影響される。RPV からのブローダウンガスの流量およびその継続時間は RPV の破損面積に影響を受けることから、その不確かさは大きいと考えられる。また、上部 D/W への粒子化デブリの移行割合は DCH の程度に直接的に 影響し、その不確かさは大きいと考えられる。

d. 格納容器直接加熱による圧力上昇

上部 D/W に移行した浮遊コリウム粒子は上部 D/W の雰囲気との熱的・化 学的相互作用により、格納容器雰囲気を直接加熱し、非凝縮性ガスの発生や格 納容器圧力の上昇を引き起こす。この加熱の主な原因は、高温の微粒子から雰 囲気ガスへの伝熱によるものである。

DCH 時の格納容器のピーク圧力は、圧力容器破損時の格納容器の圧力と、 熱的・化学的相互作用による圧力上昇、およびサプレッションプールへ(S/P)の ベントクリアリングによる圧力抑制効果により決まる。

RPVの破損時点での格納容器圧力および上部 D/W の雰囲気との熱的・化学 的相互作用による圧力上昇は、RPV 破損の時点での炉内のジルコニウム酸化 割合が影響すると考えられる。炉内のジルコニウム酸化割合が高いと、発生し ている水素の量が多く、RPV 破損の時点での D/W 圧力が高くなる。一方、<u>炉</u> 内のジルコニウム酸化割合が低いと、格納容器雰囲気との相互作用により発生 する水素の量が多くなるため、DCH 発生時の圧力上昇幅が大きくなると考え られるが、炉内のジルコニウム酸化割合については不確かさがあると考える。

以上の DCH 現象の主要過程の知見から、DCH 現象に関する不確かさのパラ メータとして次のパラメータ(上記 a, c, d の下線部)を選定し、確率分布を設定す るものとした。

- ・炉内のジルコニウム酸化割合
- ・RPV 破損面積
- ・下部プレナム内溶融炉心割合
- ・上部 D/W への粒子化デブリ移行割合

②各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布及びその設定の考え方を表1に示す。

③DCH 分岐確率の評価

以下の流れで評価した。

- ・DCH の現象の評価に影響し、不確かさの大きいパラメータとして選定した 炉内のジルコニウム酸化割合、RPV 破損面積、下部プレナム内溶融炉心割 合(格納容器へ流出する溶融炉心の割合)および粒子化デブリの上部 D/W へ の移行割合を選定し、各パラメータに確率密度関数(pdf:probability density function)を設定する。
- ・パラメータと DCH 時の格納容器圧力のピーク値との関係(CR: Causal Relation)を作成する。(格納容器圧力のピーク圧力は表2及び表3参照)
- ・格納容器圧力と格納容器破損確率の関係(格納容器フラジリティ)を設定する。 (格納容器温度による格納容器破損の可能性については添付資料 4.1.1.f-1 補 足1参照)
- ・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を実施し、サンプリングに応じた格納容器ピーク圧力を求め、格納容器フラジリティ(図3)を参照することで格納容器破損確率を評価する。

上記のうち、DCH 時の格納容器ピーク圧力を表す相関式は MAAP の DCH 評価モデルを用いて以下のように作成する。

- ・DCH 時の水-金属反応に影響する D/W の雰囲気条件(水蒸気量)を設定する ため、RPV 破損までの D/W の雰囲気条件を MAAP コードにより評価す る。
- ・各パラメータ(炉内 Zr 酸化割合、RPV 破損面積、下部プレナム溶融炉心割 合、D/W への粒子化デブリ移行割合)を変化させて、DCH 評価モデルによ り RPV 破損後の格納容器圧力上昇分を計算する。
- ・RPV 破損前の格納容器圧力に DCH による圧力上昇分を加えて格納容器圧 力のピーク値を求める。

RPV 破損時の D/W 雰囲気条件が異なる、早期に RPV 破損に至るシナリオ (TQUX シーケンス)および後期に RPV 破損に至るシナリオ(長期 TB シーケン ス)ついて作成した DCH 時の格納容器圧力のピーク値を与える相関式は以下の 通り。

 $[TQUX] Ppeak = P_0 + \Delta P =$

【長期 TB】 Ppeak = $P_0 + \Delta P =$

ここで、

- P0 : 圧力容器破損前の格納容器圧力
- **ΔP** : **DCH** 時の加圧量
- X : 炉内 Zr 酸化割合(-)
- A : 圧力容器破損面積(m²)
- F : 下部プレナム溶融割合に上部 D/W への粒子化デブリ移行割合を
 乗じた割合(-)
- であり、各係数は最小自乗法によって決定した。

D/W 圧力ピーク値と格納容器破損確率の相関である格納容器フラジリティは、 ABWR 標準安全解析書(SSAR)^[1-3]に使用されているフラジリティ曲線(図 3 参 照)を用い、幾何標準偏差が 0.16 の対数正規分布を仮定して設定した。

以上の評価方法によって求めた DCH による格納容器破損確率(平均値)は、早期 RPV 破損シナリオ(TQUX シーケンス)において 4.1×10⁻⁵、後期 RPV 破損シ ナリオ(長期 TB シーケンス)において 2.4×10⁻³ となった。

以 上

参考文献

- [1-1] USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five US. Nuclear Power Plants", Final Summary Report, NUREG-1150(1990)
- [1-2] (財)原子力安全研究協会,「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアク シデントの考慮に関するガイドライン」(1999)
- [1-3] ABWR Standard Safety Analysis Report, GE.

パラメータ	確索八左	乳空の孝う士
(選定の考え方)	唯平分刊	武足の与え力
炉内 Zr 酸化割合	分布形:三角分布 最小值:0.01	 ・代表的な PRA(NUREG/CR-4551)で の複数の専門家評価の平均値をもとに
(RPV 破損時点での PCV 圧	最尤值:0.24	設定
力,D/W 移行粒子中の Zr	最大值:0.53	・最小値は DBA LOCA の上限値に設定
量/DCH 時 Zr 酸化に影響)		
RPV破損面積	分布形:三角分布	・最小値は、下部ヘッドに接続されてい
	最小值:0.02 m ²	る中で東も細い計装配官相当を想足 見上はは、CDD 要送知1 古の地相
(RPV からのノロータリンカ	■ 東九個: ■ 上は	・ 東九値は、CKD 貝迪部 I 本の 恢損
人 流 重 ね よ い て の 継 統 時 间	菆入旭:2.0 m ²	
		 ・ 取入値は下部パンツトクリーノ 破損相当 (8.0
	八左形,二舟八左	(2.0 m ²)を似た
「部ノレノム的俗融炉心剖	万仰形;二角万仰	・取小値は俗融初俗「平朔に下部~ット が破場したとして1000后心号を設定
	取小恒.0.1	が吸損したとして10%が心里を成定 - 具や値は溶動物変下日期には下如。 い
(全恒心に対して PCV ペデ		・ 取ん値は俗蹠初格十千朔には十部、ソ
スタルへ流出すろ溶融炉心	以八世 · 1.0	 ・最大値は全量の溶融物が落下するとし。
割合であり、D/W への粒子		て 100% 炉心量を設定
化デブリ移行割合と合わせ		
て DCH 現象の程度に影響)		
D/W への粒子化デブリ移行	Fent×Fpd-out×Fno-impact	・D/W へ移行するコリウム粒子割合
割合	により評価	(F _{frag})は、ペデスタル床上の溶融コリ
		ウムがガス流によりエントレインされ
(PCV ペデスタル内溶融デブ	$F_{ent} = 1$	る割合(Fent)、エントレインされた粒
リの D/W への移行割合は	Fpd-out:一様分布	子がペデスタルから開口部へ流出する
DCH 現象の程度に直接的に	最小值:	割合(F _{pd} -out)、ペデスタル開口部で付
影響*)	最大值:	着しない割合(Fno-impact)を考慮し、
	Fno-impact:一様分布	$F_{\rm frag} \!=\! F_{\rm ent} \!\!\times\! F_{\rm pd\text{-}out} \!\!\times\! F_{\rm no\text{-}impact}$
	一様分布	より評価した。
	最小值:0.5	・Fpd-outやFno-impacは、気流解析結果を
	最大值:1.0	もとに設定

表1 DCH 評価の選定パラメータ

※D/W への粒子化デブリの移行割合については、Fentについて保守的な設定としているほか、Fpd-outについては STAR-CD を用いた流動解析結果ではペデスタル開口への移行は確認されなかったものの、保守的に確 率分布を設定している。Fno-impactについては、壁面に高速で衝突した溶融コリウムは壁面に付着する割合が 高いと考えられるが、工学的判断として上記の設定とした。



表 2 DCH 時の D/W ピーク圧力評価結果(TQUX シーケンス)

表 3 DCH 時の D/W ピーク圧力評価結果(長期 TB シーケンス)



図1 DCHによる格納容器破損確率の評価フロー



図 2 RCCV 型格納容器における上部 D/W への粒子化デブリ移行のイメージ

図3 RCCV型格納容器のフラジリティ曲線

2 炉外溶融燃料 - 冷却材相互作用(炉外 FCI)

(1) 事象の概要

原子 炉 圧 力 容 器 外 の 溶 融 燃 料 - 冷 却 材 相 互 作 用 (FCI; Fuel Coolant Interaction)は、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され、格納容器破損に至る破損モードである。

原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の中の水蒸気爆発事象につい ては、これまでに実ウラン等を用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は 溶融炉心が水中に落下した際に形成される蒸気膜が何らかの外乱によって崩壊 した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる現象である。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

これまでの研究による知見^[2-1]から、水蒸気爆発を以下の様な段階的な過程に よって説明するモデル(熱的デトネーションモデル)が提唱されている。(図 1 参 照)

