

添付資料-4 設計の経年化ガイドラインに基づく評価

目 次

1. 設計の経年化ガイドラインに基づく評価（地震事象）	
1.1 はじめに	添 4-1
1.2 評価方法	添 4-2
1.3 評価結果	添 4-5
1.4 まとめ	添 4-9
2. 設計の経年化ガイドラインに基づく評価（津波事象）	
2.1 はじめに	添 4-10
2.2 評価の進め方	添 4-11
2.3 評価	添 4-11
2.4 まとめ	添 4-24

1. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価（地震事象）

1.1 はじめに

時間の経過に従って原子力発電所（以下「プラント」という。）の設計に関する知見が蓄積されることにより、プラント設計そのものが変遷し、新旧プラントの差異（設計経年化）が生じる。このため、新旧プラント設計の違いに着目して安全性を評価する仕組みを事業者自主の仕組みとして導入することとし、その具体的取組み方法について標準化・明確化するため、原子力エネルギー協議会が2020年9月25日にガイド文書「ATENA 20-ME03 設計の経年化評価ガイドライン」（以下「ガイドライン」という。）を発行した。

本評価では、ガイドライン（2023年6月6日改訂 ATENA 20-ME03（Rev.1））及びATENA実施計画に基づき、外的事象のうち、地震に係る評価を実施し、プラントの設計の差異に関して安全上の得失がどのようにあるかを原子炉リスクの観点から分析して、自プラントの安全性の特徴を理解するとともに、必要に応じてハード対策及びソフト対策を検討する。

なお、外的事象については、共通的に外力が働く事象であるため、個別の設備等の比較結果で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。そこで、プラントの地震ハザードに対する脆弱性を評価する地震PRAを活用することが効果的と考えられる。

したがって、地震PRA評価結果のプラント間比較を行い、他プラントとの設計の差異から生ずる脆弱性に着目し、地震に対する対策案を検討する。加えて、地震PRAの結果を精査することで、川内1号機個別の地震に対する脆弱性を把握し、対策案を検討する。

1.2 評価方法

設計基準超の領域も対象として評価する地震PRAの評価結果を用いて、他プラントとの比較を行い、特定のプラントで設計差異に起因する特徴がないか確認する。また、個別プラントの脆弱性の把握のため、川内1号機の地震PRAの評価結果への影響が有意となる設備損傷に係る基事象を抽出し、当該基事象による影響が大きくなった要因を分析する。加えて、カットセットの分析を行い、炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）及び格納容器機能喪失頻度（以下「CFF」という。）に対する主要なシナリオの要因を分析する。これらを踏まえて、地震時のリスク低減を目的とした安全性向上に資する対策案を検討する。

(1) 他プラントとの設計差異からの改善点の把握

a. FV重要度のプラント間比較による抽出・分析

安全性向上評価実施済のプラントについて、地震PRAの評価結果を用いて、CDF及びCFFへの影響が有意であるFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を抽出する。なお、地震PRAにおけるCFFの算出は、炉心損傷が発生した前提で行うものであることから、設計の経年化が地震によるリスクに与える影響があるとすれば炉心損傷を対象とするCDF算出の範囲が主となると考えられるため、本検討ではCDF算出にあたってのFV重要度をプラント間比較の対象とした。

プラント間比較の前提条件を揃える観点から、特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）設置前の状態について、地震PRAを実施したプラントを対象とし、特重施設設置前の状態について、地震PRAを実施した第1回安全性向上評価での地震PRAの評価結果を活用することとした。

【対象プラント】

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

次に、プラントとFV重要度0.01以上の基事象の星取表を整理する。そして、共通するプラント数が全体の3割程度以上の基事象は、各プラントのCDF及びCFFへの影響が大きい傾向であると考えられることから、重点的にプラント間比較を行う。比較の結果、特定のプラントでFV重要度が高くなっている場合、その理由が設備の差異や運用の差異に起因しないか、基事象の設定条件等に立ち返り分析する。

(2) 個別プラントの評価結果からの改善点の把握

1.2(1)では他プラントと共通してFV重要度が高い基事象に着目したが、個別プラントでFV重要度が高い基事象に対して分析を行なうため、川内1号機のFV重要度0.01以上となる基事象について着目するとともに、カットセットを分析することで、地震に対して脆弱性を大きく支配する設計上の特性を抽出し、その要因を分析する。個別プラントの評価では、特重施設を反映した川内1号機第6回安全性向上評価における地震PRAの評価結果を用いる。

a. FV重要度に着目した抽出・分析

川内1号機第6回安全性向上評価で実施した地震PRA評価結果を用いて、全CDF及び全CFFへの影響が有意であるFV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を抽出する。当該の基事象については建屋応答等のサイト影響や設計差異の影響が考えられるため、FV重要度が高い理由を

