

3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（P R A）

当社は従来から定期安全レビューにおいて、内部事象を対象とした出力運転時レベル1 P R A，出力運転時レベル1.5 P R A及び停止時レベル1 P R Aを実施している。また，重大事故等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おいて，定期安全レビューで実施したP R Aに加えて，外部事象として地震及び津波を対象とした出力運転時レベル1 P R Aを実施している。第1回安全性向上評価届出において，内部事象を対象としたレベル1 P R A（出力運転時，停止時）及びレベル2 P R A（出力運転時）並びに外部事象として地震及び津波を対象としたレベル1 P R A及びレベル2 P R Aを実施している。

第2回安全性向上評価届出において，第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降，非常用ガスタービン発電機設置，特定重大事故等対処施設設置，蓄電池（3系統目）設置等の工事を実施し，運用を開始した。これに伴い，P R Aの結果が変わることが見込まれたため，特定重大事故等対処施設等を反映したP R Aを実施した。

また，米国における確率論的地震ハザード解析（Probabilistic Seismic Hazard Analysis）（以下「P S H A」という。）の評価の手順を定めた Senior Seismic Hazard Analysis Committee（以下「S S H A C」という。）ガイドラインのレベル3を適用するプロジェクト（以下「伊方S S H A Cプロジェクト」という）が実施され，伊方S S H A Cプロジェ

クトの成果として地震ハザード（以下「SSHACハザード」という。）が得られた。このため、第1回安全性向上評価の地震出力時PRAに対して、SSHACハザードの影響を確認する感度解析を実施した。

第2回安全性向上評価では、内部事象並びに外部事象として地震及び津波を対象とした出力運転時レベル1PRA及び出力運転時レベル2PRA、内部事象を対象とした停止時レベル1PRAを実施し、以下のリスク指標を対象とした。なお、外部事象を対象としたレベル1PRA及びレベル1.5PRA並びに内部事象を対象とした停止時レベル1PRAでは、内部事象出力運転時レベル1PRA及びレベル1.5PRA結果を活用した概略評価を実施し、次回以降の届出において詳細評価を実施する。

- (1) 炉心損傷頻度
- (2) 格納容器機能喪失頻度
- (3) 事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度
- (4) 敷地境界における実効線量

(4)については、炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合及び管理放出が行われている場合の敷地境界における実効線量を評価した。

PRAの実施に当たっては、「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」にて示した知見を反映し、伊方3号プロジェクトにおいて実施した海外専門家によるレビューコメントの反映等によるPRAの高度化を実施した。

3.1.3.1 内部事象PRA（レベル1，2）

3.1.3.1.1 出力運転時PRA（レベル1，2）

3.1.3.1.1.5 第2回安全性向上評価届出（評価時点：令和4年1月24日）に係る出力運転時PRA（レベル1，2）

内部事象出力運転時PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013」（以下「レベル1PRA学会標準」という。）及び「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル2PRA編）：2016」（以下「レベル2PRA学会標準」という。）を参考に評価を実施した。

第2回安全性向上評価において、以下に示すPRAの高度化を反映した。

- ・ 起因事象発生頻度の推定方法の変更
- ・ 電力中央研究所が公開している「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定（2004年度～2010年度7ヵ年27基データ）（2021年9月）」に記載されている国内故障率データの反映
- ・ 人間信頼性解析手法の高度化として、HRA Calculator手法を用いて評価した人的過誤確率を反映

また、第1回安全性向上評価における確率論的リスク評価の結果を踏まえて抽出した追加措置「特定重大事故等対処施設」（以下「特重施設」という。）設置並びに非常用ガスタービン発電機設置及び蓄電池（3系統目）設置の工事を実施し、運用を開始していることから、これら新設設備をPRAに反映した。

3.1.3.1.1.5.1 評価に必要な情報の収集及び分析

(1) 発電用原子炉の情報の収集

内部事象出力運転時P R A実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報を把握するため、以下の伊方発電所3号機の設計、運転・施設管理の情報をP R Aの目的に応じて調査・収集した。

- ・P R A実施に当たり必要とされる基本的な情報（設計情報、運転・施設管理情報等）
- ・定量化に当たり必要とされる情報（機器故障率、起因事象発生に関する運転経験等）

伊方発電所3号機のP R A実施のために収集した情報及び主な情報源を第3.1.3.1.1.5.1.1表及び第3.1.3.1.1.5.1.2表に示す。

第1回安全性向上評価におけるP R Aにおいては、原則として設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち設置変更許可申請書添付書類十の重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）において期待した対策を評価対象とした。第2回安全性向上評価におけるP R Aにおいては、新設設備を加え、対象とした対策を第3.1.3.1.1.5.1.3表に示す。また、有効性評価において期待していない重大事故等対処設備、多様性拡張設備等の対策についても、評価結果への影響度合いを考慮した上で評価対象とした。対象となる対策を第3.1.3.1.1.5.1.4表に示す。特重施設及び蓄電池（3系統目）は、概略評価のため、一部の対策について評価対象とした。モデル化対象とした特重施

設及び蓄電池（3系統目）の対策を第3.1.3.1.1.5.1.5表に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.1.5表については参考資料5に示す。

a. 主要な設備の構成・特性

本評価で考慮する主要な設備の構成・特性について以下に示す。

(a) 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度添加を行う原子炉保護設備と、ほう酸を炉心に注入し負の反応度を添加する化学体積制御設備から構成される。また、原子炉自動トリップに失敗した場合においても、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）を使用した自動での1次冷却系統（以下「1次系」という。）の過圧防止及び原子炉出力抑制を行うことができる。

4. 原子炉保護設備

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転時の異常な過渡変化時あるいは設計基準事故時に、工学的安全施設の作動と相まって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止回路を作動させ、原子炉を自動停止させる。

原子炉トリップは、4重トレンのうち2トレン以上の原子炉トリップ遮断器を開くことによって達成される。2トレン以上の原子炉トリップ遮断器が開くと制御棒クラスタ駆動装置への電源が遮断され、制御棒クラスタは自重で炉心に落下する。原子炉保護設備の概略を第3.1.3.1.1.5.

1.1 図に示す。

ロ. 化学体積制御設備

化学体積制御設備は、1次冷却材の一部を1次冷却材低温側配管から抽出し、不純物の除去、水質の調整等を行った後に、充てんラインを経て、他の1次冷却材低温側配管に戻す各機器、配管、弁類等から構成される。本設備は、反応度制御のため、1次冷却材中のほう素の濃度を調整するほか、充てんポンプを出た1次冷却材の一部は、1次冷却材ポンプの軸封及び軸受の冷却を行う。また、1次冷却材喪失事故に至らない1次冷却材の小規模な漏えいがあった場合に1次冷却材を補給する。

1次冷却材中のほう素濃度を減少させる場合には、原子炉補給水設備から1次系純水を供給する。ほう素濃度を増加させる場合には、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を、ほう酸混合器を通して供給するが、非常停止時には、ほう酸混合器バイパスラインを経由して、高濃度ほう酸水を直接充てんポンプ入口側へ供給する緊急ほう酸注入が可能である。化学体積制御設備の概略を第3.1.3.1.1.5.1.2図に示す。

ハ. 多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）

多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次冷却系統（以下「2次系」という。）への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果に

より原子炉出力を抑制できる。また、補助給水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次系の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の概略を第3.1.3.1.1.5.1.3図に示す。

(b) 原子炉冷却に関する系統

4. 1次冷却設備

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

- ・炉心で加熱された1次冷却材を循環し、蒸気発生器で2次系と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。
- ・原子炉運転中に炉心損傷を起こすことのないように、十分な炉心冷却を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、1次冷却材中の放射性物質が、外部に漏えいするのを防ぐ隔壁となる。
- ・炉心冷却のほか、減速材、反射材としての機能を果たし、更に中性子の吸収材であるほう素の溶媒の役割を果たす1次冷却材を保持する機能を有する。
- ・加圧器により1次冷却材の圧力を一定に制御する。

1次冷却設備の概略を第3.1.3.1.1.5.1.4図に示す。

ロ. 余熱除去設備

余熱除去設備は、原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去する余熱除去系として、また、非常用炉心冷却設備の低圧注入系としての機能を有する。

原子炉停止後、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱は、原子炉停止後初期の段階においては蒸気発生器により除去し、発生蒸気は復水器又は大気放出により処理する。また、1次冷却材の圧力及び温度が所定の値以下に低下した後の段階においては、余熱除去設備により残留熱の除去を行う。

余熱除去設備は、余熱除去冷却器、余熱除去ポンプ、配管及び弁類を備え、独立2系統で構成される。余熱除去設備の概略を第3.1.3.1.1.5.1.5図に示す。

ハ. 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、1次冷却材喪失事故に対して、ほう酸水を注入して原子炉を冷却することにより、燃料及び燃料被覆の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆のジルコニウムと水との反応を十分小さな量に制限できるように設ける設備であり、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成する。また、2次系の異常な減圧及び主蒸気管破断のように炉心が冷却されるような事象発生時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、維持できる。非常用炉心冷却設備の概略を第3.1.3.1.1.5.1.6図に示す。

(イ) 蓄圧注入系

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

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

(ロ) 高圧注入系及び低圧注入系

高圧注入系は、高圧注入ポンプ、配管及び弁類で構成される。高圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、高圧注入ポンプが起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を1次冷却材低温側配管を経て、炉心に注入する。燃料取替用水タンクの水位が低くなると、高圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、高圧注入配管から炉心に注入する再循環モードに移行する。

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

余熱除去ポンプは、原子炉停止時には原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去するために使用するが、通常運転時には非常用炉心冷却設備として常に待機状態にあり、両機能が同時に要求されることはない。

ニ. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、補助給水ポンプ、補助給水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次系からの除熱機能が喪失した場合においても、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプによる炉心へのほう酸水の注入及び加圧器逃がし弁の開操作による1次系のフィードアンドブリードを行うことにより炉心を冷却できる。概略を第3.1.3.1.1.5.1.7図に示す。