- ① 炉心あるいは原子炉圧力容器から落下する溶融炉心(デブリジェット)が冷却水中に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して水中に分散する(エントレイン)。細粒化した溶融炉心(以下、デブリ粒子という。)は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う水との混合状態となる(粗混合)。
- ② さらに、自発的もしくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が 不安定化し(トリガリング)、デブリ粒子と冷却水が直接接触する。
- ③ デブリ粒子と冷却水の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な 蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却水の接触を 促進し(伝播)、蒸気発生を促進する。この急速な蒸気発生により圧力波が発 生する。
- ④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合領域)の膨張により運動エネルギーが発生し、構造材を破壊する要因となる。水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが生じる必要があり、さらにデブリ粒子と冷却水の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。また、水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇(圧力スパイク)が発生する。
- (3) 今回の PRA における扱い

今回の内部事象出力運転時レベル 1.5PRA のイベントツリーでは、炉外 FCI について分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え方(フロー)を図 2 に示す。算出にあたっては、炉外 FCI に影響する、不確かさを考慮す べきパラメータを選定すると共に、各パラメータの分布を決定し、炉外 FCI に

より発生するエネルギーを評価することによって格納容器破損確率を求めた。 この詳細は次項に示す。

(4) FCI による分岐確率の算出の考え方

①FCI に影響するパラメータの選定

溶融デブリと冷却材の接触から水蒸気発生までの一連の現象を説明するモデルとして提唱されている熱的デトネーションモデル(図1参照)では、FCIを以下の4つの過程に分けている。

- ·初期粗混合状態
- ・自発的あるいは外部トリガ
- ・急速伝熱・細粒化をともなう相互作用の伝播
- ・膨張による機械的エネルギーの放出

これらの各過程に対する現状の知見および FCI に影響するパラメータについて、以下に整理する。

a. 初期粗混合状態

炉外 FCI では、溶融デブリが水中に落下した直後や、落下した溶融デブリ に注水した時点で溶融デブリが微細化するトリガリングが発生すると、溶融 デブリの熱エネルギーが瞬時に放出され、水蒸気爆発に至る。このトリガリ ングに寄与する溶融デブリの量を粗混合量と呼んでおり、水蒸気爆発の規模 を規定するパラメータと考えられている。

これまでの水蒸気爆発に関する研究からは、粗混合量の定量化には至って いないものの、粗混合量には RPV 破損後に放出される溶融デブリの放出挙動 やトリガタイミング等が影響すると考えられている。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

・RPV 破損までに下部プレナムに落下する溶融炉心量

炉心損傷進展挙動に応じて下部プレナムに落下する炉心溶融量が異なる ため、不確かさを有すると考えられる。<u>RPV 破損までに下部プレナムに落</u> 下する溶融炉心量は、<u>FCI に寄与する溶融デブリ落下量</u>に影響するため、 <u>FCI に寄与する溶融デブリ落下量</u>の不確かさに含めて評価する。

・溶融炉心量と粗混合量の相関

溶融デブリの粗混合量は、RPV 底部の破損の程度に応じてその量が変化 添付資料 4.1.1.f-1-13
すると考えられ、相関性があるものと考えられる。

・RPV 破損後に放出される溶融デブリの特性(流量、組成)

溶融デブリの細粒化量に影響し、原子炉圧力容器破損モード(核計装配管 や制御棒案内管の貫通部破損、下部ヘッドのクリープ破損等)や原子炉圧力 容器破損時の原子炉圧力により決まる。本パラメータは、FCI に寄与する 溶融デブリ落下量に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評 価する。

・プール水中における粗混合量

落下した溶融デブリのジェットからの離脱の態様と水中の落下挙動により決まる。ジェットから離脱した場合、熱伝達によって固化することで、粗 混合量は減少する。本パラメータは、FCI に寄与する溶融デブリ落下量に 影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

・FCI に寄与する溶融デブリ落下量

FCI に寄与する溶融デブリ落下量は、トリガリングが発生するタイミン グの違いによって異なることから、不確かさを有すると考えられる。

b. 自発的あるいは外部トリガ

水中に落下し、粗混合状態にある溶融デブリにトリガリングが発生すると 水蒸気爆発が発生する。この過程には、これまでの知見から、以下のパラメ ータについての不確かさが考えられる。

・溶融デブリの過熱度

過熱度が小さい場合、溶融デブリ周りの蒸気膜崩壊時に接触界面温度が 固化温度以下に低下するためトリガリングが生じないと考えられている。 本パラメータは、<u>トリガリング発生の有無</u>に影響するため、このパラメー タの不確かさに含めて評価する。

・プール水温

飽和水の場合には自発的トリガリングが発生しにくいという知見が得ら れている。本パラメータは、<u>トリガリング発生の有無</u>に影響するため、この パラメータの不確かさに含めて評価する。

・ト<u>リガリング発生の有無</u>

トリガリング発生の有無には多数の因子が寄与しており、不確かさを有 すると考えられる。

c. 急速伝熱・細粒化を伴う相互作用の伝播及び膨張による機械的エネルギーの 放出

トリガリング発生後は、冷却材と溶融デブリが直接接触し、高温伝熱・沸騰、高温融体の細粒化が高速に進み(伝播)、系全体に広がる(膨張)することで、 溶融デブリの熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される。

溶融デブリの熱エネルギーは、FCI に寄与する溶融デブリ落下量と、溶融 デブリの単位質量あたりの内部エネルギーで決まる。<u>溶融デブリの内部エネ</u> <u>ルギー</u>は、溶融炉心における金属の酸化割合等に依存し、不確かさを有する と考えられる。

炉外 FCI で発生する機械的エネルギーの大きさは、溶融デブリの熱エネル ギーの機械的エネルギーへの変換効率によって決まる。この<u>機械的エネルギ 一変換効率</u>は、これまでの実験等による知見から、トリガリングのタイミン グ、溶融デブリの組成、粗混合領域のボイド率等に依存することが分かって いるが、現象論的な不確かさがある。なお、この変換効率は、アルミナを用 いた試験で保有熱エネルギーの1~3%程度、実機の溶融デブリに近い材料を 用いた実験においては、1%以下となっている(KROTOS 実験^[2-2, 2-3, 2-4])。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

トリガリングのタイミング

トリガリングのタイミングが早い場合、粗混合状態を形成して水蒸気爆 発に寄与する溶融デブリの量が少ないために発生エネルギーは小さくなる。 タイミングが遅い場合、細粒化した溶融デブリの固化が進むうえ、冷却材 ボイド率が高まり機械的エネルギーが低下する。トリガリングのタイミン グは、現象論的な不確かさを有すると考えられる。本パラメータは FCI に 寄与する溶融デブリ落下量及び機械的エネルギー変換効率に影響するため、 それらのパラメータの不確かさに含めて評価する。

・ 溶融デブリの内部エネルギー

内部エネルギーが高いほど、発生する機械的エネルギーが増大する。<u>溶</u> 融デブリの内部エネルギーは、溶融デブリに含まれる金属の酸化割合等の 性状に依存する。溶融デブリの組成は主に燃料や被覆管、制御棒等の圧力 容器下部ヘッド内構造材の混合物であり、溶融デブリ中金属の酸化割合は、 不確かさを有すると考えられる。

・粗混合領域のボイド率

ボイド率が高いと、水の運動エネルギーが蒸気相に吸収されてしまうた め、エネルギー変換効率が低下する。粗混合領域のボイド率は、反応の過程 に依存すると考えられるが、その過程には不確かさが存在する。本パラメ ータは、<u>機械的エネルギー変換効率</u>に影響するため、このパラメータの不 確かさに含めて評価する。

・機械的エネルギー変換効率

炉外 FCI 発生時の機械的エネルギー変換効率には多数の因子が寄与して おり、不確かさを有する。

以上に述べた FCI 現象の主要過程の知見から、FCI に関する支配パラメータ として、次のパラメータ(上記 a, b, c の下線部)を選定し、1), 4) ~ 6)に確率分 布を設定するものとした。なお、3)は1)の確率分布及び2)の相関式から確率分 布を評価している。

1) RPV 破損までに下部プレナムに落下する溶融炉心量

- 2) 溶融炉心量と粗混合量の相関
- 3) FCI に寄与する溶融デブリ落下量
- 4)トリガリング発生有無
- 5) 溶融デブリ内部エネルギー
- 6) 機械エネルギー変換効率

②各パラメータの設定

各パラメータへの確率分布等の設定の考え方を表1に示す。

③FCI分岐確率の評価

以下の流れで評価した。

 ・炉外水蒸気爆発の評価に影響し、不確かさが大きいパラメータとして、
 <u>RPV 破損までに下部プレナムに落下する</u>溶融炉心量、溶融炉心の単位質 量当たりの熱エネルギー(溶融デブリ内部エネルギー)および熱エネルギー から機械的エネルギーへの変換効率を選定し、各パラメータに確率密度関 数(pdf: probability density function)を設定した。



- ・FCI に寄与する溶融デブリ落下量は <u>RPV 破損までに下部プレナムに落下</u> <u>する溶融炉心量</u>の確率密度関数及び溶融炉心量と粗混合量の相関の相関 式から確率密度関数を評価した。
- ・機械的エネルギーとペデスタル破損確率の因果関係(ペデスタルフラジリティ)を設定した。炉外水蒸気爆発による発生エネルギー(機械的エネルギー)に対するペデスタルフラジリティは、AUTODYNコードで評価した結果から作成した。(図3参照、ペデスタルフラジリティの設定の詳細は添付資料4.1.1.f-1 補足2参照)
- ・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を実施し、
 機械的エネルギーを求め、ペデスタルフラジリティを参照することで、水
 蒸気爆発発生時の条件付きペデスタル破損確率を評価した。トリガリング
 発生確率(水蒸気爆発の発生確率)を 0.1 として、また、ペデスタル破損は
 保守的に格納容器破損と同等と仮定して格納容器破損確率を評価した。

粗混合量の評価式、パラメータの確率分布及びペデスタルフラジリティをも とに、モンテカルロサンプリングを実施して、水蒸気爆発あり(トリガリング有 り)の条件付きペデスタル破損確率を求めた。さらに、UO2混合物を用いた既往 試験(外部トリガー無し)では水蒸気爆発がほとんど確認されていないことから、 トリガリング発生確率(水蒸気爆発の発生確率)を0.1と仮定して、また、ペデス タル破損は保守的に格納容器破損と同等と仮定することにより、炉外 FCI(水蒸 気爆発)による格納容器破損確率を評価した。この結果、算出された炉外 FCI(水 蒸気爆発)による格納容器破損確率(平均値)は4.8×10⁻⁵となった。

以上

参考文献

- [2-1]「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」財団法人 原子力安全研究協会 平成 13 年 7 月
- [2-2] I. Huhtiniemi, et al., "Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts," Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.