確認する。確認の結果、設計差異による機器の耐震性への影響が考えられる場合、その影響について基事象の設定条件等に立ち返り分析する。なお、基事象の抽出にあたっては、設計の経年化を評価する観点から、設備損傷以外の基事象（人的過誤に関連する基事象など）は除外する。耐震性への影響については、地震PRAにおいて、各機器等の損傷確率を求めるうえで作成したフラジリティ曲線を基に、95 % 信頼度における5 % 損傷確率（HCLPF: High Confidence of Low Probability of Failure（高信頼度低損傷確率の略称））を参照するものとする。

b. カットセットに着目した抽出・分析

炉心損傷や格納容器破損に至るシナリオを把握するため、川内1号機第6回安全性向上評価で実施した地震PRAの評価結果を用いて、カットセットの分析を行う。

まず、CDF及びCFFへの寄与割合が目安として0.5%以上となるカットセットを対象とする（同種のカットセットを合算するとCDF及びCFFへの寄与割合が1%以上となり影響が有意となる可能性があるため）。これらのカットセットのうち、同一の基事象が複数回登場するものを、重要な基事象として抽出する。なお、CFFにおいては炉心損傷の要因となる基事象は抽出の対象外とし、格納容器機能喪失の要因となる基事象のみを抽出の対象とした。

次に、重要な基事象が含まれるカットセットについて、基事象の組み合わせであるカットセットからのみでは、どのような想定で炉心損傷や格納容器破損に至るかが読み取り難いため、基事象と機能喪失の関連性を、プラントの系統構成等を踏まえ、基事象の設定条件に立ち返り分析する。

1.3 評価結果

(1) 他プラントとの設計差異からの改善点の把握

a. FV重要度のプラント間比較による抽出・分析

1.2(1)に示す安全性向上評価実施済のプラントを対象として、地震PRAの評価結果を分析し、各プラントでFV重要度の高い設備を抽出し整理した。抽出された機器のうち、3プラント以上に共通する機器について、プラント間での比較のため機器ごとに整理し、プラント間の相違が設計の経年化によるものかどうか、設計の経年化による場合はその要因について、検討を行った。FV重要度上位の機器を整理した結果及び抽出された各機器について、機器の応答、機器の耐力及び建屋応答の各観点からHCLPFが小さめとなっている要因を参考資料8に示す。

検討にあたっては、抽出された各機器に対して、FV重要度上位となった、すなわちHCLPFが小さめの値となった理由として考えられるものを、フラジリティ評価において考慮される機器の応答、機器の耐力及び建屋応答の観点から、それぞれ以下のとおり抽出した。

- ・ 機器の応答：

HCLPFが小さくなる要因として、機器の応答加速度や発生応力が大きいことを抽出した。ここで、応答加速度については、設置ELが高い、固有値が柔(30Hzより小)などの場合に大きくなるためそのような事項を要因とした。

- ・ 機器の耐力：

評価対象部位の材質の強度や機能限界加速度が十分に大きくない場合にHCLPFが小さくなるため、これらの事項を要因とした。

- ・ 建屋応答：

建屋応答については、建屋応答係数の大小が直接HCLPFの大小に関与するため、評価対象機器に使用される建屋応答係数を同プラントの他の建屋と比べたときの大小を要因とした。

他プラントとの設計差異から、メタルクラッドスイッチギアについては保護リレーに機械式リレーが存在することにより、保護リレーがデジタル化されているものに比べて耐力が低めになっているものがあり、これは設計の経年化による影響と判断した。

また、特定プラントのみでFV重要度上位（FV重要度0.01以上）として抽出された機器については、当該プラントにおいてはFV重要度として突出したものが少ないためFV重要度が低いものが多数現れる等の相対的な状況から他プラントでは登場しない機器がFV重要度上位にあがってきたものであり、いずれもHCLPFが極端に小さいものではないことも併せて考えると、設計経年が耐震性に影響したことが原因ではないと判断した。

以上のことから、メタルクラッドスイッチギアについて保護リレーに機械式リレーを採用しているプラントについては、保護リレーを機械式からデジタル式に変更する対策案を抽出した。

(2) 個別プラントの評価結果からの改善点の把握

a. FV重要度に着目した抽出・分析

川内1号機第6回安全性向上評価で実施した地震PRAでのCDF及びCFF算出において、FV重要度0.01以上となる設備損傷に関連する基事象を抽出した。抽出にあたっては、設備の設計経年の影響検討という観点から、人的過誤やランダム故障といった、地震損傷以外の基事象については除外した。