ホ. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、補助給水ポンプ、補助給水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次系からの除熱機能が喪失した場合においても、加圧器逃がし弁を開操作することにより1次系を減圧できる。また、全交流動力電源喪失等により駆動用空気が喪失した場合は、窒素ポンベにより加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次系を減圧できる。概略を第3.1.3.1.1.5.1.8図及び第3.1.3.1.1.5.1.9図に示す。

蒸気発生器伝熱管破損発生時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷

却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により1次系と2次系の圧力を均圧させることで1次冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うとともに、漏えい箇所を隔離することで1次冷却材の漏えいを抑制する。

ハ. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備

1次冷却材喪失事故の発生により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプ又は代替格納容器スプレイポンプにより、代替再循環ラインを介して炉心へ注入できる。充てんポンプ及び代替格納容器スプレイポンプは、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても空冷式非常用発電装置より給電できるほか、充てんポンプについては、自己冷却ラインを用いることにより運転できる。各代替炉心注水の概略を第3.1.3.1.1.5.1.10図、第3.1.3.1.1.5.1.11図及び第3.1.3.1.1.5.1.12図に示す。

余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ冷却器及び代替再循環ラインを介して代替再循

環できる。また、格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁を使用し、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができる。この他、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、海を水源とする中型ポンプ車を用いた原子炉補機冷却水系統を介する海水の直接供給及び空冷式非常用発電装置からの給電により、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプによる代替再循環ができる。各代替再循環の概略を第3.1.3.1.1.5.1.13図、第3.1.3.1.1.5.1.14図及び第3.1.3.1.1.5.1.15図に示す。

(c) 原子炉格納施設

4. 原子炉格納容器の構成

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

原子炉格納容器を貫通する配管、電線等の大部分は、このアニュラス部を貫通する。原子炉格納容器の概略を第3.1.3.1.1.5.1.16図に示す。

1次冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する最終の障壁（原子炉格納容器バウンダリ）を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには隔離弁等を設ける。原

子炉格納容器バウンダリの概略を第 3.1.3.1.1.5.1.17 図に示す。

ロ. 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成し、1次冷却材喪失事故時には、ヒドラジンを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器の内圧ピークを最高使用圧力以下に保ち、再び大気圧程度に減圧するとともに、原子炉格納容器内の放射性よう素を除去する。原子炉格納容器スプレイ設備の概略を第 3.1.3.1.1.5.1.18 図に示す。

ハ. アニュラス空気再循環設備

アニュラス空気再循環設備は、アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等で構成され、1次冷却材喪失事故時、アニュラス部を負圧に保ちながら、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を浄化再循環し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる。また、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、アニュラス排気ファンは、空冷式非常用発電装置から給電できるほか、アニュラス排気系空気作動弁は、窒素ポンベにより窒素を供給し、かつ、空冷式非常用発電装置によりアニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる。アニュラス空気再循環設備の概略を第 3.1.3.1.1.5.1.19 図及び第 3.1.3.1.1.5.1.20 図に示す。

ニ. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

1次冷却材喪失事故時において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイを設けている。

(イ) 格納容器内自然対流冷却

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失していない場合は、海水ポンプを用いて原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンベを接続して窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニット（A及びB）へ原子炉補機冷却水を通水できる。また、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、海を水源とする中型ポンプ車を用いて、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる。格納容器再循環ユニット（A及びB）は、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる。格納容器内自然対流冷却の概略図を第3.1.3.1.1.5.1.21図及び第3.1.3.1.1.5.1.22図に示す。

(ロ) 代替格納容器スプレイ

燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする

代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に水を噴霧できる。代替格納容器スプレイの概略図を第 3.1.3.1.1.5.1.23 図に示す。

ホ. 水素濃度制御設備

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

静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる。静的触媒式水素再結合装置の概略を第 3.1.3.1.1.5.1.24 図に示す。

イグナイタは、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる。イグナイタの概略を第 3.1.3.1.1.5.1.25 図に示す。

(d) 原子炉停止に関する系統電源，補機冷却水系等のサポート系

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

イ. 常用及び非常用電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持す

るために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する。所内単線結線図を第3.1.3.1.1.5.1.26図に示す。

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

所内低圧母線は、常用4母線、非常用4母線で構成する。非常用の所内低圧母線は、非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる。

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

2台のディーゼル発電機は、500kV送電線が停電し、かつ187kV送電線も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1台のディーゼル発電機で発電所を安全に停止するために必要な補機を運転するのに十分な容量を有するとともに、たとえ同時に工学的安全施設作動設備が作動しても対処できる。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するための蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、無停電電源装置を設置する。直流電源設備は、常用所内電源として2系統、非常用電源として2系統から構成する。直流電源設備のうち、蓄電池（非常用）は、全交流動力電源喪失した場合に、中央制御室に隣接する計装盤

室において簡易な操作で必要な負荷以外を切り離すことにより8時間にわたり電力の供給を行うことができる。蓄電池（非常用）の概略を第3.1.3.1.1.5.1.27図に示す。

ロ. 代替電源設備

代替電源設備のうち、非常用ガスタービン発電機（以下「非常用GTG」という。）及び空冷式非常用発電装置は、全交流動力電源喪失した場合に、中央制御室の操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで、重大事故等時に必要な交流負荷へ電力を供給できる。非常用GTGの概略を第3.1.3.1.1.5.1.28(1)図に、空冷式非常用発電装置の概略を第3.1.3.1.1.5.1.28(2)図に示す。

また、代替電源設備のうち、蓄電池（重大事故等対処用）及び蓄電池（3系統目）は、全交流動力電源喪失した場合に、蓄電池（非常用）からの給電が不可能になった場合のバックアップとして直流電源を供給する機能を有する。蓄電池（重大事故等対処用）の概略を第3.1.3.1.1.5.1.29(1)図に、蓄電池（3系統目）の概略を第3.1.3.1.1.5.1.29(2)図に示す。

ハ. 工学的安全施設作動設備

工学的安全施設作動設備は、1次冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故等に際して、炉心の冷却を行い、原子炉格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するための設備を作動させる設備である。工学的安全施設作動設備の概略を第3.1.3.1.1.5.1.30図に示す。

ニ. 原子炉補機冷却設備

(イ) 原子炉補機冷却水設備

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

原子炉補機冷却水設備は、プラントの各種の運転状態を通じ、プラントの運転に必要な原子炉補機を冷却する。この設備によって冷却する主な機器は、余熱除去冷却器、非再生冷却器、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環装置、サンプル冷却器、使用済燃料ピット冷却器、封水冷却器、余剰抽出冷却器、1次冷却材ポンプ等である。また、1次冷却材等の放射性流体を含む設備と原子炉補機冷却水を冷却する原子炉補機冷却海水設備との間において中間冷却設備として機能し、1次冷却材等の本設備への漏えいがあっても放射性物質を含んだ流体が発電所外へ放出されるのを防ぐ。原子炉補機冷却水設備の概略を第3.1.3.1.1.5.1.31図に示す。

(ロ) 原子炉補機冷却海水設備

原子炉補機冷却海水設備は、海水ポンプ、配管、弁等で構成され、原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機及び空調用冷凍機へ冷却海水を供給する機能を持つ。原子炉補機冷却海水設備の系統の概略を第3.1.3.1.1.5.1.32図に示す。

(ハ) 代替補機冷却のための設備

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場

合、海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して補機へ海水を直接供給し、代替補機冷却ができる。

ホ. 換気空調設備

換気空調設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に従業員等に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、補助建屋換気空調設備、中央制御室換気空調設備等で構成する。補助建屋換気空調設備及び中央制御室換気空調設備の概略を第3.1.3.1.1.5.1.33図及び第3.1.3.1.1.5.1.34図に示す。

換気空調設備は、管理区域内と管理区域外の別により、また、それぞれの区域内でも機能の別により系統を分ける。各換気系統は、その容量が区域及び室の換気並びに除熱を十分に行うことができる。

ハ. 制御用空気圧縮設備

制御用空気圧縮設備は、制御用空気圧縮機、制御用空気だめ、制御用空気除湿装置、制御用空気供給配管等より構成し、原子炉建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等に設置されている空気作動弁、制御器、計器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。制御用空気圧縮設備の概略を第3.1.3.1.1.5.1.35図に示す。

(e) 特重施設

特重施設は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより、原子炉を冷却する機能が喪失し

炉心が著しく損傷した場合に備えて、原子炉格納容器の破損を防止するための機能を有する施設である。第2回安全性向上評価においては、原子炉格納容器破損防止に係る一部の機能に着目し、格納容器機能喪失頻度の評価を行った。

イ. 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減を行うための設備

原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減を行うための設備の詳細及び概略図は参考資料5に示す。

ロ. 原子炉格納容器過圧破損を防止する設備

原子炉格納容器過圧破損を防止する設備の詳細及び概略図は参考資料5に示す。

ハ. 特重電源設備

特重電源設備の詳細及び概略図は参考資料5に示す。

ニ. 緊急時制御室換気空調設備

緊急時制御室換気空調設備の詳細及び概略図は参考資料5に示す。

b. 系統間の依存関係

本PRAを実施するに当たり、系統間の依存関係を明確にするための情報を収集した。系統間の依存性については、「3.1.3.1.1.5.2(4) システム信頼性の評価」に示す。

c. 燃料及び熔融炉心の移動経路

事故時の燃料、熔融炉心などの熱源の移動は、水素発生、熔融炉心・コンクリート相互作用並びに格納容器内の熱水力挙動及び放射性物質移行挙動に影響する。燃料及び熔融炉心の移動経路を第3.1.3.1.1.5.1.6表、概念図を第3.1.3.1.1.