- [2-3] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuelcoolant interaction experiments," Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.
- [2-4] H. S. Park, et al., "Vapor Explosions in One-Dimensional Large Scale Geometry with Simulant Melts", NUREG/CR-6623, 1999.

パラメータ	設定値	設定の考え方
溶融炉心量(t)	分布:三角分布 最小值:24 最尤值:67 最大值:110	・MAAPの解析結果に基づき、下部プレナム落 下量を設定。 ・MAAPの解析結果の最大値を分布の上限と し、最小値を最尤値とし、下限は工学的判断と した。
溶融炉心量と粗 混合量の相関		
溶融デブリ内部 エネルギー (MJ/kg)	分布:三角分布 最小值:1.3 最尤值:1.4 最大值:1.5	溶融物の比熱を考慮し、ジルコニウムの酸化割 合が 5,50,95%となるエネルギーとして設定。
機械的エネルギ ー変換効率	分布:三角分布 最小值:0.002 最尤值:0.01 最大值:0.03	KROTOS 試験 ^[2-2, 2-3, 2-4] の知見(変換効率は、ア ルミナ試験では数%[1~3%]、コリウム試験では 極めて小さい([0.02~0.05%]))を参考に設定
トリガリング発 生有無	発生頻度 0.1	既往の FCI 試験結果を踏まえて設定。衝撃波の 発生が生じにくい低サブクール条件を除外し、 高サブクール条件での FCI 発生頻度から 0.1 を 設定。

表1 各パラメータ設定の考え方



図1 熱的デトネーションモデルの概念

添付資料 4.1.1.f-1-19

不確かさ要因



図2 FCIによる格納容器破損確率評価の枠組み

図3 水蒸気爆発によって発生する機械的エネルギーに対するペデスタルのフラジリティ

- 3. 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)
- (1) 事象の概要

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI; Molten Core Concrete Interaction)は、炉心損傷後に溶融炉心が RPV 下部ヘッドを溶融貫通し、PCV のペデスタルの床面に落下した際、高温の溶融炉心からの熱の移行によりペデスタルのコンクリートが熱せられ、分解・侵食される現象である。

コンクリートの分解により発生する水蒸気および二酸化炭素が溶融炉心内 を通過する際、未酸化金属成分と反応して水素や一酸化炭素等の非凝縮性の 可燃性ガスが発生する。これらのガス発生による格納容器内の加圧が格納容 器の閉じ込め機能維持に悪影響を与える可能性がある。

また、コンクリートの侵食が継続し、ペデスタルの床面を溶融貫通した場合、 放射性物質の地中放出が起きる可能性や、側面の著しい侵食により RPV の支 持機能が失われ、格納容器の閉じ込め機能維持に悪影響を与える可能性があ る。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

MCCI に関する過去の実験について表 1 に示す。また、MCCI の主要過程 に関する主な知見を以下に示す。

- ・種々の冷却水無しの場合の MCCI 試験より、コンクリート侵食の速度は 10~20 cm/h 程度である。
- ・注水を伴った MCCI 実験(SWISS 実験^[3-1], WETCOR 実験^[3-2], MACE 実 験^[3-3, 3-4], COTELS 実験^[3-5, 3-6])のうち、コンクリートと接触している部分 のコリウムが注水により最終的に固化し、コンクリートの侵食が停止し た試験結果は COTELS 試験のみである。SWISS 試験、WETCOR 試験 やMACE 試験ではコリウム上面のみならず側面にも強固なクラストが形 成されコリウム内への冷却水の侵入を妨げた。
- ・塊状のコリウムの冷却性については、堆積厚さに依存するとともにコリウム上部のハードクラスト形成の有無に起因して伝熱条件に大きな不確かさが存在する。
- 溶融物の拡がりの実験や解析が行われ、水がないドライ状態では水がある場合に比べて溶融物が均一に広がる。
- ・水中に溶融炉心が落下すると大部分が粒子化してデブリベッドを形成する。
- ・粒子化が完全には進まず一部が塊状に堆積した場合でも、コンクリート 床面に密着することなく侵食は起きていない。
- ・水プール中のデブリベッドの高さが不均一な場合でも、ベッド内部での
 沸騰により粒子が吹き上げられて自然と平坦化する。
- ・デブリベッドのドライアウト熱流束は粒子径・ポロシティ・ベッド高さ

が影響する。

(3) 今回の PRA における扱い

今回、KK6/7号機の内部事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、 MCCI 継続についての分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出 の考え方(フロー)を図1に示す。MCCI に影響するパラメータを選定すると共 に、各パラメータの分布を決定し、溶融炉心から水プールへの熱伝達量と除熱 量を比較することで MCCI 継続又は停止を判定し、判定結果を集約すること で MCCI の発生確率を求めた。また、本評価では、ペデスタルへの溶融炉心 落下前の水張りが行われていないことを前提とした。この詳細は次項に示す。

(4) MCCI による分岐確率の算出の考え方

①MCCI に影響するパラメータの選定

これまでに述べた MCCI の主要過程の知見から、ペデスタルへの溶融炉 心落下前の水張りが行われていない場合の MCCI 継続に影響する不確かさ を有するパラメータとして、次のパラメータを抽出し、確率分布を与えるも のとした。

- ·溶融炉心落下量
- ・溶融炉心広がり面積
- ・クラスト浸水によるドライアウト熱流束

②各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布の設定の考え方を表2に示す。

③MCCI分岐確率の評価

各パラメータに対して分岐確率(確率分布)を与えて各シーケンスの発生 確率を計算、さらに各シーケンスに対して MCCI 継続の有無を評価し、最 終的な MCCI 継続による格納容器破損の分岐確率を評価した。

MCCI 継続の判定条件は、MAAP コードを用いた水プールへの熱流束と MCCI 継続についての感度解析から求めた。この感度解析の結果から、水プ ールへの熱伝達量が溶融炉心の崩壊熱を上回る場合に MCCI が停止するも のとした。

溶融炉心の崩壊熱については、ペデスタルへの落下直後(Q_1)及びコンクリートの侵食が許容限界まで進んだ時点(Q_2)が考えられる。水プールへの熱伝達量が Q_1 以上の場合は MCCI が全く進行せず、 Q_2 以下の場合は MCCI が継続し、格納容器破損に至る。このことから、水プールへの熱伝達量が Q_1 以上の場合は MCCI 継続による格納容器破損の確率を0とし、 Q_2 以下の場合は 1 とした。また、水プールへの熱伝達量が Q_1 と Q_2 の中間の場合は、

許容範囲内である程度 MCCI が進行した後に MCCI が停止するものと考え られるが、この場合の MCCI 継続による格納容器破損の確率は、Q1 と Q2 の時点での格納容器破損の確率を直線内挿して求めた。(図 2 参照)

この結果、本評価における MCCI 継続による格納容器破損確率(平均値) は 7.3×10⁻³となった。

なお、MCCI継続による格納容器破損確率に影響するパラメータに対し、 格納容器の型式の違いが大きく影響すると考えられる要素としては溶融デ ブリの拡がり面積が挙げられる。溶融炉心の拡がり面積は水プールへの熱 伝達量に影響するため、ペデスタルの床面積が大きい程、熱伝達量は多くな る。この熱伝達量が多い程、溶融デブリからの除熱量が多くなることから、 MCCIが停止し易くなる。(図1参照)

KK6/7のRCCV型格納容器のペデスタル床面積は約88m²である。これ を例えばペデスタル床面積が30m²程度であるMARK-II型格納容器と比 較した場合、KK6/7のRCCV型格納容器のMCCI継続による格納容器破 損確率は、MARK-II型格納容器の格納容器破損確率に比べて小さく評価さ れる。

以 上

参考文献

- [3-1] R.E.Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools,"NUREG/CR-4727 (1987).
- [3-2] R.E.Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907 (1993).
- [3-3] B.R.Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CR-0119, Vol.2 (1991).
- [3-4] M.T.Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).
- [3-5] 原子力発電技術機構(NUPEC),「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証試験) に関する総括報告書」(2003).
- [3-6] H.Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests,"Proc. of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).