また、建屋や代表評価を行っているもの（弁・ケーブルトレイ・配管）についても同じく除外した。CDF及びCFF算出に係る設備の抽出結果を参考資料8に示す。検討にあたっては、1.3(1)aと同じく機器の応答、機器の耐力及び建屋応答の各観点からHCLPFが小さくなっている要因を抽出した。

設計経年による影響検討の結果、抽出された機器については、内部コンクリート又はディーゼル建屋に設置されている機器は建屋応答係数が他の建屋より小さいことから、HCLPFが小さくなることがFV重要度0.01以上となった主な要因と考えられる。また、その他の機器については、機器の固有周期や設置位置の応答の大きさの影響がFV重要度0.01以上となった主な要因と考えられる。

以上のことから、HCLPFが小さくなる主要因が応答の大きさによる影響であるため、機器自体の設計の経年化による影響はないことを確認した。

b. カットセットに着目した抽出・分析

川内1号機第6回安全性向上評価で実施した地震PRAでのCDF及びCFF算出におけるカットセットのうち、寄与割合が0.5%以上となるカットセットを対象とし、複数回登場する基事象を重要な基事象として抽出した。抽出した重要な基事象について、機能喪失との関連性（事故シナリオ）をプラントの系統構成等を踏まえて分析を行った。CDF及びCFF算出におけるカットセットの抽出・分析結果を参考資料8に示す。なお、CFFについては、カットセットに含まれる基事象が、炉心損傷の要因となる基事象又は複数回登場しない基事象であったことから重要な基事象が抽出されなかった。

抽出・分析の結果、地震による主蒸気管室建屋の損傷により、主蒸気隔離に失敗することで2次系除熱機能が喪失するとともに、制御棒駆動装置冷却ユニット等の損傷により原子炉補機冷却機能の全喪失が重畳し、フィード

アンドブリードに失敗することで炉心損傷に至るシナリオや、制御棒駆動装置冷却ユニット等の損傷により原子炉補機冷却機能が全喪失し、さらに2次系強制冷却操作後の蓄圧タンク出口弁閉止操作に失敗することにより炉心損傷に至るシナリオが結果に寄与しており、原子炉補機冷却機能の全喪失に係る基事象が複数回登場している。

そのため、地震時における原子炉補機冷却水系からの漏えいを早期発見し、漏えい箇所を隔離するための原子炉補機冷却水系の監視強化が重要であることが分かった。

以上のことから、漏えいの早期発見による原子炉補機冷却水系の隔離による漏えい防止を目的とした、原子炉補機冷却水系の監視強化を手順書へ反映させるとともに、反映内容を含めた教育・訓練を対策案として抽出した。

1.4 まとめ

今回、他プラントとの設計差異からの改善点の把握から、メタルクラッドスイッチギアについて保護リレーに機械式リレーを採用しているプラントについては、保護リレーを機械式からデジタル式に変更する対策案が抽出された。なお、川内1号機において、メタルクラッドスイッチギアは既にデジタル式を採用しており、対策は不要である。

加えて、個別プラントの評価結果からの改善点の把握より、FV重要度0.01以上となる基事象のHCLPFが小さくなる要因について、機器設置位置の応答の大きさが影響しており、機器自体の設計の経年化による影響はないことを確認した。また、カットセットに着目した抽出・分析の結果、地震時における原子炉補機冷却水系からの漏えいを早期発見し、漏えい箇所を隔離するための原子炉補機冷却水系の監視強化が重要であることが分かった。これを踏まえて、漏えいの早期発見による原子炉補機冷却水系の隔離による漏えい防止を目的とした、原子炉補機冷却水系の監視強化を手順書へ反映させるとともに、反映内容を含めた教育・訓練が対策案として抽出された。なお、本対策は、安全性向上評価届出における追加措置として抽出しており、既に取り組んでいる。

2. 設計の経年化評価ガイドラインに基づく評価（津波事象）

2.1 はじめに

原子力エネルギー協会が 2020 年 9 月 25 日に発行したガイド文書「ATENA 20-ME03 設計の経年化ガイドライン」（以下「ガイドライン」という。）は、時間の経過に従って原子力発電所（以下「プラント」という。）の設計に関する知見が蓄積されることによりプラント設計が変遷すること（設計経年化）によって生じる、新旧プラント設計の違いに着目して安全性を評価する仕組みを、事業者自主の仕組みとして導入することとし、その具体的取組み方法について共通的なガイドラインとして標準化・明確化されたものである。

本届出書では、ガイドライン（2023 年 6 月 6 日改訂 ATENA 20-ME03（Rev.1））及び ATENA 実施計画に基づき、外的事象のうち、津波に係る評価を実施し、プラントの安全性の特徴を理解するとともに、必要に応じてハード対策及びソフト対策を検討する。