5.1.37 図に示す。

d. ソースタームの評価に必要な情報

伊方発電所3号機について、事故時の放射性物質挙動の評価に必要な以下の情報を整理した。

(a) 放射性物質の移行経路

伊方発電所3号機は加圧水型軽水炉であり、放射性物質の移行経路は以下のそれぞれの場合について異なる。

- イ. 格納容器の健全性が維持されている場合
- ロ. 格納容器の機能喪失が生じた場合（下記ハ.及びニ.以外）
- ハ. 蒸気発生器伝熱管破損に加えて炉心損傷が生じた場合
- ニ. インターフェイスシステムLOCAに加えて炉心損傷が生じた場合
- ホ. フィルタベントにより管理放出する場合

各移行経路の概要を第3.1.3.1.1.5.1.7表に示す。また、主要な移行経路の概念図を第3.1.3.1.1.5.1.38図に示す。

(b) 緩和設備の機能

ソースターム評価の観点から、放射性物質の放出量を低減するための機能を持つ緩和設備として、原子炉格納容器スプレイ設備、代替格納容器スプレイ、アニュラス空気再循環設備及びフィルタベントが挙げられる。

(c) 放射性物質の炉心内蓄積量

伊方発電所3号機の放射性物質の炉心内蓄積量について、第3.1.3.1.1.5.1.8表に示す。

e. 運転員への聞き取り調査等

本PRAを実施するに当たり、運転員への聞き取り調査等

によって以下の事項を調査し, a. から d. に示した情報源より得た情報を補完した。

- ・健全性確認間隔
 - ・試験による待機除外
 - ・起因事象発生前人的過誤
- f. 個別プラントパラメータ（人的過誤確率，待機除外確率）の収集

本PRAを実施するにあたり, 「3.1.3.1.1.5.2(4) システム信頼性の評価」に必要なデータの一部として伊方発電所3号機個別のデータを収集した。具体的な対象を以下に示す。

- ・「3.1.3.1.1.5.2(5) 信頼性パラメータの設定」における待機除外確率
- ・「3.1.3.1.1.5.2(6) 人的過誤の評価」における人的過誤確率

(2) 気象情報の収集

気象情報の収集については, 「3.1.3.3.1(2) 気象情報の収集」にて記載する。

3.1.3.1.1.5.2 炉心損傷頻度評価

(1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価

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

a. 起回事象の選定

起回事象選定のフローを第3.1.3.1.1.5.2.1図に示す。

(a) 起回事象の分析及び同定

起回事象の見落としを防ぐため、炉心損傷に至る可能性のある事象を体系的に分析する必要がある。このため、既往のPRA等による国内外における起回事象に関する評価事例の分析によって一般的な起回事象を分析・同定した。また、伊方3号プロジェクトにおけるPRAの高度化の一環として、プラントの設計情報を用いた故障モード影響解析(Failure Mode and Effect Analysis)(以下「FMEA」という。)により、プラント固有の起回事象を分析・同定した。

イ. 既往のPRA

第3.1.3.1.1.5.2.1表に示す、平成27年7月15日に許可を受けた伊方発電所3号機の原子炉設置変更許可申請書添付書類十 追補2「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補(I事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について)において実施したPRA(以下「重要事故シーケンス選定のためのPRA」という。)で対象とした起回事象は、本評価における起回事象の評価対象とした。これらの起回事象は、

次の情報源に基づき選定したものである。

- ・ WASH-1400
- ・ NUREG-1150
- ・ P R A 情報交換検討会，共通懇 P S A レビュー検討 W G （国内代表的 4 ループプラント：ドライ型及びアイスコンデンサ型）
- ・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
- ・ EPRI NP-2230
- ・ 原子力施設運転管理年報
- ・ 旧原子力安全基盤機構が整備し，原子力規制庁のホームページで公開されている国内のトラブル情報

次に，本評価において追加すべき起因事象を検討するために，米国及び欧州の起因事象に関する次の文献を調査した。

- ① NUREG/CR-5750
- ② NUREG/CR-6928
- ③ SPAR Initiating Event Data and Results 2015
Parameter Estimation Update

原則として，上記①～③で選定されている起因事象を対象とするが，網羅的な起因事象候補の抽出のため，重要事故シーケンス選定のための P R A を実施する際に調査した，次の文献において検討されている起因事象の候補について調査した。

- ④ WASH-1400

⑤NUREG-1150

⑥NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.3), Surry プラント

⑦NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.5), Sequoyah プラント

⑧NUREG-1150 (NUREG/CR-3300, NUREG/CR-4550 vol.7), Zion プラント

⑨IAEA-TECDOC-719

以上の9つの文献による調査結果を第3.1.3.1.1.5.2.2表に示す。

ロ. 出力運転以外の状態で発生した起因事象の分析

プラントの停止状態で発生し、出力運転時にも発生する可能性があるとは判断される事象を特定する必要があるため、内部事象停止時レベル1PRAの起因事象選定において参照している下記の国内外における起因事象に関する評価事例の分析を実施した。

- ・ 2007年度電共研「リスク情報活用に向けた停止時PRAモデルの高度化に関する研究」
- ・ NSAC-84, "Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA"
- ・ NUREG/CR-5015, "Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99", Brookhaven National Laboratory
- ・ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor", Main Report
- ・ EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3

in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)”, Overall Report

- NUREG/CR-6144, “Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1
- EPRI1003113, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000)”
- EPRI1021176 “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009)”

これらの文献を分析した結果、出力時内部事象P R Aで既にモデル化している起因事象又は出力時内部事象P R Aでは考慮不要とできる起因事象であることを確認した。

ハ. プラント固有の起因事象の分析

第 3.1.3.1.1.5.2.1 表及び第 3.1.3.1.1.5.2.2 表に示す起因事象の多くは、加圧水型軽水炉に共通される一般的な起因事象である。このため、これらの一般的な起因事象に加えて、伊方発電所 3 号機固有の起因事象を選定することを目的として、レベル 1 P R A 学会標準において起因事象を分析・同定する体系的な方法として提示されている F M E A を実施した。F M E A は、プラント内にあるすべての機器を評価対象として、対象機器ごとに故障モードを特定し、当該故障が発生した場合のプラントへの影響を段階的に抽出する手法である。F M E A を用いた起因事象分析フローを第 3.1.3.1.1.5.2.2 図に示す。また、本フローに基づき実施した F M E A によって選定された起因事象の候補を第 3.1.3.1.1.5.2.3 表に示す。ここで、一部の起因事

象については、複数の発生経路が考えられる場合、部分喪失と全喪失が想定される場合等、事象発生時の状態により、事象進展及び成功基準が異なると考えられることから、別々の起因事象として考慮した。また、FMEAの実施に際しては、PRA実施者による分析結果に対して、プラントの設計情報等に精通し、かつ、運転に関する知識及び経験を持つ運転員によるレビューを行い、内容を確認した。

ニ. 予兆事象の調査

伊方発電所3号機において、実際に起こった起因事象ではないが、プラントが置かれている環境条件等の評価対象プラント特有の要因によって潜在的に発生し得る起因事象（予兆事象）を分析・同定するため、一般社団法人 原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリー（以下「NUCIA」という。）で公開されているトラブル情報を使用し、予兆事象に該当する情報を収集した。伊方発電所3号機の予兆事象の調査結果を第3.1.3.1.1.5.2.4表に示す。本調査より、新たに追加すべき起因事象がないことを確認した。

(b) 従属性を有する起因事象の同定

緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象として、サポート系故障や起因事象従属性を有する事象を同定した。起因事象従属性は、従属性の一つの形態で、機器や構築物に対する苛酷な環境条件等により緩和設備のアンアベイラビリティに影響し、かつプラントの過渡事象を発生させる可能性をもたらすものであり、事故シーケンスの分析

及びシステム信頼性解析の段階で配慮が必要となる。具体的には、以下の起因事象を同定した。

- ・ 1次冷却材ポンプ封水リークと1次冷却材ポンプ封水LOCAとの従属性
- ・ 外部電源喪失と非常用所内電源系との従属性
- ・ 制御用空気系の部分喪失又は全喪失と制御用空気系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失又は全喪失と原子炉補機冷却水系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失又は全喪失と原子炉補機冷却海水系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 安全系高圧交流母線の部分喪失若しくは全喪失又は安全系低圧交流母線の部分喪失若しくは全喪失と交流電源を必要とする緩和系との従属性
- ・ 安全系直流母線の部分喪失又は全喪失と直流電源を必要とする緩和系との従属性
- ・ 安全系計装用母線の部分喪失又は全喪失と計装用電源を必要とする緩和系との従属性
- ・ 中央制御室空調系の喪失と中央制御室空調系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 安全補機開閉器室空調系の部分喪失又は全喪失と安全補機開閉器室空調系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 空調用冷水系の部分喪失又は全喪失と空調用冷水系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 1次冷却材ポンプ封水注入機能が喪失する事象又はサー

マルバリア冷却機能が喪失する事象と1次冷却材ポンプ封水LOCAとの従属性

b. 対象外とする起回事象

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

(a) 除外判定基準の例

以下に起回事象の除外基準の例を示す。ここで、除外基準ハ.～ホ.については、レベル1PRA学会標準に記載の除外基準である。

- イ. 内部事象出力運転時PRAのスコープ外の事象。
- ロ. 原子炉トリップに至らない事象。
- ハ. 起回事象発生頻度が $1.0E-7$ /炉年未満の事象。ただし、インターフェイスシステムLOCA，格納容器バイパス，原子炉容器破損は除く。
- ニ. 起回事象発生頻度が $1.0E-6$ /炉年未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- ホ. 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象。

(b) 除外した起回事象

今回のモデル構築においては、プラント固有の起回事象を含めて網羅的に起回事象を選定することとし、起回事象の除外基準の例のうちハ.～ホ.は適用せず、イ.及びロ.のみを適用し

た。これより、以下に示す起因事象については、発生した場合の影響を考慮し評価対象外と判断した。

イ. 主蒸気安全弁の誤開（1弁）

1弁程度の誤開であれば蒸気流量の増加量は小さく、主蒸気流量のループ間バランス変化及び制御系の動作により、プラントはある状態に整定することから、原子炉トリップには至らない。このため、主蒸気安全弁の誤開（1弁）を評価対象の起因事象から除外した。

ロ. 主蒸気逃がし弁の誤開（1弁）

1弁程度の誤開であれば蒸気流量の増加量は小さく、主蒸気流量のループ間バランス変化及び制御系の動作により、プラントはある状態に整定することから、原子炉トリップには至らない。このため、主蒸気逃がし弁の誤開（1弁）を評価対象の起因事象から除外した。