	実 機	SWISS-2	WETCOR-1	MACE MO	MACE M3b
体 系	▲ 10.6m 注意物 H 42cm (ABWR 1350MWeプラントの例)	$\frac{d 10.6n}{33cm}$ $\frac{d 21.6cm}{1350MWe 7' = 2 > F (0.19)}$ $\frac{d 21.6cm}{1350MWe 7' = 2 > F (0.19)}$		30cm×30cm 12/39-1 32/39-1	120cm×120cm 141 120cm×120cm 120cm×120cm
溶融物 (初期条件)	(ABWR 1350MWe,100%炉心, 全Zr 20%酸化の場合)	金属	酸化物	PWRコリウム (Zr 70%政化)	100% 酸化物コリウム
質量	~310 ton	44.2 kg	34.1 kg	130 kg	1800 kg
	UO2 :55 w/o		A1203:76.8 W/O	U02 :56 w/o	UO2 :56.9 w/o
成分	$2r0_2$: 7 w/o 7r :21 w/o	ステンレススティール	Ca0 :16.9 w/o Si0 ₂ : 4 w/o	$ZrO_2:11 w/o$	Zr02:29.1 w/o
	271-1:17 W/O		others	SiO2: 3 w/o	oners
				Ca0 : 3 w/o Conc:23 w/o	
温度	~2500 K	~1900 K	1850 K	~2000 K	2500 K
コンクリート種類	玄武岩系	石灰岩系(Limestone/Common Sand)	石灰岩系(Limestone/Common Sand)	石灰岩系(Limestone/Common Sand)	石灰岩系(Limestone/Common Sand)
形状	2次元	1次元	1次元	2次元	1次元
	· 0.23 W/g U02	• 1.5~ 1.7 W/g	- 0.30 W/g	- 0.35 W/g UO2	· 0.3 W/g U02
発熱密度	(1% %4247) ・1.1 W/cm ³ melt	• 10.2~11.5 W/cm ³	- 0.61 W/cm ³	·1.9 ₩/cm ³ mett	•1.1 W/cm ³ melt
	• 0.44 MW/m ²	• 1.5~ 1.7 MW/m ²	• 0.12 MW/m ²	• 0.28 MW/m ²	- 0.21 MW/m ²
		 ・デブリ上部に安定クラスト形成 ・浸食速度:27cm/hr (40分間でおよそ18cm) ・水ブールへの熱流束: 	 ・デブリ上部に安定クラスト形成 ・浸食速度:6~11 cm/hr (30分間でおよそ3~6cm) ・水プールへの熱流束: 	・デブリ上部に安定クラスト形成 ・浸食速度:8~11 cm/hr (70分間でおよそ11cm) ・水プールへの熱流束:	 ・デブリ上部に安定クラスト形成 ・浸食速度:6時間でおよそ30cm ・水プールへの熱流束:
主な知見	-	~0.8 MW/m ² (平均)	0.52 MW/m ² (溶融時)	3.5 MW/m ² (注水初期),	4.9 MW/m ² (注水直後)
			0.25 or 0.20 MW/m ² (凝固後)	0.6 MW/m ² (~35分まで)から	0.6 MW/m ² (初期20分間)から
				0.15MM/m ⁶ (試験終了)まで減少 ・周期的なメルトプールスウェル、 クラスト上へのメルト噴出冷却	0.24MW/m ^c まで急減、その後 ~3hrで0.085MW/m ² まで低下
参考文献		NUREG/CR-4727	NUREG/CR-5907	2nd DECD(NEA)CSNI Specialist N1p. on NCCI	(日本原子力研究所殿による速報)

表1 MCCI時のデブリ冷却性に関する既往の試験及び主な知見

パラメータ	分岐確率	設定の考え方
溶融炉心落	分布:一様分布	MAAP 解析によると全炉心の 90%程度がペデス
下割合	上限:100 %	タルに落下する。IVR を考慮した炉心溶融進展解
	下限: 90%	析より、圧力容器破損時に100%落下する可能性
		が高いことを考慮して保守的に設定。
溶融炉心拡	分布形 三角分布	溶融炉心拡がり実験をもとに設定。拡がり面積が
がり面積	最小値 ペデスタル面積の 50%	大きい場合には水プールへの熱伝達量が大きく
	最尤値 ペデスタル面積の 75%	なる。(KK6/7 のペデスタルの面積は約 88 m ²)
	最大値 ペデスタル面積	
水プールへ	分布形 三角分布	クラスト浸水時のドライアウト熱流束は、OECD
のドライア	最小值 0.2 MW/m ²	試験のデータを元に設定。ハードクラストによる
ウト熱流束	最尤值 0.3 MW/m ²	熱伝導でも 0.15 MW/m ² 程度の熱流束となるた
	最大値 0.5 MW/m ²	め、浸水により改善されるとして最小値 0.2
		MW/m ² とした。最尤値、最大値は OECD 試験デ
		ータを参考に設定した。
除 熱 量 と	・Q1(定格熱出力の 1%×0.8 (希ガス減	デブリの崩壊熱を除去できれば MCCI が停止す
MCCI 停止	衰)×落下割合)以上の除熱量の場	ると想定。コンクリートの侵食速度(※)から推定
の因果関係	合、MCCI 停止	して事故後 3~15 時間相当の崩壊熱とバランス
	・Q2(定格熱出力の 0.66%×0.8×落下	する除熱を達成することができれば MCCI は停
	割合)以下の除熱量の場合、MCCI	止する。
	継続	崩壊熱は3時間後で定格熱出力の1%、15時間後
	・上記中間の除熱量の場合は除熱量	で 0.66%であるから、このときの崩壊熱を除熱で
	により確率0と1を直線内挿。	きれば MCCI は停止する。(※KK6/7 の場合、ペ
		デスタル壁側の厚さは約1.7mであることから、
		浸食深さ 1 m であれば許容されるものとし、こ
		の深さに到達する時間が約15時間となることか
		ら 15 時間と設定した。)

表2 各パラメータの設定の考え方



図1 MCCI 継続による格納容器破損確率の評価のフロー



図2 水プールへの熱伝達割合と MCCI 継続確率の関係

添付資料 4.1.1.f-1-27

- 4. 炉内溶融物保持(IVR)
- (1) 事象の概要

原子炉圧力容器内溶融物保持(IVR: In Vessel Retention)は、炉心損傷後に 溶融炉心が原子炉圧力容器(RPV)底部に落下した際、RPV 底部に残存する冷 却材や注水系の復旧により溶融炉心が RPV 内で冷却され、RPV 内に保持さ れる現象であり、TMI-2 事故において RPV が破損に至らなかったことから特 に注目された事象である。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

IVR の主要な現象及びそれらに関する知見を表1に示す。表1の通り、過去の様々な研究によって主要な現象の影響が分析^{[4-1][4-2]}されている。

- また、BWR には以下の特徴によって IVR が生じ易いものと考える。ABWR と TMI-2 の主要諸元の比較を表 2 に示す。
 - ・信頼性の高い原子炉減圧系を有しているため、容易に圧力容器を低圧状態 に移行できる。これにより代替注水系を含む低圧注水系により原子炉圧 力容器内に注水できる可能性が高く、また内圧が低いことによりクリー プ破損しにくい。
 - ・炉心支持板が破損して溶融炉心が下部プレナムに落下する際には下部プレナムには4m以上の水深の水プールが存在する。水中落下時に溶融炉心は分散し粒子化することにより冷却が促進され、下部ヘッド到達時には溶融炉心の温度は低下していると考えられる。これは、溶融炉心が下部ヘッドに堆積した時の下部ヘッドへの熱負荷を低減する方向に作用する。
 - ・プール水があることにより溶融物ジェットが直接下部ヘッド壁に衝突し 溶融破損に至る、所謂ジェット・インピンジメントの発生も防止する。
 - ・BWR は大型の圧力容器を使用しているため、下部ヘッド自体のヒートシ ンク効果が大きく、また CRD ガイドチューブ及びチューブ内の冷却水も 大きなヒートシンク効果があると期待される。また、CRD ガイドチュー ブへの通水の継続は IVR 達成の可能性が高い。^[4-3]
 - ・下部ヘッドには計装管や CRD 配管の貫通部が多数存在し、これらの貫通 部からの放熱の効果も期待される。
- (3) 今回の PRA における扱い

今回、KK6/7号機の内部事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、 IVR についての分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え 方は、図 1a の①~④の通りである。IVR に影響するパラメータを選定(①)す ると共に各パラメータの分布を決定し、これらのパラメータのイベントツリ ーを作成(②,表3,図1b)、シーケンス毎に評価コードを用いて IVR の成否を 判定(③,図1c)し、判定結果を集約することで IVR の発生確率を求めた(④)。 ①~④の詳細は(4)に示す。

今回の評価において、炉心損傷後の注水に期待するシナリオは TQUX、TBU、 TBP からのシーケンスである。炉心損傷後の電源復旧、減圧に期待し、LPFL (954 m³/h)で注水する。但し、今回の評価では保守的に LPFL より注水流量の 少ない代替注水系(MUWC, 110 m³/h)の流量を用いて IVR の成否を評価して いる。また、電源復旧、減圧に期待するための時間遅れを考慮し、注水開始は 溶融炉心の落下開始(炉心下部支持板破損)と同時とした。なお、今回の評価で は炉心損傷から溶融炉心落下までの間に注水する場合を考慮していないが、 MAAP の評価結果(L1.5 報告書 第 4.1.1.e-2 図)を見ると、炉心損傷から溶融 炉心落下までには 程度の時間余裕がある。この間での注水開始を考 慮に入れると、IVR に成功する可能性が高くなるものと考えられる。

今回、IVR の有無を考慮した理由は、IVR の可能性を排除しないためであり、IVR の発生有無を分析する上での知見が組み込まれ、TMI-2 事故についての再現性も確認された評価コードを用いれば、IVR の発生有無について一定の評価が可能と考えたためである。