なお、津波評価については、敷地及び建屋内が大規模に浸水することを想定するため、共通的に影響が生じることから、個々の設備等の比較結果で設計経年化の着眼点を抽出することは困難である。そこで、津波による敷地内浸水時における設計経年化の着眼点を抽出するため、敷地内及び建屋内の浸水状況をストレステスト的に評価する。

評価にあたっては、川内原子力発電所 1 号機第 6 回安全性向上評価における「3.1.4 安全裕度評価」に示す、津波に対する評価結果を活用する。

2.2 評価の進め方

評価の進め方については、川内 2 号第 7 回安全性向上評価届出書 添付資料 設計の経年化ガイドラインに基づく評価における「2.2 評価の進め方」と同様とする。なお、川内原子力発電所 1 号機第 6 回安全性向上評価における「3.1.4 安全裕度評価」に示す評価結果を踏まえた評価を実施する。これを踏まえ、評価用津波高さは、川内 1 号機第 6 回安全性向上評価にて特定したクリフエッジ津波高さである EL.15m とする。

2.3 評価

(1) 出力運転時炉心損傷防止対策

a. 評価方法

(a) 起回事象の設定

本評価における起回事象は、川内 1 号機第 6 回安全性向上評価 3.1.4(2)a.(a)津波出力運転時炉心損傷防止対策時の、津波高さ区分 2 (EL.13.3m～EL.15m 未満) に対する起回事象を選定する。

その理由として、評価用津波高さ EL.15m に到達し、津波が開口部から建屋内に侵入した際に、津波高さ区分 2 の起回事象に対する収束シナリオに必要な機器が水没し、起回事象が収束不可能となる階層を特定するためである。

(b) 起回事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

(a)項にてした起回事象発生時において、川内 1 号機第 6 回安全性向上評価における 3.1.4(2)a.(a)津波出力運転時炉心損傷防止対策時にて特定した、炉心損傷を防止するために必要な影響緩和機能及び一連の操作(収束シナリオ)を特定する。

(c) 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

(b)項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその階層区分を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る階層区分は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に係る各々の階層区分のうち、低い方となる。

階層区分は、川内原子力発電所 1 号機 プラント配置図(参考資料参照)をもとに、建屋の階層毎の設置高さを 7 つの階層区分に分類した。なお、建屋へ津波が侵入する高さまで津波が到達することが前提条件であることを踏まえ、屋外に配置している設備、機器のうち、評価用津波高さより低いものは津波到達時点で機能喪失しているため、第 1 階層に区分している。設定した建屋の設置高さ毎の階層区分を第 4-1 表に示す。また、区分ごとの建屋配置の概略図を第 4-1 図に示す。

(d) 各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分の特定

(c)項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分を特定し、全ての収束シナリオにおいて炉心損傷に至ると評価される階層区分を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の階層区分のうち、最も低いものとなる。

b. 評価結果

(a) 起因事象の設定

本評価の起因事象については、川内 1 号機第 6 回安全性向上評

価 3.1.4(2)a.(a)津波出力運転時炉心損傷防止対策時の、津波高さ区分 2(EL.13.3m～EL.15m 未満)に対する起因事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」を選定した。選定した起因事象の概要を第 4-2 表に示す。

(b) 起因事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 4-2 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源(SA 又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継

続的な 2 次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ②

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保する。津波により収束シナリオ①で期待していた代替交流電源（SA 又は特重）からの給電に失敗した場合においては、中容量発電機車によって交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ③

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動の失敗、及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水にも失敗した場合において、まず、代替交流電源（特重）により交流電源を復旧させる。その後、特重施設による代替炉心注入及び窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁の開放を手動操作により行い、特重施設（貯水槽）を水源としたほう酸水を炉心へ注水し、1 次系の冷却を行う。また、充てん／高圧注入ポンプの自己冷却ラインの確立後、充てん／高圧注入ポ

ンプ（自己冷却）の起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1 次系の冷却を継続する。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、特重施設による代替格納容器スプレイを行う。可搬型ディーゼルポンプの準備の完了後、可搬型ディーゼルポンプによる復水タンクを水源とした純水、長期的には海水を蒸気発生器へ給水する。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。また、加圧器逃がし弁を閉止、充てん／高圧注入ポンプによる燃料取替用水タンクのほう酸水の炉心注入を停止することにより、炉心の冷却手段を 1 次系から 2 次系へと切り替える。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗し、RCP シール LOCA が発生した状態において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2 次系による冷却が行われる。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源（SA 又は特重）による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。さらに燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により1次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却機能回復

後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行う。この状態で海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

(c) 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

(b)項にて選定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、各々の機能喪失を引き起こす設備等とその階層区分の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る階層区分を参考資料のとおり特定した。