除外基準を適用した結果について第3.1.3.1.1.5.2.5表に示す。

c. 起因事象のグループ化

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

(a) 事象の類似性による起因事象のグループ化

同定した起因事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするため、体系的なプロセスを用いてグループ化を行った。グループ化はレベル1PRA学会標準に基づき、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行った。

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

同定した起回事象は一般に，1次冷却材喪失事故（以下「L O C A」という。），蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステムL O C A，過渡事象，手動停止及びサポート系故障といった特殊な起回事象のカテゴリに分類でき，このカテゴリの中で各起回事象グループに分類される。ここで挙げる起回事象グループの他に，リスク評価上重要となる事象としてA T W Sがある。A T W Sは，起回事象発生後の原子炉トリップに失敗することで発生するシナリオであり，厳密には起回事象ではないが，本評価においては，起回事象の1つとして扱った。

第3.1.3.1.1.5.2.5表において選定した起回事象の候補を対象に設定した起回事象グループを第3.1.3.1.1.5.2.6表に示す。

イ. L O C A

L O C Aは，1次冷却材流出によりプラントパラメータが変動し，原子炉圧力低信号などが発信して原子炉トリップに至る事象である。L O C Aの分類では，1次冷却材の喪失に至る配管破損の他に，1次冷却材ポンプ封水リーク

や加圧器逃がし弁／安全弁開固着による1次冷却材の喪失が含まれる。また、LOCAは、十分な炉心冷却を行なうために必要な緩和設備の種類及び組合せを考慮して分類を詳細化することが一般的である。

- (イ) 大破断LOCA：1次系配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次系の減圧を生ずるもので、蓄圧注入系と低圧注入系により炉心冷却が可能となる漏えい事象である。
- (ロ) 中破断LOCA：大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかなもので、蓄圧注入系と高圧注入系により炉心の冷却が可能となる漏えい事象である。
- (ハ) 小破断LOCA：中破断LOCAより更に破断口の小さなもの、加圧器気相部における配管破断、あるいは1次冷却材ポンプ封水部分から1次冷却材が過剰に流出するもので、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却を必要とする漏えい事象である。
- (ニ) 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA：加圧器逃がし弁や加圧器安全弁から1次冷却材が過剰に流出するもので、小破断LOCAと同様、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却を必要とする漏えい事象である。小破断LOCAとは事象

進展は同様だが，成功基準が異なることから，独立した起因事象とした。ただし，計装制御設備故障を起因とした加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A については，事象進展及び成功基準が本起因事象と同じであることから，本起因事象で代表し，起因事象発生頻度を本起因事象に含めて評価した。

- (ホ) 極小 L O C A : 充てん注入で補填できる程度のリーク量を想定する。事象発生による減圧はほとんどなく，非常用炉心冷却設備（以下「E C C S」という。）による炉心冷却には，1次系の減圧を必要とする漏えい事象である。
 - (ハ) 1次冷却材ポンプ封水リーク：極小 L O C A と同様，充てんポンプで補填できる程度のリーク量を想定する。事象発生による減圧はほとんどなく，E C C S による炉心冷却には，1次系の減圧が必要である。極小 L O C A と異なり，充てん系の故障に伴う封水注入機能の喪失によって発生する漏えい事象である。炉心注入に係る緩和手段として充てん注入に期待できないため，極小 L O C A とは事象進展が異なることから，独立した起因事象とした。
 - (ト) 原子炉容器破損：大破断 L O C A よりも大規模の破断に相当し，蓄圧注入や低圧注入等の安全注入系の成否によらず1次冷却材が喪失し，炉心損傷に至る事象である。プラント運転中に加圧熱衝撃が発生した場合には，本事象に至る可能性がある。
- ロ. 蒸気発生器伝熱管破損

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

ハ. インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する事象であり、燃料から放出された放射性物質が格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性がある。インターフェイスシステムLOCAは複数の発生経路が想定されることから、網羅的に起因事象を細分化した。それぞれのインターフェイスシステムLOCAの分類の考え方は以下のとおり。

- (イ) インターフェイスシステムLOCA（余熱除去系）：原子炉冷却材圧力バウンダリと余熱除去系の隔離弁の故障によって生じるインターフェイスシステムLOCAを対象とする。事象発生時には、インターフェイスシステムLOCAが発生した余熱除去系の片トレンの機能が喪失する。
- (ロ) インターフェイスシステムLOCA（充てん／抽出のアンバランス）：通常運転時、化学体積制御系によって、1次系の抽出と充てんポンプによる注入を制御している。化学体積制御系に異常が生じ、充てんと抽出のアンバラ

ンスが継続した場合には、インターフェイスシステム L O C A に至る可能性がある。

- (ハ) インターフェイスシステム L O C A (余熱除去系及び充てん／抽出のアンバランス以外)：上述の(イ)及び(ロ)に示す発生個所以外にも原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗することによってインターフェイスシステム L O C A に至る可能性がある。

ニ. 過渡事象

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

- (イ) 主給水流量喪失：原子炉が出力運転中に蒸気発生器への主給水が完全に停止することにより、蒸気発生器2次側保有水量が減少し、熱除去能力が低下することから、1次系温度及び圧力が上昇する事象である。原子炉トリップ後の蒸気発生器への給水に係る緩和設備の信頼性が他の過渡事象に分類される起因事象と異なり、主給水系による2次系冷却が不可となる事象であることから、独

立した起因事象とした。また、部分的な主給水流量喪失も考えられるが、事象進展が主給水流量の全喪失と同様かつ成功基準も全喪失の方が厳しいことから、全喪失に代表させた。ただし、計装制御設備故障を起因とした主給水流量喪失については、事象進展及び成功基準が本起因事象と同じであることから、本起因事象で代表し、起因事象発生頻度を本起因事象に含めて評価した。また、以下の起因事象については、事象進展が本起因事象と同じであるものの、制御用空気系の機能喪失時における所内用空気系によるバックアップに期待できないことから、より厳しい成功基準となる。このため、当該成功基準を本起因事象にも適用することにより、以下の起因事象を本起因事象に含めて評価した。

- ・ 常用系高圧交流母線の喪失
- ・ 常用系低圧交流母線の喪失
- ・ 常用系直流母線の喪失
- ・ 常用系計装用母線の喪失

- (ロ) 負荷の喪失：外部電源喪失、タービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、1次系圧力が上昇する事象である。また、計装制御設備故障を起因とした負荷の喪失については、事象進展及び成功基準が本起因事象と同じであることから、本起因事象で代表し、起因事象発生頻度を本起因事象に含めて評価した。一方、本起因事象発生時にはタービントリップを伴い、タービントリップ失敗のタイミングにより事象進展や成功基準が異

なるが、当該失敗の発生頻度は低く、発生したとしても他の起回事象と同様の事象進展及び成功基準となることから、タービントリップはモデル化していない。

(ハ) 主蒸気隔離弁の誤閉止：主蒸気隔離弁の故障等により、主蒸気隔離弁が誤閉止し、1次系圧力が上昇する事象である。本事象は、誤閉止する主蒸気隔離弁の台数により、その後の緩和操作や成功基準が異なることから、1又は2弁の誤閉止と全弁の誤閉止をそれぞれ独立した起回事象とした。ただし、計装制御設備故障を起因とする主蒸気隔離弁の誤閉止については、事象進展及び成功基準が本起回事象と同じであることから、本起回事象で代表し、起回事象発生頻度を本起回事象に含めて評価した。

(ニ) 過渡事象：上述の(イ)、(ロ)及び(ハ)を除く過渡事象である。本事象は、主給水系による2次系冷却が可能かつ主蒸気ダンプ弁による蒸気放出が可能である。また、加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が作動するような1次系の圧力上昇発生の有無が考えられることから、これらの弁の作動の有無をそれぞれ独立した起回事象とした。ただし、以下の起回事象については、事象進展及び成功基準が本起回事象と同じであることから、本起回事象で代表し、起回事象発生頻度を本起回事象に含めて評価した。

- ・計装制御設備故障による過渡事象

- ・計装制御設備故障によるECCS誤起動

また、本起回事象発生時にはタービントリップを伴うが、上述の(ロ)と同様に、タービントリップはモデル化して

いない。

(ホ) 主給水管破断：蒸気発生器の2次側に液相を保つだけの十分な給水ができない程の大規模な主給水管の破断により冷却能力が低下し，1次系温度，圧力の上昇を引き起こす事象である。過熱事象に相当する主給水管破断は，過冷却事象である主蒸気管破断とはプラント挙動が異なり，原子炉トリップ直後に加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が作動するような圧力上昇が発生するため，独立した起因事象とした。

(ハ) 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）：蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ，蒸気の流出を生じる現象のうち，主蒸気隔離弁の上流で破断する事象である。主蒸気隔離弁の上流で破断が生じた場合，破断したループを健全ループから隔離する必要があるが，隔離後も破断ループの蒸気発生器による冷却には期待できないことから，主蒸気隔離弁下流の主蒸気管破断とは独立した起因事象とした。ただし，以下の起因事象については，本起因事象と同様の過冷却事象となるが，事象進展及び成功基準の観点で厳しい本起因事象に包含される。

- ・主蒸気安全弁の誤開（2弁以上）

- ・主蒸気逃がし弁の誤開（2弁以上）

(ト) 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）：蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ，蒸気の流出を生じる現象のうち，主蒸気隔離弁の下流で破断する事象である。主蒸気隔離弁の下流で破断が生じた場合，主蒸気隔離弁

の閉止に成功したループの蒸気発生器による冷却に期待できることから、主蒸気隔離弁上流の主蒸気管破断とは独立した起回事象とした。ただし、以下の起回事象については、本起回事象と同様の過冷却事象となるが、事象進展及び成功基準の観点で厳しい本起回事象に包含される。