一方で、各入力パラメータが不確実さを持つことから、IVR の発生確率についても不確実さが生じる。

(4) IVR による分岐確率の算出の考え方

①IVR に影響するパラメータの選定

これまでの知見(表1参照)より、IVR 現象の主要過程は以下のように分けられる。

- ・下部プレナムへの溶融物移行
- ・水中での落下溶融物の分散および冷却
- ・落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用
- ・堆積デブリの上面からプール水への熱伝達よる冷却
- ・連続デブリ層表面でのクラスト形成と溶融プール内自然対流熱伝達
- ・連続デブリ層と下鏡との狭隘ギャップ形成およびギャップ沸騰冷却
- RPV 下鏡破損

これらの各過程に対する現状の知見および IVR 現象に支配的なパラメ ータについて、以下に整理する。

a. 下部プレナムへの溶融物移行

下部プレナムに落下するコリウムは下部プレナムの残存水との相互作 用により、粒子状デブリベッドや連続デブリ層となる。この程度は下部プ レナムへのコリウムの流量と落下総量に影響を受けることから、炉心溶 融進展に伴う下部プレナムへのコリウムの流量と落下総量は、下部プレ ナムに堆積するデブリの性状、すなわち粒子状デブリベッドと連続デブ リ層との存在割合に大きく影響を与える。

<u>炉心溶融過程については不確実さが大きいが、事故シナリオ(低圧炉心</u> <u>損傷か高圧炉心損傷か、あるいは RPV 内部注水の条件)によって下部プ</u> レナムへのコリウム落下挙動は異なると考えられる。また、<u>落下コリウム</u> の温度は、下部プレナム残存水との相互作用による冷却水インベントリ 減少速度や下鏡の熱負荷の大きさに影響するが、炉心構成物質(UO₂、Zr、 ZrO2及び SUS)による不確かさを有すると考えられる。

b. 水中での落下溶融物の分散および冷却

下部プレナムへ炉心溶融物が落下を開始する時点では未だ下部プレナ ムには残存水があり、水中に溶融物が落下する場合には、ジェットブレー クアップにより一部が粒子化することが、実験的に確認されている (FARO 実験、COTELS 実験)。粒子化する割合が大きいほどデブリは冷 却されやすく、IVR 達成の可能性が大きくなると考えられる。一方、粒子 化によってデブリ冷却が促進されるほど、下部プレナム残存水の減少は 早く、注水系の復旧タイミングや注水流量が重要となる。

落下コリウムの粒子化割合は、MAAP4 コードにも組み込まれている Ricou-Spalding の相関式をコリウムのジェットブレークアップに応用す ることによって、評価が可能である。同相関式で評価される粒子化割合は、 初期ジェット直径とプール水深に大きく影響される。ここで、プール水深 (プール水量)は事故シナリオに依存するが、<u>初期ジェット直径については</u> 不確実さが大きいと考えられる。

- c. 落下・堆積デブリと貫通部との熱的相互作用
 - IVR 成立のためには、堆積デブリによって貫通配管部が損傷しないこ とが必要条件である。これまでの実験的知見として、WH 社 PWR の計装 配管を模擬した EPRI/FAI 実験によれば、溶融物(アルミナ)が貫通部に侵 入しても凝固し、圧力バウンダリの破損は生じなかったことが報告され ている。また、CORVIS 実験(スイス PSI)でも同様に、ドライ条件で BWR ドレン配管に溶融物(アルミナ)が侵入しても凝固し、健全性を維持したこ とが報告されている。これらの実験的知見から、落下・堆積デブリとの熱 的相互作用によって、コリウム落下直後に貫通部の早期破損が生じる可 能性は小さいと考えられる。
- d. 堆積デブリの上面からプール水への熱伝達よる冷却

水中での落下溶融物の分散によって生じた粒子が堆積して粒子状デブ リベッドが生じることは、FARO 実験(JRC ISPRA)や COTELS 実験 (NUPEC)において確認されている。粒子状デブリベッドの下部プレナム 残存水による冷却性については、既往研究に基づき Lipinski のドライア ウトヒートフラックスモデルによって除熱量の評価が可能である。本モ デル(相関式)による除熱量は主としてデブリ粒子径に依存している。水中 で分散した粒子径については、幾つかの相関式やTMI-2 事故分析から概 ね1~5mmと考えられており、この粒子径の範囲については、粒子状デ ブリベッドの崩壊熱は十分に除去可能と評価している。また、粒子化せず 連続層として堆積したデブリからの除熱は、平板での Kutateladze タイ プの限界熱流束相関式(最大除熱量)や膜沸騰熱伝達相関式による評価が 可能であり、連続デブリ層の崩壊熱が除去可能か否かは連続デブリ層の 堆積量(厚さ)に依存する。

e. 連続デブリ層表面でのクラスト形成と溶融プール内自然対流熱伝達 連続デブリ層の表面は、下部プレナム残存水や下鏡との接触により凝 固点以下となってクラストを形成し、内部は発熱を伴う自然対流が生じ ると考えられる。内部発熱を伴う自然対流熱伝達については、方位角に依 存した実験相関式により評価が可能である。

RPV 下鏡内に落下した溶融炉心の状態について、下鏡内に注水しない (下部プレナムに溶融プールが継続的に存在する)マネジメントの下では、 溶融炉心が上から酸化物層(UO₂)、金属層(ウラン合金及び金属等)の順に 層を形成(逆成層化)し、金属層上端の最外周(RPV 下部ヘッド壁の接触部) 及びその近傍において RPV 下部ヘッド壁への熱流束の集中(フォーカシ ング効果)が生じるという報告^[4-4]がある(図 2a, 図 2b 参照)。今回の IVR 評価モデルではフォーカシング効果を考慮していないが、この報告と今 回の評価の条件を比較すると、今回の評価は下鏡内に注水している点が 上記の報告と異なる。下鏡内に注水した場合のフォーカシング効果につ いての報告は確認されていないが、下鏡内に注水しない場合に比べ、溶融 プール上部から水への熱伝達による除熱があることにより、下部プレナ ムへの熱流束は緩和されるものと考える。また、フォーカシング効果につ いては圧力容器の変形を考慮するとその影響が限界熱流束程度まで低減 されるとの報告^[4-5]があり、今回の IVR 評価モデルではf.のギャップ沸騰 冷却の観点から圧力容器の変形を考慮している。

フォーカシング効果については不確かさの大きい現象と考えるが、溶 融炉心から下部ヘッドへの熱伝達の不確かさの1つと整理し、下記のf. の不確かさに含めて考慮することとした。

f. 連続デブリ層と下鏡との狭隘ギャップ形成およびギャップ沸騰冷却

下部ヘッドに堆積した連続層デブリは、下鏡を加熱するものの完全に は固着せずにギャップを形成し、下鏡のクリープ変形によるギャップ拡 大によって冷却水が浸入したことが、TMI-2 事故での下部ヘッド急冷メ カニズムと考えられている. ギャップ形成と容器壁の冷却は IVC 実験 (FAI 社)および ALPHA 実験(JAERI)によって確認されている。また、狭 隘ギャップでの沸騰除熱特性については、傾斜角度の効果を考慮した電 共研実験相関式より評価が可能である。ただし、実炉スケールでの堆積デ ブリ量は、炉心全量落下(110 万 kW 級プラント)条件では 200 t 以上にも なり、TMI-2 事故における 20 t に比べて著しく大きい場合も考えられる。 大量の連続デブリ層が堆積した場合にも下部プレナム底部のギャップま で冷却水が浸入するか否かは不確実さが大きいと考えられる。

g. RPV 下鏡破損

RPV 下鏡の破損メカニズムとしては、堆積デブリによって下鏡が加熱 される結果、CRD チューブや計装管を接続する溶接部分の健全性が失わ れてチューブから溶融デブリが逸出するいわゆる "チューブイジェクシ ョン"あるいは"下鏡クリープ破断"が想定される。"チューブイジェク ション"は、溶接部でのせん断応力と温度上昇による強度低下から評価す ることができる.また、"下鏡クリープ破断"については、過渡的な下鏡 応力および下鏡温度を評価することによって判定することができる。

以上に述べた IVR 現象の主要過程の知見から、IVR 冷却達成に関する不確 実パラメータとして、次のパラメータ(上記 a, b, f の下線部)を選定し確率分布 を設定するものとした。

- ・下部プレナムへのコリウム落下量(落下流量と総落下量)
- ・落下コリウム温度
- ・落下コリウムジェット径
- ・ギャップへの冷却水浸入制限の有無

②各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布の設定の考え方を表3に示す。

③評価コードによる IVR 解析

IVR の評価コード^{[4·1][4·6]}は、これまでの知見を踏まえるとともに、溶融炉 心からの熱伝達をモデル化して構築した。IVR 評価コードの要素モデルを 図 3a に示す。また、評価コードの妥当性は、TMI-2 事故の再現性が確認^[4-7]されている MAAP4 との比較によって確認した。表 4 の通り、MAAP4 で は TMI-2 の事象を模擬できることが確認されている。本評価で用いた評価 コードについても、考慮している現象はほぼ同等であり、同じ条件で評価す ると、表 5 の通りにやや保守的ではあるが、同様の結果を示すことから、 IVR に関して妥当な評価となっているものと考える。

なお、IVR 評価コードの入力条件、モデルの概要、評価結果に基づく IVR 成否の判定基準は次の通り。

a. 入力条件

○溶融炉心が下部プレナムへ落下する時刻(解析開始時間)とその時点で

の原子炉圧力容器内の条件(圧力、保有水量、注水流量)(MAAP コード によって評価)

○IVR のイベントツリーの各ヘディング(図 1b 参照)の分岐の組合せ b. モデルの概要

IVR 評価コードは図 3a の要素モデルをもとに図 3b の伝熱及び物質移行 モデルを構築したものであり、これによって RPV 下部での現象を定量化し ている。