(d) 各収束シナリオの機能喪失に係る津波高さ及び階層区分の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～④の機能喪失に係る階層区分について、参考資料のとおり特定した。

・ 収束シナリオ①、②： 第 4 階層

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が必要となるが、第 4 階層に津波が流入する際、同階層に設置されているタービン動補助給水ポンプが機能喪失することから、収束シナリオ①、②のその後の操作を継続できず、収束シナリオ③へ移行する。

・ 収束シナリオ③：第 1 階層

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動の失敗、第 4 階層に津波が到達し、タービン動補助給水ポンプによ

る蒸気発生器への給水にも失敗した場合においては、代替交流電源（特重）により交流電源は復旧するものの、特重施設による代替炉心注入に必要な電動弁が第 3 階層にあることから、既に機能喪失しており炉心損傷に至る。なお、収束シナリオ③の成立に必要な充てん／高圧注入ポンプの系統構成に必要な機器が第 1 階層に設置されていることから、収束シナリオ③の機能喪失に至る階層は第 1 階層となる。

- ・ 収束シナリオ④：第 1 階層

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗し、RCP シール LOCA が発生した状態において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が必要となるが、第 4 階層に津波が流入する際、同階層に設置されているタービン動補助給水ポンプが機能喪失することから、炉心損傷に至る。なお、収束シナリオ④の成立に必要な余熱除去ポンプが第 1 階層に設置されていることから、収束シナリオ④の機能喪失に至る階層は第 1 階層となる。

従って、全ての収束シナリオにおいて炉心損傷に至ると評価される階層区分は第 4 階層となり、階層区分の特定において、炉心損傷に至ると評価される階層区分は第 4 階層と特定した。炉心損傷に至ると評価される階層区分の特定において、各影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等の機器リストを参考資料に示す。

(2) 格納容器機能喪失防止対策

a. 評価方法

(a) 起因事象の設定

本評価における起因事象は、川内 1 号機第 6 回安全性向上評価 3.1.4(2)b.格納容器機能喪失防止対策の、津波高さ区分 2(EL.13.3m～EL.15m 未満)に対する起因事象を選定する。

その理由として、(a)項にて設定する評価用津波高さに到達し、津波が開口部から建屋内に侵入した際に、津波高さ区分 2 の起因事象に対する収束シナリオに必要な機器が徐々に水没し、起因事象に伴う格納容器機能喪失に至るまでの事象が収束不可能となるまでの評価を行うためである。

(b) 起因事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

(a)項にて選定した起因事象発生時において、川内 1 号機第 6 回安全性向上評価における 3.1.4(2)b.格納容器機能喪失防止対策にて特定した、格納容器機能喪失を防止するために必要な影響緩和機能及び一連の操作(収束シナリオ)を特定する。

(c) 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

(b)項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその階層区分を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る階層区分は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に係る各々の階層区分のうち、低い方となる。なお、階層区分の分類については、2.3(1)a.(c)項同様とする。

(d) 各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分の特定

(c)項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の結果から、

各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分を特定し、全ての収束シナリオにおいて格納容器機能喪失に至ると評価される階層区分を特定する。

具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る階層区分は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の階層区分のうち、最も低いものとなる。

b. 評価結果

(a) 起回事象の設定

本評価の起回事象については、川内 1 号機第 6 回安全性向上評価 3.1.4(2)b. 格納容器機能喪失防止対策の、津波高さ区分 2 (EL.13.3m～EL.15m 未満) に対する起回事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」を選定した。選定した起回事象の概要を第 4-2 表に示す。

(b) 起回事象に対する影響緩和機能及び収束シナリオの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 4-3 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ（格納容器健全（フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合は「放射性物質管理放出」と記載））とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ（格納容器機能喪失）とした。

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③、④、⑤、⑥、⑦及び⑧の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①

炉心損傷発生の後、代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ②

炉心損傷発生の後、代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するが、成功パス①で期待していた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合、代替交流電源（特重）を起動し、特重施設へ給電すると共に、フィルタベン

トにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ③

炉心損傷発生の後、代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。成功パス①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源（特重）を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ④

炉心損傷発生の後、代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。成功パス①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源（特重）を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うが、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。

これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ⑤～⑧

炉心損傷発生の後、成功パス①～④で期待していた代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備への給電に失敗した場合、中容量発電機車から給電し、収束シナリオ①～④における「格納容器隔離」以降の各影響緩和措置を実施することで、格納容器機能喪失を防止する。

(c) 各影響緩和機能の喪失に係る階層区分の特定

(b)項にて選定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、各々の機能喪失を引き起こす設備等とその階層区分の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る階層区分を参考資料のとおり特定した。

(d) 各収束シナリオの機能喪失に係る津波高さ及び階層区分の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～⑧の機能喪失に係る階層区分について、参考資料のとおり特定した。