- ・主蒸気ダンプ弁の誤開（2弁以上）
- ・計装制御設備故障による主蒸気ダンプ弁の誤開（2弁以上）

(f) 外部電源喪失：送電系統や所内電気設備の故障などにより外部電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象である。外部電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる。外部電源の喪失により、ディーゼル発電機、非常用G T G又は空冷式非常用発電装置のみにより交流電源が供給される状態となるため、安全上の補機の作動が要求されるような状態が重なると、他の起回事象と比較して厳しい状況になる。以上より、原子炉トリップ後の緩和設備の信頼性に大きな影響を与えること、また、非常用所内電源の成否によって、その後の事象進展が大きく異なることから、独立した起回事象とした。

h. 手動停止

手動停止は、安全機能が影響を受ける故障等により原子炉を停止させる場合（ここでは計画外停止という。）と、そ

うでない場合（ここでは通常停止という。）に分類することで、それぞれの安全機能における信頼度の相違を考慮することがある。

- ・ 通常停止：定期検査などの計画された手動停止及び故障等による停止であって、安全機能（給水系やE C C Sなど）に影響がない手動停止を意味する。定期検査などの手動停止を含めない方法もある。
- ・ 計画外停止：安全機能を有する緩和設備に何らかの不具合又は故障が生じ、当該設備が待機除外になった状態での手動停止を意味する。

本評価においては、安全機能における信頼度が低い計画外停止のみを対象とし、通常停止は起因事象に含めないものとした。

ハ. 特殊な起因事象

特殊な起因事象として、次のようなサポート系故障のように、従属性を有する起因事象についても、評価対象プラントの設計を勘案して検討した。

- (イ) 制御用空気系の部分喪失：制御用空気系の1ヘッダへの圧縮空気供給機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、空気供給機能が喪失したヘッダに接続されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。本起因事象としては以下を含むものとした。

- ・ 制御用空気系のAヘッダへの圧縮空気供給機能喪失
- ・ 制御用空気系のA，Bヘッダへの圧縮空気供給機能喪失

- ・制御用空気系のBヘッドへの圧縮空気供給機能喪失
- (ロ) 制御用空気系の全喪失：制御用空気系の2台の制御用空気圧縮機の機能喪失等を対象とする。本事象が発生した場合、制御用空気圧縮機による空気供給機能に期待できないことから、独立した起回事象とした。
- (ハ) 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）：原子炉補機冷却水系のAヘッド又はBヘッドへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、給水機能が喪失したヘッドで冷却されている設備には期待できないことから、独立した起回事象とした。
- (ニ) 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）：原子炉補機冷却水系のCヘッドへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、1次冷却材ポンプが停止して原子炉トリップに至るほか、1次冷却材ポンプのサーマルバリア冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプ封水LOCAに至る可能性があることから、独立した起回事象とした。
- (ホ) 原子炉補機冷却水系の全喪失：原子炉補機冷却水系のAヘッド及びBヘッドへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、原子炉補機冷却水系で冷却されている設備には期待できないことから、独立した起回事象とした。
- (ヘ) 原子炉補機冷却海水系の部分喪失：原子炉補機冷却海水系のAヘッド又はBヘッドへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、給水機能が喪失したヘッ

ダで冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。

- (ト) 原子炉補機冷却海水系の全喪失：原子炉補機冷却海水系のAヘッド及びBヘッドへの給水機能喪失又は原子炉補機冷却水系の部分喪失と原子炉補機冷却海水系の部分喪失の重ね合わせを対象とする。本事象が発生した場合、原子炉補機冷却海水系で冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (フ) 安全系高圧交流母線の部分喪失：安全系の高圧交流母線C又はD（メタルクラッド開閉装置）の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した高圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (リ) 安全系高圧交流母線の全喪失：安全系の高圧交流母線C及びD（メタルクラッド開閉装置）の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、高圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (ヌ) 安全系低圧交流母線の部分喪失：安全系の低圧交流母線C又はD（パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ）のいずれかの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した低圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (ル) 安全系低圧交流母線の全喪失：以下の安全系の低圧交流母線の機能が同時に喪失した状態を対象とする。本事象

が発生した場合、機能喪失した低圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。

- ・低圧交流母線Cのパワーセンタ又は原子炉コントロールセンタ
- ・低圧交流母線Dのパワーセンタ又は原子炉コントロールセンタ

- (7) 安全系直流母線の部分喪失：安全系の直流母線A又はB（直流コントロールセンタ）の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した直流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (7) 安全系直流母線の全喪失：安全系の直流母線A及びB（直流コントロールセンタ）の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、直流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (カ) 安全系計装用母線の部分喪失：安全系の常用及び後備計装用母線4系列（A、B、C及びD）のうち1系列の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した計装用母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (ク) 安全系計装用母線の全喪失：安全系の常用及び後備計装用母線4系列（A、B、C及びD）のうち2系列以上の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した計装用母線から給電されている設備には期待で

きないことから、独立した起因事象とした。

- (ク) 中央制御室空調系の喪失：中央制御室空調系のA及びBトレンの室温維持の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、中央制御室の居住性が悪化することでプラントの継続運転に必要な補機の手動操作が不可能になり、プラントの継続運転が阻害される可能性があることから、独立した起因事象とした。
- (ケ) 安全補機開閉器室空調系の部分喪失：安全補機開閉器室空調系のA又はBヘッドの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した安全補機開閉器室空調系には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (コ) 安全補機開閉器室空調系の全喪失：安全補機開閉器室空調系のA及びBヘッドの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、安全補機開閉器室空調系には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (ク) 空調用冷水系の部分喪失：出力運転時、空調用冷水系は1ヘッドに対して冷却水を供給し、残りの1ヘッドは隔離されている。本評価ではAヘッドへの給水を想定していることから、空調用冷水系のAヘッドの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、給水機能が喪失したヘッドで冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。
- (ケ) 空調用冷水系の全喪失：空調用冷水系のAヘッド及びBヘッドへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、空調用冷水系で冷却されている設備には期待で

きないことから、独立した起因事象とした。

ト. A T W S

A T W S は、原子炉トリップが必要な起因事象発生後に原子炉トリップに失敗する事象であり、厳密には起因事象ではないが、本評価においては起因事象の1つとして扱った。また、起因事象発生時の主蒸気遮断の有無により、緩和系におけるタービントリップの要否の観点で事象進展が異なる。このため、タービントリップの要否に応じて、それぞれ独立した起因事象とした。

(b) 起因事象のグループ化の禁止

「(a)へ. 特殊な起因事象」に示すような起因事象従属性を有する事象は、他の起因事象とは事象シナリオの展開や必要とされる緩和機能が異なることから、他の起因事象とは同一のグループとしない。ただし、常用系母線の喪失に関連する起因事象については、特殊な起因事象のカテゴリに分類されるが、緩和系への影響範囲を特定し、包含的な成功基準を設定することにより主給水流量の全喪失に含めた。また、原子炉容器破損、インターフェイスシステム L O C A 及び蒸気発生器伝熱管破損については、独立した起因事象として評価した。

(c) グループの代表事象の選定

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

いる。今回の評価では、より詳細な成功基準の設定や事故シーケンスの分析を行うことを目的とし、起因事象が事故の進展にもたらす影響の程度の観点から代表事象を選定した。

イ. 1次冷却材ポンプ封水リーク

1次冷却材ポンプ封水リークは封水注入機能が喪失したことによって発生する事象であり、封水注入機能が喪失する要因は充てんポンプの故障の他に、封水注入流量制御弁等の封水注入ラインの機器故障が想定される。充てんポンプが故障した場合には、封水注入機能と同時に充てん機能も喪失するが、封水注入流量制御弁等が故障した場合、充てん機能は健全であり、1次系への注水は可能である。本評価においては、化学体積制御系の故障を想定し、充てん機能には期待できないものとした。

ロ. 主給水流量喪失

主給水流量喪失は、主給水流量の全喪失を想定する。また、本事象は常用系母線（常用系高圧交流母線，常用系低圧交流母線，常用系直流母線，常用系計装用母線）の故障も含めていることから、「(a)ニ.(イ) 主給水流量喪失」における分析結果に基づき、所内用空気系の機能喪失も重畳させる。

ハ. 手動停止

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

以下の扱いとした。

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

安全系については、待機除外の基事象の中でその確率を考慮した。なお、サポート系の故障を起因とした手動停止については、手動停止には含めず、従属性を有する起因事象として評価した。

(d) 選定した起因事象

これまでの起因事象の同定及びグループ化の検討結果に基づき、伊方発電所3号機で評価対象とする起因事象は以下の44事象とした。

1. 原子炉容器破損
2. 大破断 L O C A
3. 中破断 L O C A
4. 小破断 L O C A
5. 加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A
6. 極小 L O C A
7. インターフェイスシステム L O C A (余熱除去系)
8. インターフェイスシステム L O C A (充てん／抽出のアンバランス)
9. インターフェイスシステム L O C A (余熱除去系及

び充てん／抽出のアンバランス以外)

10. 1次冷却材ポンプ封水リーク
11. 主給水流量喪失
12. 負荷の喪失
13. 主蒸気隔離弁の誤閉止（1又は2弁）
14. 主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）
15. 過渡事象1（加圧器逃がし弁作動無）
16. 過渡事象2（加圧器逃がし弁作動有）
17. 主給水管破断
18. 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）
19. 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）
20. 蒸気発生器伝熱管破損
21. 外部電源喪失
22. 制御用空気系の部分喪失
23. 制御用空気系の全喪失
24. 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッダ）
25. 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッダ）
26. 原子炉補機冷却水系の全喪失
27. 原子炉補機冷却海水系の部分喪失
28. 原子炉補機冷却海水系の全喪失
29. 安全系高圧交流母線の部分喪失
30. 安全系高圧交流母線の全喪失
31. 安全系低圧交流母線の部分喪失
32. 安全系低圧交流母線の全喪失
33. 安全系直流母線の部分喪失