考慮している現象は水中での溶融コリウム落下挙動からコリウム堆積後のプール水及び RPV 下鏡と RPV の内部構造物との熱的相互作用に係わるものである。各要素モデルとその定量化の対応は次の通り。

○プール水中落下時の溶融物の分散冷却

- ・水中での落下溶融物の分散・冷却モデル
 - 粒子化割合算出に Ricou-Spalding の相関式を応用
 - ・粒子径は Henry らの相関式によるものとした
- ・分散粒子の Zr-水反応モデル
 - 水中での粒子滞留時間を考慮し, Baker-Just の実験データに基づく Zr 酸化割合を入力

○堆積コリウムからの熱移行

- ・粒子状コリウムベッドの冷却モデル
 - Lipinskiのドライアウト熱流束相関式
- ・連続コリウム層表面でのクラスト形成と溶融プール内自然対流熱伝達 モデル
 - ・ 準定常を仮定したクラストエネルギーバランス
 - Jahn-Reineke の発熱を伴う自然対流相関式
- ・連続コリウム層上面での冷却モデル
 - プール沸騰曲線に依存した熱伝達相関式(核沸騰: Rohsenow, 膜沸 騰: Berenson)あるいは限界熱流束相関式
- ・RPV 下鏡との間でのギャップ沸騰冷却モデル
 - 狭隘ギャップでの最大熱流束相関式を用いる Suh らの評価モデル
- ・CRD 冷却水による冷却モデル
 - ・沸騰曲線に依存したプール沸騰熱伝達相関式
- ○RPV 下鏡の挙動
 - ・RPV 下鏡のクリープ変形モデル
 - ラーソンミラーパラメータ相関式を用い、クリープ破断モデルを適用した Suh らの評価モデル
 - ・RPV 外部冷却モデル
 - 沸騰曲線に依存したプール沸騰熱伝達相関式
- c. 評価結果に基づく IVR 成否の判定基準

IVR 失敗の判断基準は、下鏡貫通配管(CRD チューブ)からの溶融デブリの逸出あるいは下鏡のクリープ破断に至った場合とした。

下鏡貫通配管からの溶融デブリの逸出は、下鏡との溶接部が過温状態と なって健全性が失われ、CRD チューブからの溶融デブリが逸出する状況を 想定したものである。IVR 評価コードでは、溶接部温度を下鏡内壁温度で 代表させ、温度上昇に伴う溶接部限界強度の低下を評価し、溶接部でのせん 断応力がこれを上回った場合に CRD チューブからの溶融デブリの逸出に 至ると判定するものとした。

下鏡クリープ破断は、Larson-Miller Parameter(LMP)を用いたクリープ 破断時間に基づいて評価した。クリープ破断の評価では、応力状態に対する LMPを求め、破断時間を LMP と温度から計算するものとした。

④IVR 分岐確率の評価

各不確実パラメータに対して分岐確率(確率分布)を与えて各シーケンスの発生確率を計算、さらに各シーケンスに対して IVR の成功の有無を評価し、最終的な IVR の分岐確率を評価した。本評価における IVR の分岐確率 は 0.66 となった。

以上

参考文献

- [4-1]「原子炉圧力容器内溶融物冷却特性に関する研究」BWR 電力共同研究 平成13年3月
- [4-2]「シビアアクシデント熱流動現象評価」社団法人 日本原子力学会 平成 12 年 3 月
- [4-3] Main Results of the MASCA1 and 2 Projects, OECD MASCA integrated report, June 2007.
- [4-4]「原子炉施設のアクシデントマネージメントに係る知識ベースの整備に関する報告書 =環境への影響緩和=」独立行政法人 原子力安全基盤機構 平成 22 年 10 月
- [4-5] Chi-Thanh Tran and Pavel Kudinov, "The effective convectivity model for simulation of molten metal layer heat transfer in a boiling water reactor lower head" *Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2013*, 2013
- [4-6]「格納容器イベントツリーの再評価に関する研究(フェーズII)」BWR 電力共同研究 平 成16年3月
- [4-7]「シビアアクシデント評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」財団法人 原子力安全研究協会 平成 13 年 7 月

個別現象	主な知見
下部プレナムへの溶融	・事故シナリオによって溶融物成分が相違する可能性あり。
物移行举動	"dry core"シナリオ(低圧シーケンスのように完全な炉心露出後の溶融)では metal-rich な溶融物が主
	"wet core"シナリオ(TMI-2)では ceramic-rich な溶融物が主
	・MP 実験, XR 実験 (米 SNL)より、落下パスについて知見あり。
溶融物水中落下時のブ	・FARO 実験(UO2 混合物を用いた In-vessel FCI 試験)で、プール水落下時の溶融物の粒子化が確認されている。
レークアップ	・粒子化割合はジェット直径とプール水深に大きく影響される。
	・種々のブレークアップ相関式が提案されている。例えば Rico-Spalding 式を使用する場合にはエントレインメント係数の適
	切な設定により実験結果の再現が可能
	・Rico-Spalding 式について、構造物がある場合(BWR)でも適用可能であることを確認
デブリ上面からプール	・熱伝達量はデブリ上面性状(粒子状 or 連続層, デブリ粒径, 空隙率), コリウム過熱度, 組成等に依存する。
水への熱伝達	・粒子状デブリベッドからの除熱評価はLipinskiドライアウト熱流束モデル等により可能
	・連続層からの除熱は、平板での Kutateladze タイプ限界熱流束相関式(最大除熱量)や膜沸騰熱伝達率による評価が可能
溶融プールからデブリ	・内部発熱を伴う高レイリー数(実機で1016~1017)の自然対流熱伝達について種々の実験相関式(無次元式)が得られてい
クラストへの熱伝達	る。(ACOPO, RASPLAV 試験等)
	・角度により熱伝達が異なる。
	・下鏡内に注水しない場合、溶融炉心が上から酸化物層(UO2)、金属層(ウラン合金及び金属等)の順に層を形成(逆成層化)
	し、金属層上端の最外周(RPV 下部ヘッド壁の接触部)及びその近傍において RPV 下部ヘッド壁への熱流束の集中(フォ
	ーカシング効果)が生じる。(図 2a, 図 2b 参照)
	・フォーカシング効果は圧力容器の変形を考慮するとその影響が軽減される。
下部ヘッドや CRD ガイ	・CRD チューブの対流熱伝達への影響不明
ドチューブへの熱伝達	・TMI-2事故の分析から、落下したコリウムは下部ヘッド壁に隙間なく付着した訳ではないことが考えられ、微小なギャップに
	よる接触熱抵抗が存在することが提案されている。(MAAP4)

表1 IVR に関する現状の知見(1/2)^[4-1]

個別現象	現状の知見
コリウムと下部ヘッド壁のギ	・TMI-2事故の分析から、落下したコリウムは下部ヘッド壁に付着せず、微小なギャップによる接触熱抵抗が存在することを
ャップの形成と沸騰熱伝達	提案(MAAP4)
	・下部ヘッドクリープ変形に伴いギャップの形成が確認されている。(ALPHA 試験, FAI-IVC 試験)
	・垂直加熱平板を用いた自然循環条件での狭い間隙の沸騰による最大熱流束相関式がもとめられている。(門出式)
	・CCFL 条件下の試験が実施され、門出式より熱流束が小さくなることが示されている。(SONATA, 小泉)
	・ギャップの大きさ(0.2-1.0 mm)及び角度(0-90 °)による沸騰挙動及びその影響を確認(電共研)
下部ヘッド外面,貫通部か	・EPRI 実験では、溶融物が貫通部に浸入しても凝固し、圧力容器バウンダリの健全性は維持される可能性が高いと結論
らの放熱	(WH 社製計装配管の実験で確認)
	・CORVIS 実験(スイス PSI)では、ドライ条件で BWR ドレン配管に酸化溶融物が浸入しても配管からの放熱等により凝固
	し、健全性を維持された。
構造物から水プールへの	・構造壁温度に対応して沸騰熱伝達が期待できる。
熱伝達	
CRD 冷却水の効果	・CRD ガイドチューブ水の冷却効果が期待できる。
下部ヘッドのクリープ変形	・In Vessel Cooling Phase-1&2 実験により確認済み
	・ラーソンミラーパラメータを用いたクリープ変形モデルが提案されている。下部ヘッド壁温 1100 ℃ 程度で 1 時間以内に数
	mm のギャップが形成される。
	・SNLのLHF試験等によりクリープ変形破損挙動が実験されている。

表1 IVR に関する現状の知見(2/2)^[4-2]

表2 IVR に関わる主要諸元の比較

項目	TMI-2	ABWR	
下部プレナム水深	約 1.5 m	4 m 以上	
原子炉圧力容器内径	4.4 m	7.1 m	
下部ヘッド厚さ	13 cm	$25~{ m cm}$	

表3 各パラメータの設定の考え方(②)

パラメータ	分岐確率	設定の考え方
注水の有無	—	低圧シーケンス(TQUV)+代替注水系(110 m³/h)(溶融炉心の落下開
		始と同時に注水開始と想定)
下部プレナム	(a) 0.9	コリウム量は不確実性を考慮し保守的に以下の2ケースの評価結果
への落下コリ	(b) 0.1	を基に設定
ウム量		(a) MAAP で評価した結果をもとに設定(約 70%の落下を想定)
		(b) 大量コリウムが落下する場合を想定し、全炉心が落下する設定
落下コリウム	温度, 確率	・ 炉心構成物質(UO ₂ , Zr, ZrO ₂ , SUS)の共晶反応により UO ₂ 単体融
温度	2,500 K, 0.5	点より低い温度で落下するが、その温度は幅があると考え、2,500
	2,800 K, 0.5	K 及びこれより高めの値 2,800 K を設定
		・確率は不確実さが大きいと考え、各々0.5を設定
落下コリウム	直径, 確率	・直径は溶融コリウムが CR チューブ間(最大 15 cm)を液柱状で落下
ジェット直径	0.05 m, 0.15	することを想定し、最大値 0.15 m, 最尤値 0.10 m および最小値
	0.10 m, 0.50	0.05 m と設定
	0.15 m, 0.35	
RPV とコリ	分布:三角分布	実炉スケールの大量デブリ堆積の場合、下鏡底部のギャップまで冷
ウムのギャッ	最小:0	却水が浸入するか否かは不確実さが大きいと考え、確率 0.5 を最尤
プへの冷却水	最尤:0.5	値として設定(侵入量はCCFL相関式(小泉らの実験データをKAERI
侵入の有無	最大:1.0	がフィッティングした相関式)を用いて評価)