・収束シナリオ①～④・・・第3階層

第4階層に津波が到達することによる炉心損傷発生の後、代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備への給電には成功するものの、第4階層に津波が到達した時点で格納容器隔離弁が機能喪失し、格納容器隔離に失敗することで、格納容器が機能喪失する。

なお、収束シナリオ①、②においては第3階層に設置されている常設電動注入ポンプの起動に失敗することから第3階層に津波が到達した

時点でシナリオを満足することができない。

また、常設電動注入ポンプの起動に失敗することで収束シナリオ③、④へ進むが、第 3 階層に津波が到達した時点で特重施設による代替格納容器スプレイの系統構成に失敗し、シナリオを満足することができない。

このことから、収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に至る階層は第 3 階層となる。

・収束シナリオ⑤～⑧・・・第 3 階層

第 4 階層に津波が到達することによる炉心損傷発生の後、成功パス①～④で期待していた代替交流電源（SA 又は特重）から既設設備への給電に失敗した場合、中容量発電機車からの給電は成功するものの、収束シナリオ①～④と同じく「格納容器隔離」に失敗すること、及び第 3 階層に設置されている常設電動注入ポンプの起動に失敗することから、収束シナリオ⑤～⑧においてもシナリオを満足できない。

従って、第 4 階層にて炉心損傷発生に至った場合、格納容器機能喪失を防ぐ手段がなく、同時に格納容器機能喪失に至る。

すなわち、全ての収束シナリオにおいて格納容器機能喪失に至ると評価される階層区分は第 3 階層となる。しかしながら、炉心損傷に至らない場合には格納容器機能は喪失しないことから、上記の機能喪失に係る階層区分を上回り炉心損傷の機能喪失に係る階層区分を格納容器機能喪失に至る階層区分と特定した。階層区分の特定において、各影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等の機器リストを参考資料に示す。

(3) 炉心損傷に至る階層（第 4 階層）における設備・機器の配置場所による
最弱箇所の特 定

a. 出力時炉心損傷時における収束シナリオ①、②及び④について

(1) b.(d) の結果から、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」時における収束シナリオ①、②及び④において、第 4 階層到達時に「補助給水による蒸気発生器への給水」が失敗することで炉心損傷に至る。

このうち、収束失敗の要因となる第 4 階層に位置する設備・機器の配置場所をもとに、最弱箇所を特定した。

なお、本考察は建屋内機器の配置情報を含むため、参考資料にて記載する。

b. 出力時炉心損傷時における収束シナリオ③について

(1) b.(d) の結果から、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」時における収束シナリオ③に移行した場合、代替交流電源からの給電は成功するものの、以降の操作については、設備・機器の没水により対応ができず、炉心損傷する。

このうち、設備・機器の配置場所をもとに収束失敗の要因を整理した。
本考察は建屋内機器の配置情報を含むため、参考資料にて記載する。

2.4 まとめ

今回は、「ATENA 20-ME03 設計の経年化評価ガイドライン（2023 年 6 月 6 日 改訂 ATENA 20-ME03(Rev.1)）に基づき、外的事象のうち、津波に係る評価を実施した。

本評価は EL.15m を超える津波の発生頻度が 9.6×10^{-11} /年と非常に低い確率の事象に対する評価である。しかし、低頻度高影響事象において、

発生した場合の挙動や脆弱性を把握しておくことは、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上に繋がる。

従って、本評価により抽出された追加措置及び期待される効果について以下に示す。

(a) 設計経年化(津波)評価結果の教育

以下の観点について教育を実施することで、重大事故等発生時の事故収束対応のレジリエンス向上に期待できる。

- ・設計基準を大きく超える津波が起こり、建屋内に流入した際に予想されるプラント挙動の把握(建屋内に津波が侵入し、最下層から順に水没した場合の最弱箇所含む)