34. 安全系直流母線の全喪失
 35. 安全系計装用母線の部分喪失
 36. 安全系計装用母線の全喪失
 37. 中央制御室空調系の喪失
 38. 安全補機開閉器室空調系の部分喪失
 39. 安全補機開閉器室空調系の全喪失
 40. 空調用冷水系の部分喪失
 41. 空調用冷水系の全喪失
 42. 手動停止
 43. A T W S 1 (タービントリップが必要な事象)
 44. A T W S 2 (タービントリップが不要な事象)
- d. 起回事象発生頻度の評価
- (a) 起回事象発生頻度推定に用いる評価手法
- 各起回事象の発生頻度推定において、本評価で用いた評価手法を以下に示す。
- a) 国内PWRプラントの運転経験から起回事象の発生件数及び運転期間を収集し、ベイズ統計による推定手法を用いて起回事象発生頻度の平均値及び確率分布を推定した。ベイズ推定には評価対象プラントの特性に適合する一般パラメータを事前知識として用いてもよいこととした。
 - b) フォールトツリーなど論理モデルによる方法を用いて起回事象発生頻度を推定する。
 - c) 国内外でも実績データがない起回事象であり、起回事象発生頻度をデータから推定することが困難な場合

は、起因事象発生頻度の評価条件を明確にして推定する。定量化の際は、起因事象発生頻度及び回復確率に影響を及ぼす可能性のある評価対象プラントの特性を考慮する。一般パラメータを引用する場合は、評価対象プラントの特性を考慮して適切なパラメータを用いる。

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

1) 事前分布の設定

詳細については参考資料5に示す。

2) ベイズ更新の実施

国内で発生実績のある起因事象は国内PWRプラントの1976年からの運転実績を用い、国内で発生実績のない起因事象は国内PWRプラントの運転開始からの運転実績を用いてベイズ更新を実施する。

3) 稼働率の考慮

伊方発電所3号機の稼働率を考慮する。伊方発電所3号機の稼働率は、2001年4月1日から2011年3月31日までの運転実績を踏まえ、87%とした。

(b) 起因事象発生頻度の推定

最新国内及び米国PWRプラントの運転実績の調査結果に基づいて、起因事象あるいはグループ化した起因事象の発生頻度を評価した。各起因事象の発生頻度の評価結果を第3.1.3.1.1.5.2.7表に示す。なお、各起因事象の発生頻度の

評価の詳細については参考資料5に示す。

(2) 成功基準の設定

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作の組み合わせ並びにそれらの機能を達成するために必要な条件を定めた。

a. 炉心損傷判定条件

(a) 一般的な炉心損傷判定条件

事故時に、炉心冷却に必要な安全機能が不十分であること
によって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1200℃を超え
ると評価される状態。

(b) LOCA時格納容器除熱シナリオの炉心損傷判定条件

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

(c) 運転時の異常な過渡変化又はLOCAを除く設計基準事故時の2次系からの除熱シナリオの炉心損傷判定条件

- ・ 2次系からの除熱機能が確保されず、崩壊熱を有効に除去できないことから、炉心露出に至ると評価される状態。
- ・ 負荷の喪失、主蒸気隔離弁の誤閉止及びATWS事象においては、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が限界圧力（本評価では、最高使用圧力の1.2倍を適用）を上回ること。
- ・ 給水可能な健全側蒸気発生器での水位回復傾向が、安全評価結果等と比較して有意とは判断できず、1次系温度が低下傾向にない状態。
- ・ 1次系が飽和状態に無いことが確認できず、自然循環冷

却が損なわれている状態。

- (d) 蒸気発生器伝熱管破損時の破損蒸気発生器隔離失敗シナリオの判定条件

従事者の受ける線量が 100mSv を上回った状態。

b. 起因事象ごとの成功基準の一覧表

(a) 安全機能の同定

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

1. 炉心損傷を防止するために必要な安全機能の同定

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

(イ) 「止める」について

A T W S は原子炉停止に失敗した事象であることから、「原子炉停止」が必要な安全機能の一つとなる。主給水管破断又は主蒸気管破断時に主蒸気隔離に失敗して破断箇所を隔離できない場合には、過冷却状態が継続するため、再臨界防止の観点から高圧注入を用いたほう酸添加を安全機能の一つとして期待した。

原子炉容器破損、大破断 L O C A 及び中破断 L O C A については、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため、「原子炉停止」に期待していない。また、手動停止、原子炉補機冷却水系の部分喪失等、原子炉

トリップを伴わず、運転員の手動による原子炉停止を想定する事象については、原子炉保護系の動作には期待していない。

(ロ) 「冷やす」について

全起因事象において、「崩壊熱除去」が必要である。また、以下の事象については、「1次系保有水の確保」が必要である。

- ・ 格納容器内に1次冷却材が放出する起因事象（大破断 L O C A，中破断 L O C A，小破断 L O C A，加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A，極小 L O C A，1次冷却材ポンプ封水リーク）
- ・ 起因事象発生後に従属的に1次冷却材が放出するシナリオ（1次冷却材ポンプ封水 L O C A，加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A）
- ・ フィードアンドブリードシナリオ
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A，蒸気発生器伝熱管破損）

「1次系保有水の確保」のためには1次系への注水が必要であり、低圧注入系による炉心注水を行う場合には、原子炉容器破損及び大破断 L O C Aを除き、2次系強制冷却による1次系の減圧を行う必要がある。

上記の事象のうち格納容器バイパス以外については、注入段階と再循環段階を考えるとともに、再循環段階では「格納容器内雰囲気冷却（格納容器外への除熱）」も格納容器先行破損に伴う炉心損傷を防止するために必要であ

る。ただし、極小LOCAや1次冷却材ポンプ封水リークにおいて、充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水に成功した場合、「格納容器内雰囲気冷却（格納容器外への除熱）」は不要である。また、格納容器バイパスでは、「1次系保有水の確保」のために、漏えい箇所の隔離が必要である。

(ハ) 「閉じ込める」について

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

以上で同定した安全機能は次のように整理できる。

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

ロ. 安全機能に必要とされる緩和設備又は緩和操作の抽出

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

(イ) 「止める」ための緩和設備又は緩和操作

1) 原子炉停止

- ・ 自動原子炉トリップ
- ・ 緊急ほう酸注入（A T W S 発生時）
- ・ 高圧注入（2次冷却材喪失時に主蒸気隔離に失敗した場合）

(ロ) 「冷やす」ための緩和設備又は緩和操作

1) 1次系保有水の確保

- ・ 高圧注入
- ・ 蓄圧注入
- ・ 低圧注入
- ・ 充てん注入
- ・ 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注入
- ・ 代替再循環

2) 崩壊熱除去

- ・ 2次系からの冷却
- ・ フィードアンドブリード
- ・ 余熱除去冷却器による冷却
- ・ 格納容器スプレイ冷却器による冷却
- ・ 格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却

ハ. 安全機能に対する成功基準の設定

起因事象ごとに主にフロントライン系に着目した必要な安全機能の組み合わせによる成功シーケンスを明示し、フロントライン系の必要台数等の根拠を示す。全起因事象

別の成功シーケンス及び成功基準を整理したものを第3.1.3.1.1.5.2.8表～第3.1.3.1.1.5.2.50表に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.2.8表～第3.1.3.1.1.5.2.50表については参考資料5に示す。ただし、インターフェイスシステムLOCA（余熱除去系及び充てん／抽出のアンバランス以外）については、起因事象発生頻度が十分に小さく、炉心損傷直結として扱った場合においても、全CDFに対して有意な影響はないと判断できることから、炉心損傷直結として扱っており、成功基準は設定していない。

c. 使命時間

(a) 使命時間

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

イ. 内部事象出力運転時レベル1PRA

レベル2PRAにおいて考慮すべき使命時間が7日間であり、レベル1PRAとも共有する以下の緩和設備は、評価する使命時間を7日間とした。

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

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

ロ. 内部事象出力運転時レベル2 P R A

考慮すべき使命時間が7日間である以下の緩和設備は、評価する使命時間を7日間とした。

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

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

また、伊方3号プロジェクトにおけるP R Aの高度化の一環として、本評価では、各起因事象で期待する緩和設備は少なくとも24時間の安定冷却を維持するために必要な設備をモデル化した。具体的には、補助給水系を用いた2次系冷却について、補助給水ポンプの水源である補助給水タンクは余熱除去運転を開始するまでに必要な水量が確保されているが、24時間の高温停止を維持するだけの水量は確保されていない。このため、以下の緩和設備のいずれかに成功することで24時間の安定冷却が維持可能としてモデル化した。

- ・ 2次系強制冷却及び余熱除去運転
- ・ 補助給水ポンプの水源切替（2次系純水タンクへの切替等）
- ・ 主給水系による2次系冷却
- ・ フィードアンドブリード

d. 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの妥当性

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

(3) 事故シーケンスの分析

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生及び各種安全機能喪失の組み合わせのことである。事故シーケンスの分析の目的は、選定した起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能およ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網羅的に展開することである。

本分析では、事故シーケンスを網羅的に展開するために体系的な分析と定量化が可能である手法として、イベントツリー法（小イベントツリー／大フォールトツリー手法）を用いた。

a. イベントツリー

(a) ヘディングの設定

安全機能および成功基準の同定に基づいてイベントツリーのヘディングを設定した。ここでは、事故シーケンスの論

理展開を明確かつ簡潔に提示するため、事象の進展や機能上の相互関係を考慮して、できる限り事象の進展に従いヘディングの順番を決定した。

(b) 事故シーケンスの展開

ヘディングにおける分岐の有無を、関連するすべての緩和設備の状態を考慮して決定し、事故シーケンスを網羅的に展開した。また、時間の経過を考慮したものとして、外部電源喪失時の外部電源の復旧及び1次冷却材ポンプ封水LOCAをモデル化した。

(c) 事故シーケンスの最終状態の分類

展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類し、炉心損傷に至る事故シーケンスについては、「事故シーケンスグループ」に分類した。

各起因事象のイベントツリーを第3.1.3.1.1.5.2.3図～第3.1.3.1.1.5.2.46図に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.2.3図～第3.1.3.1.1.5.2.46図については参考資料5に示す。

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

・グループ1：2次冷却系からの除熱機能喪失

起因事象発生時に補助給水機能が喪失する事故シ

ーケンス，破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等，PWRの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗する事故シーケンス。