表 4 TMI-2 事故と MAAP4 再現解析結果の比較[4-7]

	TMI-2 事故	MAAP4 再現解析
・下部プレナムへのリロケーション時間	227 分	226 分
・下部プレナムへのリロケーション量	19 t	$25~{ m t}$
・下部ヘッド最高温度	1100 °C	1177 °C

表 5 MAAP4と IVR 評価コードの解析結果の比較 (ABWR TQUV シーケンス)

	MAAP4	IVR 評価コード
・下部プレナムへのリロケーション時間	2.3 時間	1.5 時間※
・下部ヘッド破損時間	5.9 時間	4.5 時間
・破損モード	CRD 貫通部逸出	CRD 貫通部逸出
・リロケーションから破損までの時間余裕	3.6 時間	3.6 時間

※MAAP3 で評価







図 1b IVR 現象のイベントツリー(②)

	ケースNo.	注水系	コリウム 落下量	落下 コリウム温度	初期ジェッ ト 直径	ギャップへの 水侵入制限	下部プレナム ドライアウト 時刻	下部ヘッド 破損時刻(h)	下部ヘッド 破損形態	下鏡内壁 最高温度(K)	
01					0.05m	無	no dryout		3	512	
02						有	no dryout			512	
03				2500K	0.1m	無	no dryout			1717	IVR 達成
04						有	no dryout	3.35	#1 Penetration Ejection!	1784	
05			MAADI-		0.15m	無	no dryout	1.40	#1 Penetration Ejection!	1783	
06			IVIAAF IC ト Z 社 答			有	no dryout	1.35	#1 Penetration Ejection!	1783	
07			よる計昇		0.05m	無	no dryout	(-	517	
08			(約 70%)			有	no dryout		2	517	
09				2800K	0.1m	無	no dryout	1.73	#1 Penetration Ejection!	1783	
10		MUWC				有	no dryout	1.66	#1 Penetration Ejection!	1783	
11		復旧			0.15m	無	no dryout	(- 2	2	1745	
12	TOUN	注水				有	no dryout	1.58	#1 Penetration Ejection!	1783	
13	IQUV				0.05m	無	no dryout	1.47	#1 Penetration Ejection!	1783	
14		110m ³ /h				有	no dryout	1.42	#1 Penetration Ejection!	1783	TVD 生時
15				2500K	0.1m	無	no drvout	s=:	-	1740	
16						有	no dryout	1.66	#1 Penetration Ejection!	1782	(CRDハワ
17					0.15m	無	no dryout			1/43	ジング破損)
18			全量落下		1	有	no dryout	1.49	#6 Penetration Ejection!	1782	
19					0.05m	無	no dryout	1.78		1751	
20				_	2 - 11 - 11 - 12 - 12 - 12 - 12 - 12 -	有	no dryout	1.63	#5 Penetration Ejection!	1783	
21				2800K	0.1m	無	no dryout	0.81	#11 Penetration Ejection!	1784	
22	ので設す	官したパ	ラメータレ	こ対する		有	no dryout	0.76	#11 Penetration Ejection!	1784	
23			ノノ・ ノイ フレーサー ア	ニージョン	0.15m	無	no dryout	0.67	#12 Penetration Ejection!	1783	
24	合々のと		へに刈しく	、アノリー		有	no dryout	0.65	#12 Penetration Ejection!	1784	

リの限界強度との比較等により IVR が達成できるか否かを評価

図 1c 評価コードによる IVR 成否の解析(③)



(a) 酸化物層



(b) 金属層

図 2a 温度コンター図及び流速ベクトル図(簡易モデル, 圧力容器溶融無し)[4-4]



角度[°] (RPV 最下端が 0°, 60°が酸化物層と金属層の境界に相当)

図 2b 熱流束分布(簡易モデル, 圧力容器溶融無し)[4-4]

添付資料 4.1.1.f-1-40



図 3a 評価コードの要素モデル^[4-1]



図 3b IVR 評価コードの伝熱および物質移行モデル[4-6]

格納容器雰囲気直接加熱発生時の格納容器への温度負荷

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の内部事象運転時レベル 1.5PRA では,格納容器雰囲気直接加熱(以下,「DCH」という。)による格納容器内の圧力上昇を原子炉格納容器のフラジリティ曲線に照らして DCH による格納容器破損頻度を評価している。このとき,格納容器への温度負荷は考慮していない。

本評価では原子炉圧力容器が高圧破損し,DCH が発生した場合について,原 子炉圧力容器の破損時の格納容器への温度負荷を確認した。

1. 評価条件

TQUX によって炉心損傷に至り、その後の減圧に失敗する事故シーケンスについて評価した。評価条件を表1に示す。

2. 評価結果

評価結果を図1及び図2に示す。

原子炉格納容器への温度に関する負荷は,原子炉格納容器の壁面温度で確認 することが適切であることから,原子炉格納容器の壁面温度を確認すると,原子 炉圧力容器高圧破損直後であっても気相部温度と比較して温度の上昇は緩やか であり,限界温度(200℃)に対して余裕があることが確認出来る。このことから, 仮に DCH によって更に急激な原子炉格納容器の温度上昇が生じても原子炉格 納容器の壁面温度が短時間で限界温度に到達することはなく,また,DCH によ って格納容器に大きな負荷が生じた場合,格納容器は先に圧力によって破損に 至るものと考えられる。

このため, DCH による格納容器破損頻度の評価においては, 原子炉圧力容器 への圧力負荷に着目して評価することで問題無いと考える。

3. その他の影響

高圧状態の原子炉圧力容器から溶融炉心が噴出された場合,高温の溶融炉心 が壁面に付着し,格納容器を加熱することで格納容器破損に至る可能性も考え られるが,溶融炉心の噴出先は格納容器下部ドライウェルであるため,原子炉格 納容器のバウンダリに接触することはなく,上部ドライウェルへの流路も連通 孔に限定されるため,上部ドライウェルの壁面に付着し,加熱によって格納容器 破損に至る可能性は小さいものと考える。

以 上

パラメータ	評価条件	備考
対象シーケンス	TQUX	炉心損傷後の減圧失敗
炉内ジルコニウム酸化割合	24%	不確かさ確率分布 (三角分布)の最尤値
RPV 破損面積	$0.3 m^2$	不確かさ確率分布 (三角分布)の最尤値
下部プレナムに落下する 溶融炉心の割合	60%	不確かさ確率分布 (三角分布)の最尤値
ドライウェルへの粒子化 デブリの移行割合	5%	不確かさ確率分布 (一様分布)の最大値

表1 DCH 評価条件



図1 ドライウェル圧力



添付資料 4.1.1.f-1 補足 1-2

炉外 FCI による格納容器破損確率評価における

ペデスタルフラジリティの設定

炉外 FCI による格納容器破損確率の評価では、格納容器下部ドライウェルへの溶融デブリの落下に伴って生じる水蒸気爆発の機械的エネルギーの分布を、 機械的エネルギーと格納容器下部ドライウェル側壁(ペデスタル)の破損確率の 関係(ペデスタルフラジリティ)に照らして炉外 FCI による格納容器の破損確率 を評価している。

このペデスタルフラジリティは以下の流れで設定している。設定の詳細を 1. 以降に示す。

- ① FCI によって生じる機械的エネルギーとペデスタルの鋼板の塑性ひずみ量の関係を、動的連続体非線形相互作用解析コード「AUTODYN-2D」を用いて評価する。
- ②

 ①で求めた関係をもとに、ペデスタルフラジリティを設定する。

1. AUTODYN-2D によるペデスタルの鋼板の塑性ひずみ量の評価

(1) 評価条件

AUTODYN-2D での解析条件を次に示す。AUTODYN-2D では、格納容器下 部ドライウェルの液相部での水蒸気爆発による圧力波が液相部あるいは気相部 を伝播して構造物に働く荷重及び変形を評価した。

a. 解析モデル

解析モデルを図1に示す。下部ドライウェルにはリターンラインまで水位 があるもの(水深約7m)とした。

FCI による圧力源には GASBAG モデル(水プール中の点に高圧気泡を置き、この気泡の膨張によって所定の仕事をさせるモデル)を使用した。

鋼板材(SPV490)の材料物性として、SPV490の応力-ひずみ曲線を使用した。SPV490の応力-ひずみ曲線を図2に示す。

b. 解析ケース

AUTODYN-2D による解析ケースを表 1 に示す。FCI に寄与するコリウムの量は、破損口径とプール水深(約 7 m)の積とし、FCI によって発生する機械的エネルギーは FCI に寄与するコリウムの内部エネルギーとエネルギー変換効率の積とした。