今後、他プラントの評価結果(階層毎に一律に浸水し機能喪失)と比較し、自プラントとの設計差異が抽出された際には別途対策の実施も含め検討する。

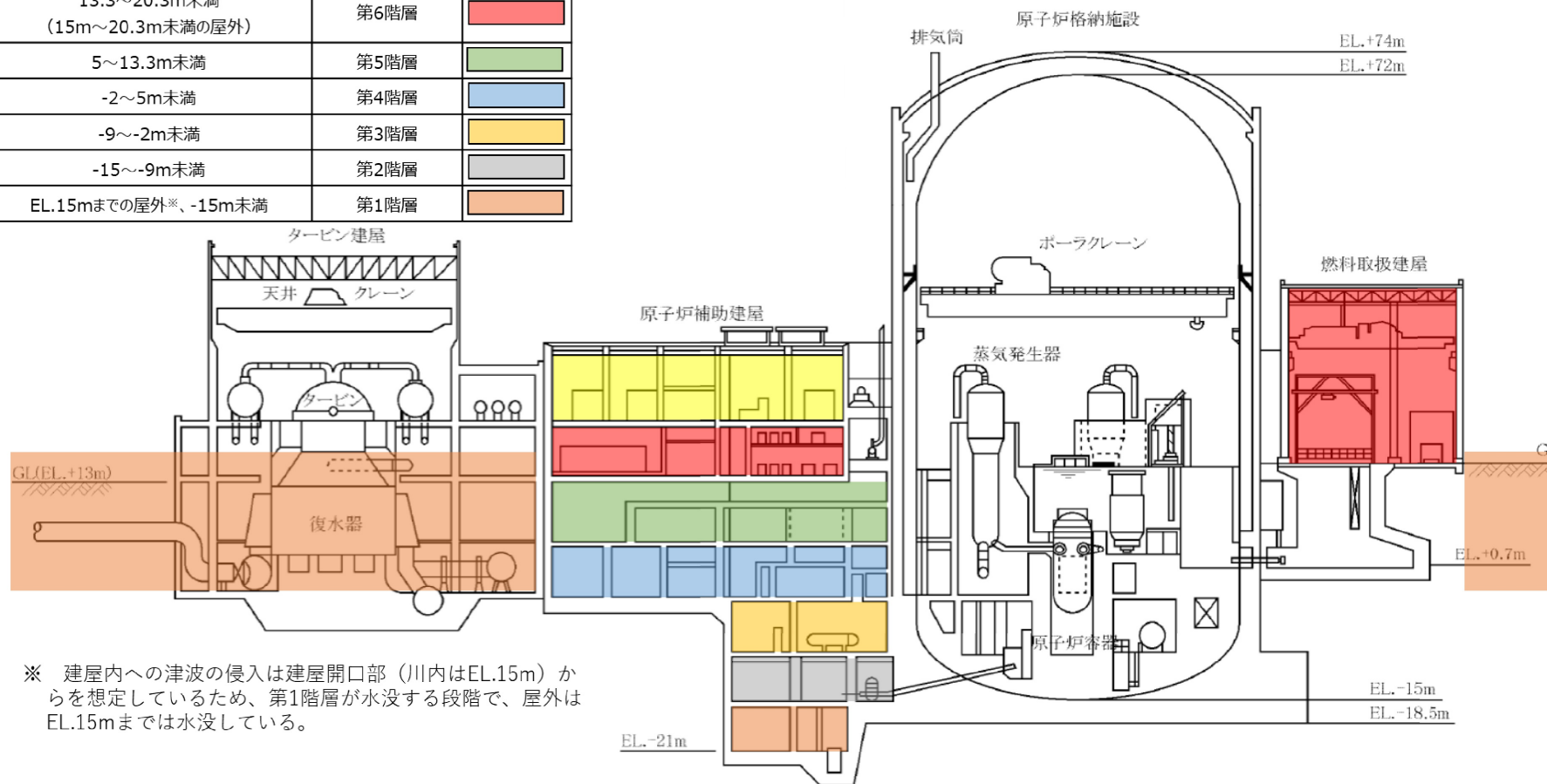
第 2-1 表 建屋の設置高さごとの階層区分

建屋の設置高さ	階層区分
EL.20.3m 以上 (EL.20.3m 以上の屋外設備、機器)	第 7 階層
EL.13.3～EL.20.3m 未満 (EL.15m～EL.20.3m 未満の屋外設備、機器)	第 6 階層
EL.5～EL.13.3m 未満	第 5 階層
EL.-2～EL.5m 未満	第 4 階層
EL.-9～EL.-2m 未満	第 3 階層
EL.-15m～EL.-9m 未満	第 2 階層
EL.-15m 未満 (EL.15m までの屋外設備、機器)	第 1 階層