・グループ2：全交流動力電源喪失

外部電源が喪失して，サポート系である「非常用所内交流動力電源」も喪失する事故シーケンス。

・グループ3：原子炉補機冷却機能喪失

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

・グループ4：原子炉格納容器の除熱機能喪失

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

・グループ5：原子炉停止機能喪失

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

・グループ6：ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し，蓄圧注入，高圧注入又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シーケンス。

・グループ7：ECCS再循環機能喪失

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

ス。

- ・グループ8：格納容器バイパス

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

b. プラント損傷状態の分類

(a) 事故シーケンスの分類要素

内部事象出力運転時レベル2 P R Aとのインターフェイスを考慮し、炉心損傷に至る事故シーケンスについて、熱水力挙動の類似性及び事故の緩和操作の類似性に基づきプラント損傷状態（以下「P D S」という。）に分類した。

熱水力挙動の類似性として、事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次系圧力並びに炉心損傷時期により分類した。緩和操作の類似性として、熔融炉心の冷却手段及び除熱手段を表す格納容器内事故進展により分類した。

この分類により、レベル1 P R Aより得られる膨大な数の事故シーケンスの各々について、格納容器イベントツリー（以下「C E T」という。）を展開せずにグループ別に現実的な評価が可能である。

分類方法の詳細を以下に示す。

i. 事故のタイプと1次系圧力

事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（1次冷却材ポンプ封水LOCAを含むLOCA，過渡事象，格納容器先行破損又は格納容器バイパス）及び原子炉容器

破損前の1次系圧力の状態（高圧状態，中圧状態又は低圧状態）により分類した。1次系圧力の状態を考慮する理由は，原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や熔融炉心の飛散とその冷却性に影響を与えるためである。事故タイプと1次系圧力による分類記号を第3.1.3.1.1.5.2.51表に示す。

ロ. 炉心損傷時期

炉心損傷時期が事故発生後早期又は後期で分類した。この時期は炉心損傷時に放出される放射性物質の量に影響するとともに，炉心損傷後の原子炉容器破損の時期又は原子炉格納容器圧力や温度の上昇による格納容器機能喪失の時期に影響を与え，緩和操作のための時間余裕に影響を与える。炉心損傷時期の分類記号を第3.1.3.1.1.5.2.52表に示す。

ハ. 格納容器内事故進展

格納容器内事故進展では格納容器機能喪失時期及び熔融炉心の冷却手段を考慮して分類した。格納容器機能喪失時期に関しては，炉心損傷後に格納容器機能喪失が生じる場合又は格納容器機能喪失後に炉心損傷が生じる場合で分類した。後者は，安全注入再循環は機能するが除熱ができず格納容器機能喪失が炉心損傷に先行するため，放射性物質放出挙動が前者と大きく異なり，独立に評価する必要がある。熔融炉心の冷却手段に関しては，非常用炉心冷却設備や格納容器スプレイ系の使用可否により分類した。これらのシステムが使用可能である場合，熔融炉心が冷却さ

れる可能性が高い。なお、レベル2 P R A 学会標準では、原子炉格納容器の除熱手段である格納容器内自然対流冷却の有無により P D S を分類しているが、本評価では格納容器内自然対流冷却を C E T 上でモデル化するため、P D S には分類していない。格納容器内事故進展の分類記号を第 3.1.3.1.1.5.2.53 表に示す。

これら3種類の属性を用いて、伊方発電所3号機の P D S を表記した。P D S の定義を第 3.1.3.1.1.5.2.54 表に示す。

(4) システム信頼性の評価

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

a. 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムの一覧を以下に示す。それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。

1. 電源系
2. 原子炉停止系
3. 信号系

4. 制御回路
5. 制御用空気系
6. 換気空調系
7. 原子炉補機冷却海水系
8. 原子炉補機冷却水系
9. 燃料取替用水系
10. 高压注入系（注入時）
11. 高压注入系（再循環時）
12. 蓄圧注入系
13. 低压注入系（注入時）
14. 低压注入系（再循環時）
15. 格納容器スプレイ系（注入時）
16. 格納容器スプレイ系（再循環時）
17. 補助給水系／主蒸気圧力制御系
18. 破損SG隔離
19. 主蒸気隔離
20. 1次冷却材ポンプ封水LOCA
21. 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
22. 加圧器逃がし弁強制開
23. 代替再循環
24. 2次系強制冷却
25. 充てんポンプ（B，自己冷却式）による代替炉心注水
26. 中型ポンプ車／大型ポンプ車／海水取水用水中
ポンプの確立
27. 格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水系）

28. 格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却海水系）
29. インターフェイスシステム L O C A 隔離
30. 1次系の減圧
31. 安全注入制御／充てん注入／高圧注入停止
32. 余熱除去運転
33. ATWS 緩和設備
34. タービントリップ
35. 1次系圧力上昇の抑制
36. 緊急ほう酸注入
37. 交流電源の回復
38. 非常用ガスタービン発電機・空冷式非常用発電装置／
蓄電池切換操作
39. 主給水系
40. 1次系と2次系の均圧化
41. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
42. 補助給水ポンプの水源回復
43. 特重施設

評価においては、フロントライン系及びサポート系並びにサポート系同士の間での従属性を適切にモデル化するため、それぞれのシステム間に対して従属性マトリックスを作成し、それに基づいたモデル化を行った。それぞれのシステム間の従属性マトリックスの例として、低圧注入系（注入時）の従属性マトリックスを第 3.1.3.1.1.5.2.55 表に示す。また、フロントライン系同士の共用設備の従属性マトリックスを第 3.1.3.1.1.5.2.56 表に示す。

b. システム信頼性評価

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

フォールトツリーの作成に当たって、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき「a. 評価対象としたシステムとその説明」で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーでは、動的機器及び静的機器の故障に加え、緩和設備の機能を阻害する人的過誤、試験又は保守によって使用不能な状態、機能上、現象上及び操作上の従属性並びに共通原因故障を基事象としてモデル化した。

フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障として、電力中央研究所が公開している「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定（2004年度～2010年度7ヵ年27基データ）（2021年9月）」に記載されている対象機器及びその故障モードの一覧を第3.1.3.1.1.5.2.57表に示す。対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する場合、スクリーニングを実施し、展開すべき故障モードの抽出を行った。

なお、内部事象出力運転時レベル1 PRAにおける起因事象の重畳は、発生する確率が非常に小さいと考えられることから考慮していない。一方、LOCA等の起因事象発生時に、

電源、冷却水等のサポート系の機能喪失が重畳する可能性は考えられることから、その影響は、個別の事故シーケンスの評価結果の一部として考慮した。

c. システム信頼性評価の結果

同じシステムであっても、起因事象によっては、必要となる機器の台数等、成功基準が異なる場合がある。そのような場合は、それぞれに対応するフォールトツリーを作成し、非信頼度を評価した。システム信頼性評価結果として、低压注入系(注入時)における非信頼度の評価例を第3.1.3.1.1.5.2.58表に示す。

(5) 信頼性パラメータの設定

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ、定期試験又は保守による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

a. 非信頼度を構成する要素と評価式

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

(a) 状態変更失敗確率

$$Q = Q_d$$

Q_d : デマンド故障確率

(b) 機能維持失敗確率

$$Q = 1 - \exp(-\lambda_r T_m) \cong \lambda_r T_m$$

λ_r : 機能維持失敗の故障率

T_m : 時間パラメータ(*)

(*) 作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用する。待機期間中の故障確率算出には(健全性確認間隔×1/2)を使用する。

(c) 定期試験による待機除外確率

PRAで対象とするシステムに対する定期試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は定期試験データを収集し、待機除外確率を算出した。

定期試験による待機除外確率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ(q)は(式1)で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \dots \dots \dots (式1)$$

MUT : 平均供用時間 (mean up time)

MDT : 平均供用不能時間 (mean down time)

ここで、MUT、MDTはそれぞれ試験間隔(T)、試験時間(t)と同義であるため、定期試験による待機除外確率(q_t)の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned} q_t &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\ &= \frac{t}{(T + t)} \end{aligned}$$

$$\approx \lambda \cdot AOT \quad (\because 1 \gg \lambda \cdot AOT) \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (\text{式 3})$$

(e) その他の非信頼度

三菱重工業社製の耐熱Oリングを使用した場合の1次冷却材ポンプ封水LOCA発生確率については参考資料5に示す。

b. 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する主要なパラメータは、原則として、電力中央研究所が公開している「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定（2004年度～2010年度7ヵ年27基データ）（2021年9月）」に記載されている国内故障率データ（以下「国内一般機器故障率」という。）を使用した。国内プラントの故障実績における機器バウンダリは、「確率論的リスク評価（PRA）のためのデータ収集実施ガイド（電力中央研究所）」の定義に従っている。

機器故障率データについては、原則として、国内一般機器故障率をそのまま使用した。「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定（2004年度～2010年度7ヵ年27基データ）（2021年9月）」において登録されているPRA対象機種のうち、本評価で利用する機種を第3.1.3.1.1.5.2.59表に示す。

評価対象機器のうち、「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定（2004年度～2010年度7ヵ年27基データ）（2021年9月）」でPRA対象機種として登録

されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づきPRA対象機種に分類した。

c. 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

本評価では、外部電源喪失時にディーゼル発電機からの給電にも失敗し全交流動力電源喪失に至った場合の外部電源の速やかな復旧に期待した。復旧失敗確率には外部電源復旧確率に係る報告書の値を使用した。

d. 共通原因故障の評価方法と共通原因故障パラメータ

同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器については、型式、機能、環境、運用方法を考慮して、共通原因故障としてモデル化すべき共通原因故障機器群と故障モードを同定した。

共通原因故障の発生要因は、PRAのシステムモデルに組み込むために、レベル1PRA学会標準及びNUREG文献(NUREG/CR-5485及びNUREG/CR-4780)を参考とし、4つの条件に集約した。以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通原因故障の適用を検討した。