破断口面積には、破損規模が小規模なケース(CRD1本程度の面積を考慮) 及び破損規模が大規模なケース(大規模クリープ破損を想定)を考慮した。

圧力源の位置は水プールの中心とし、圧力源の形状は球形とした。

- (2) 評価結果(機械的エネルギーとペデスタルの鋼板の塑性ひずみ量の関係) 表1の解析ケース毎に AUTODYN-2D を用いて評価した鋼板の塑性ひず みと、FCI によって生じる機械的エネルギーとの関係を図3に示す。今回の 解析条件の範囲では機械的エネルギーの増大に対して塑性ひずみはほぼ線 形に増加していく結果となった。
- 2. ペデスタルフラジリティの設定

ペデスタルフラジリティは、AUTODYN-2D による評価結果から得られた図 3 の機械的エネルギーとペデスタルの鋼板の塑性ひずみ量の関係を参考に、

を上限とするとして設定した。設定したペデスタルのフラジ リティ曲線を図4に示す。

の上限については、図2からSRV490の最大引張り強さ時の塑性歪 みがであることを読み取り、図3からは塑性歪みに相当する機械的エ ネルギーが 以上であること等を踏まえて設定した。

以 上

解析 ケース	破損規模	破損口 面積[m ²]	プール 水深[m]	機械的 エネルギー 変換効率[%]	機械的 エネルギー [MJ]
1	小規模 (CBD1 本程度の	0.99		2	348
2	(UND1 本住及の) 面積を考慮)	0.28		1	174
3	大規模	2.27	6.757	2	2739
4	(大規模クリープ			1	1369
5	破損を想定。)			0.5	685

表1 AUTODYN-2D による解析ケース

図1 AUTODYN-2Dによる格納容器下部ドライウェル内の動的荷重評価モデル

図2 鋼板材(SRV490)の応力-ひずみ曲線

図3 FCIによって生じる機械的エネルギーと鋼板の塑性ひずみの関係

図 4 FCI によって生じる機械的エネルギーに対するペデスタルのフラジリティ曲線

余裕時間の設定方法

格納容器イベントツリー評価において、分岐確率を設定するにあたって、余裕時間を設定する必要がある。余裕時間の設定が必要となる格納容器イベントツリーのヘディングおよび本ヘディングに示す操作の実施目的を下表に示す。

これらのヘディングの分岐確率を設定するために必要となる、運転操作の余裕時間について、実施目的を考慮して、事故進展解析結果から設定する。

ヘディング		実施目的
1	原子炉減圧	RPV 破損防止
2	損傷炉心注水	
3	下部 D/W 注水(RPV 破損口)	PCV 破損防止
4	上部 D/W スプレイ(RHR)	
5	非常用交流電源復旧(RPV 破損前)	RPV 破損防止 (1,2 のためのサポート系)
6	非常用交流電源復旧(PCV 破損前)	PCV 破損防止 (3,4 のためのサポート系)

1. 損傷炉心注水の余裕時間

損傷炉心注水の余裕時間は、RPV 内溶融物保持(IVR)を達成するために許容 される時間と定義され、具体的にはリロケーション開始からの時間によって設 定することが出来る。

ここで、表 4.1.1.f-2-1 に事故進展解析結果を示す。本表からリロケーション 開始までの時間は、炉心損傷時期が早期か後期かで大きく異なる。炉心損傷時 期の早期/後期を、PDS によって分類すると、以下のようになる。

- ・炉心損傷時期早期:長期 TB 以外
- ・炉心損傷時期後期:長期 TB

したがって、損傷炉心注水の余裕時間は、長期 TB と長期 TB 以外に区別して設定を行う。

① 長期 TB 以外の PDS に対する損傷炉心注水の余裕時間

添付資料 4.1.1.f-2-1

② 長期 TB に対する損傷炉心注水の余裕時間

2. 残留熱除去系による PCV 除熱の余裕時間

② RPV 破損あり(IVR 失敗時)
残留熱除去系による PCV 除熱の余裕時間を整理した結果を表 4.1.1.f-2-5 に 示す。

3. 交流電源復旧の余裕時間

交流電源復旧の目的は、交流電源喪失時における、損傷炉心注水および PCV 除熱であるため、交流電源復旧は、1.および 2.で設定した余裕時間以内に完了す る必要がある。

したがって、1.および2.の余裕時間設定の考え方を基に以下の通り設定した。 ① 損傷炉心注水のための交流電源復旧の余裕時間

② PCV 破損防止のための交流電源復旧の余裕時間

PCV 破損前までの交流電源復旧の余裕時間を整理した結果を表 4.1.1.f-2-6 に示す。

PDS	炉心溶融	RPV 下部プレナム リロケーション	RPV 破損	PCV 破損
TQUV (TBP)				
TQUX (TBU, TBD)	-			
TQUX (RPV 破損なし)	-			
LOCA	-			
長期 TB	-			

表 4.1.1.f-2-1 代表炉心損傷シーケンスの事故進展解析結果

RPV 下部プレナムリロケーションとは、RPV 下部プレナムへのデブリの移行時間を表す。

表 4.1.1.f-2-2 代替注水系相当の流量で注水した場合の注水の遅れ時間と IVR 達成の関係

表 4.1.1.f-2-3 損傷炉心注水の余裕時間

表 4.1.1.f-2-5 残留熱除去系による PCV 除熱の余裕時間

表 4.1.1.f-2-6 交流電源復旧の余裕時間

格納容器隔離の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応

【分岐確率の根拠】

KK6/7 号機の内部事象運転時レベル 1.5PRA では、炉心損傷の時点で原子炉 格納容器(PCV)の隔離に失敗している場合を考慮しており、これを「PCV 隔離」 のヘディング(分岐確率 5.0×10⁻³)として設定している。

この分岐確率は、PCV 隔離システムの信頼性について評価している NUREG/ CR-4220^[1]をもとに設定している。NUREG/CR-4220 では、米国の LER (Licensee Event Report)(1965 年~1984 年分)を分析し、PCV からの大規模漏 洩が生じた事象 4 件を抽出、これを評価時点での運転炉年(740 炉年)で割ること により、PCV 隔離失敗の発生頻度(5.0×10⁻³/炉年)を算出している。更に、PCV 隔離失敗の継続時間の情報が無いことから、工学的判断として PCV の隔離機能 が確認される間隔を1年とし、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「PCV 隔離」の失敗確率としている。

本評価においても、PCVの隔離機能は少なくとも1年に1回程度は確認されるもの(1サイクルに1回程度)と考え、上記の発生頻度に1年を掛けることにより、「PCV隔離」の失敗確率としている。

なお、NUREG/CR-4220 では、潜在的な漏洩が発生する経路として、ベント 弁等の大型弁の故障や PCV 壁に穴が空く事象等の直接的な破損を考えている。

【JNES による検討事例】

PCVの隔離失敗については、独立行政法人 原子力安全基盤機構(JNES)による評価結果^[2]が報告されている。国内 BWR-5MARK II 型格納容器プラントを対象に、フォールトツリー(FT)を用いて PCV 隔離の失敗確率を評価しており、 PCV 隔離の失敗確率は平均値で 8.3×10⁻⁴(EF = 2.4)と示されている。

PCV の貫通部を抽出した上で、貫通部の弁の構成等を考慮し、リークのパタ ーンを FT でモデル化している。また、FT の基事象には国内機器故障率データ を使用している。

【分岐確率の設定について】

NUREG/CR-4220 では米国の運転実績から、JNES による評価では、FT による分析から PCV 隔離失敗の頻度又は確率が評価されている。用いているデータ及び評価方法は異なるものの、いずれも 1.0×10⁻³前後の値である。

本評価において、ヘディング「PCV 隔離」は他のヘディングとの従属関係を 持たない独立のヘディングであることから、プラント損傷(炉心損傷)状態の発生 頻度とヘディング「PCV 隔離」の確率の積がそのまま PCV 破損モード「PCV 隔離失敗」による PCV 破損頻度となる。また、PCV の隔離に成功している確率

添付資料 4.1.1.f-3-1

はほぼ1であることから、ヘディング「PCV隔離」以降のイベントツリーの分析結果(CFF)には殆ど影響しない。これらのことから、参照可能と考える評価結果のうち、大きめの値を示している NUREG/CR-4220の評価結果をもとに、工学的判断によって分岐確率5.0×10⁻³を採用した。

なお、現状の運転管理として PCV 内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取している。仮に今回想定した様な大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。

【格納容器隔離失敗事象への対応】

格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で PCV の隔離に失敗している場合と、原子炉冷却材浄化系配管等の原子炉圧力容器(RPV)に繋がる高圧配管が格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合が含まれている。

PRA では、炉心損傷の時点で PCV の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA 上、具体的な隔離失敗(漏えい)箇所を設定しているものでは無いが、万一、炉心損傷の時点で PCV の隔離に失敗していた場合には、中央制御室からの隔離失敗(漏えい)箇所の隔離を試みることとなる。

このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時に PCV の隔離に失敗していることの無いよう、PCV の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備や日常の PCV の圧力監視等で対応している。

原子炉冷却材浄化系配管等、RPV に繋がる配管が格納容器外で破断した後に 炉心損傷に至る場合については、配管破断の発生頻度が十分に低いため、 ISLOCA を除いて PRA 上はモデル化していない。仮に配管破断が生じた場合に は、破断箇所の隔離、RPV の急速減圧、炉水位をバイパス破断が生じた配管の RPV 接続位置の高さ以下に保つ等、ISLOCA の場合と同様の対応をとることと なる。

また、サプレッションプールからの吸込配管等、直接炉心損傷につながるものでは無いが、PCVから外部に敷設されている配管が破断した場合についても、 破断箇所を隔離することで対応する。

以上

参考文献

- NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems., U.S. Nuclear Regulatory Commission (1985)
- [2]「JNES/SAE06-031,06 解部報-0031 格納容器健全性に関する機器の重要度評価(BWR)」 独立行政法人 原子力安全基盤機構 (2006)