第 2-2 表 選定した起因事象の概要

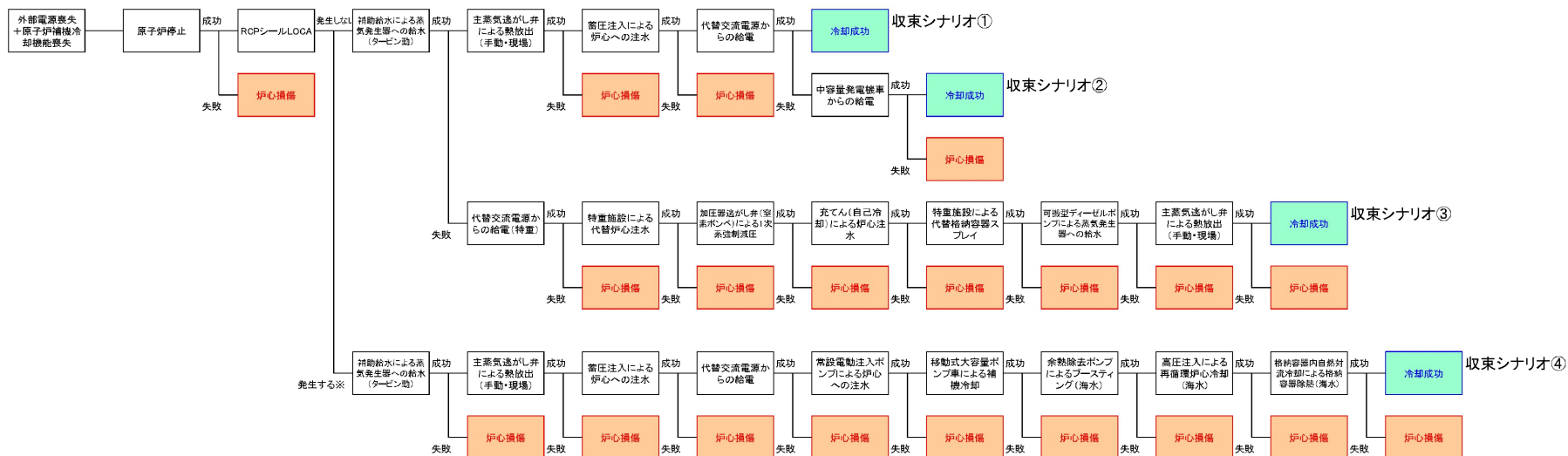
起因事象	事象概要
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象

EL.	階層	該当階層
20.3m以上（20.3m以上の屋外）	第7階層	
13.3～20.3m未満 （15m～20.3m未満の屋外）	第6階層	
5～13.3m未満	第5階層	
-2～5m未満	第4階層	
-9～-2m未満	第3階層	
-15～-9m未満	第2階層	
EL.15mまでの屋外※、-15m未満	第1階層	



第 2-1 図 区分ごとの建屋配置の概略図

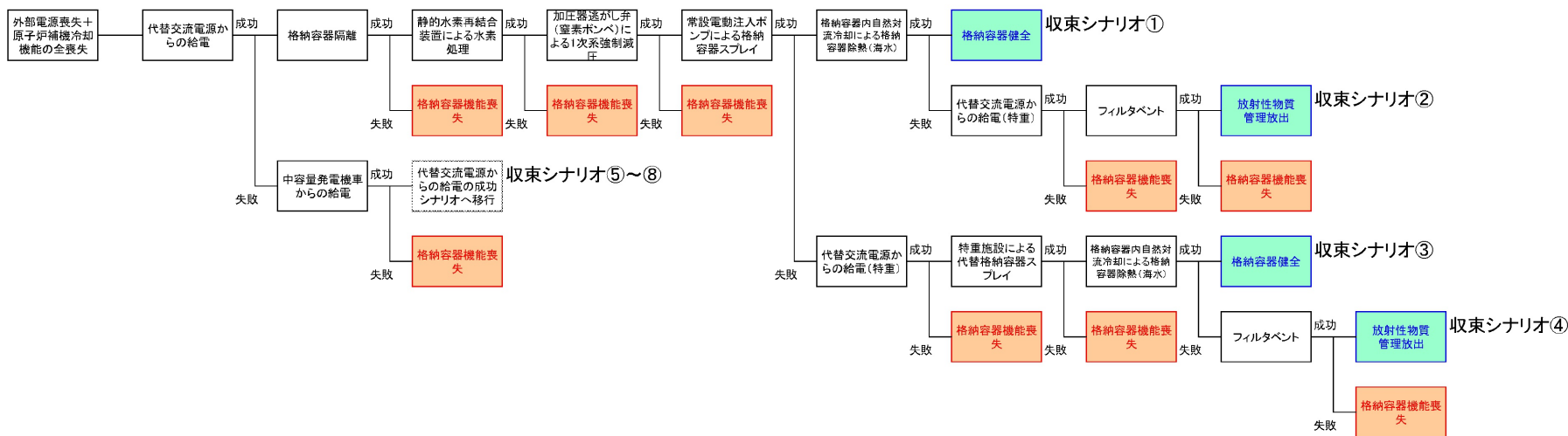
起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



※津波を起因とした機器損傷によるROPシールドLOCAの発生を想定しないが、保守的に発生した場合の事故収束シナリオの耐力を記載する。

第 2-2 図 起因事象における収束シナリオ（津波：出力運転時炉心損傷）

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



第2-3図 各起因事象における収束シナリオ（津波：格納容器機能喪失防止）