1. 同一系統
2. 冗長の機能を有する同種機器
3. 起因事象発生前の運転状態が同一
4. 同一故障モード

動的機器及び静的機器並びに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。

動的機器については、動的故障モード又は静的故障モード

に区別して検討した。動的故障モードとはポンプの起動失敗、弁の開失敗等であり、静的故障モードとはリーク、閉塞等である。動的機器の動的故障モードは、共通原因故障が発生する可能性が比較的高いと推測されることから、上記条件を満たす動的機器の動的故障モードに対しては共通原因故障を考慮した。電動弁の閉塞等の動的機器の静的故障モードはこれに該当しない。

動的機器の静的故障モード及び静的機器の故障については、共通原因故障の可能性は低いと考えられるが、NUREG/CR-5497（レベル1 P R A 学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2015」にリストアップされているもの及びN U C I Aにて共通原因故障が確認されたものに対しては共通原因故障を考慮した。

共通原因故障パラメータについては、「CCF Parameter Estimations 2015」に記載されるM G L（Multiple Greek Letter）パラメータを使用した。M G Lモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障パラメータである。

(6) 人的過誤の評価

起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を特定し、人間信頼性解析手法を用いて人的過誤確率を評価した。

a. 起因事象発生前人的過誤

(a) 起因事象発生前作業の同定

システム信頼性解析においてモデル化される機器又はシステムに関して、運転定期点検内規等を調査、分析することによって、人間信頼性解析においてモデル化すべき保守、定期試験等を同定した。

(b) 起因事象発生前作業における従属性の同定

プラントで実施されている作業の中から、多重性又は多様性を有する機器やシステムに従属的な機能喪失をもたらす可能性のある作業を同定した。

本評価では、以下の理由により、事象発生前における作業は従属性が十分小さいとして、考慮していない。

- ・別システムの作業は、操作内容や操作時期が異なることから、作業間の従属性は完全に無視できるとして、従属性はないものとする。
- ・同一システム内の各トレンの作業は検査時期が異なることから、各トレンの作業間の従属性は無視できるとして、従属性はないものとする。

(c) 同定した作業の除外

定期試験後や保守後、機器を待機状態又は運転状態に復旧させる作業について、質の高いチェック（作業者とは別の人間による独立なチェック等）によって人的過誤確率が十分に低いと判断できる運転操作については除外した。結果として、事象発生前の人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定し、更にその内のモデル化要否を判断するためスクリーニング基準を設定した。

b. 起因事象発生前人的過誤のモデル化

機器やシステムのアンアベイラビリティに対して、人的過誤事象がどのように影響するかを明確に表すように人的過誤事象をモデル化した。

(a) システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定

人的過誤事象は、その作業失敗が機器及びシステムのアンアベイラビリティに対してどのように影響しているかを表すようにモデル化した。また、対象作業について、人的過誤による動作不能及び作業完了後の回復操作（復旧）失敗をモデル化した。

(b) 校正エラーのモデル化

待機状態にある緩和設備の起動失敗の要因として、起動信号の校正エラーが考えられる場合には、校正エラーをもたらす人的過誤をモデル化した。

本評価においては、機器故障率データとして採用する電力中央研究所の国内一般機器故障率データは設備の校正失敗も機器故障としてカウントされていることから、人的過誤として独立したモデル化は行わないものとした。

c. 起因事象発生前人的過誤の評価

プラント固有又は作業固有の影響因子を分析し、この分析を基に体系的な方法を用いて人的過誤確率を評価した。

(a) 人的過誤確率の評価手法

人的過誤確率は、HRA Calculator を用いた T H E R P (Technique for Human Error Rate Prediction) 手法を用いて、体系的な方法で評価した。

(b) 人的過誤確率の評価

プラント固有の条件に基づいて、人的過誤確率及びその不確かさを評価した。

事象発生前の人的過誤確率を評価する手順は以下のとおり。

- イ. プラント内で想定し得る事象発生前の人的過誤を同定する基準を用いて選定し、操作内容・対象機器に応じて分類する。
- ロ. 分類された各操作及びその他のエラー、それぞれについてTHERP手法を用いて人的過誤確率を評価する。

本評価では人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定していることから、これらの操作失敗のみを評価した。また、現場での操作性及び作業員の熟練度等から設定した行動形成因子に基づきストレスレベルを決定した。

(c) 運転員や保守員による過誤回復の評価

本評価においては、保守や点検作業後の複数の運転員や保守員による過誤回復を期待した評価を行った。その際、運転員や保守員の数、運転員や保守員間の従属性レベル及びストレス／スキルファクタを適切に設定した。

d. 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員はそれに対応する故障・事故処理内規等（以下「手順書」という。）に記載されている操作手順にしたがって、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAでは原則、手順書に記載されている操作を対象とした。ただし、リスク上重要な機器に対

する運転員の回復操作に期待できると判断された場合、当該操作のモデル化も検討した。

なお、要求どおりに作動しているポンプの誤停止や、開状態を維持しなければならない弁を誤って閉めるといった誤操作に関する人的過誤（コミッションエラー）について、THERP手法では、詳細な評価が行えないことから、評価の対象外とした。

e. 起因事象発生後人的過誤のモデル化

事故シーケンスの詳細さに応じて、要求される緩和操作が適切に実施されない場合の影響を表現するように人的過誤事象をモデル化した。

(a) 人的過誤事象を特定する条件

機器及びシステムの故障の原因となる起因事象発生後の人的過誤事象について、次の情報を検討して、当該人的過誤事象を特定する条件を定義した。

i. 事故シーケンス特有の手順書

人的過誤事象ごとに、緩和操作として同定された操作が記載されている手順書を分析した。

ii. 事故シーケンス特有の時間的な特徴

人的過誤事象ごとに、操作時間やアクセスを含めた時間的な余裕を適切に設定した。

iii. 監督者又は上位職者からの指示の可能性

上位者等によるバックアップの従属性を適切に考慮して設定した。

iv. 緩和操作の内容

操作に失敗した場合の緩和系への影響を考慮し、モデルに反映した。

(b) 認知失敗（診断失敗含む）及び操作失敗の定義

起因事象発生後の人的過誤確率評価では、認知失敗（プラントの状況と実施すべき対応策を認識することの失敗、診断失敗を含む。）と操作失敗を分けて定義した。

プラントで事故が発生した場合、緩和操作を行うために事象を特定し、その事象に対応する手順書へ移行する診断を行う。その診断に失敗するといった診断過誤を考慮し、診断に失敗した場合には、手順書に記載された該当箇所の操作に期待できないものとした。

事故後に実際に行われる運転員操作は以下の流れで行われるものと想定した。

- イ. 警報，信号，計測表示等（兆候）により異常を検知し，参照すべき手順書の該当箇所を判断する。
- ロ. 手順書において，判断を伴う記載があった場合，計器等を確認する。
- ハ. 手順書に基づいて，実際の操作を行う。

このうち、イ.及びロ.が認知（診断）行為に、ハ.が操作行為に分類され、それぞれの人的過誤確率を評価した。

f. 起因事象発生後人的過誤の評価

プラント固有，シナリオ固有の影響因子の分析及び同一事故シーケンスにおける人的過誤事象間の依存因子の分析を基に人的過誤確率を評価した。

(a) 人的過誤確率の評価手法

人的過誤確率は、HRA Calculator を用いた C B D T M / T H E R P (認知(診断)過誤確率を C B D T M (Cause-Based Decision Tree Method)、操作過誤確率を T H E R P で算出。) 及び H C R / O R E / T H E R P (認知(診断)過誤確率を H C R / O R E (Human Cognitive Reliability / Operator Reactor Experiments)、診断過誤確率を T H E R P で算出。) により、人的過誤確率を体系的な方法でそれぞれ評価し、原則として 人的過誤確率が高く評価される手法を採用した。

(b) 人的過誤確率の評価

プラント固有、シナリオ固有の行動形成因子の影響を分析し、人的過誤確率及びその不確実さを評価した。C B D T M による認知(診断)過誤確率はディシジョンツリーの設定値から算出した。また、H C R / O R E による認知(診断)過誤確率は、安全解析結果及び運転員インタビュー等に基づき設定した時間パラメータから算出した。

(c) 人的過誤確率の評価に当たっての従属性の考慮

タスク(作業又は緩和操作)間の従属性は、システムのアンベイラビリティ若しくは事故シーケンス又はカットセットの発生頻度に対して大きな影響がある。このため、同一の事故シーケンスに複数の人的過誤が含まれる場合の人的過誤確率の評価においては、個々の操作が実行される時点におけるプラント及び運転員の状況を踏まえ、以下のとおり、先行する人的過誤との因果関係の有無を考慮した。

イ. トレン間従属性

1 系統に対し，2 トレン又はそれ以上のトレン数にわたり同様の認知又は操作を実施する場合，従属性を考慮し，そのレベルは完全従属とする。

ロ. 同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性

同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルは，HRA Calculator の従属性評価用のイベントツリーを用いて算出し，従属性を考慮した条件付き人的過誤確率は THERP 手法に基づき算出する。HRA Calculator の従属性評価用のイベントツリーを第 3.1.3.1.1.5.2.47 図に，また，NUREG/CR-1278（以下，「THERP-Handbook」という。）を参照した従属レベルごとの人的過誤確率を第 3.1.3.1.1.5.2.60 表に示す。なお，第 3.1.3.1.1.5.2.47 図については参考資料 5 に示す。

g. 回復操作の評価

本評価においては，機器の故障により喪失した系統機能の回復操作に期待した（具体的には待機ポンプの起動操作などに期待した。）。これらの操作は，手順書に記載のあるものを対象としており，成立性に問題はない。

(7) 事故シーケンスの定量化

a. 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前述の種々の作業は，事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー，フォールトツリーの各基事象に対して数値（起因事象発生頻度，機器故障率，人的過誤確率等）を入力して事故シー

ケンスの発生頻度を計算した。事故シーケンスの定量化は評価ツールである RiskSpectrum®PSA を使用した。RiskSpectrum®PSA は国内外で使用実績のある評価ツールであることから、事故シーケンスの定量化を行う機能に対して必要な評価精度を有している。

b. 炉心損傷頻度の定量化

(a) 起因事象別炉心損傷頻度

事故シーケンスの定量化を行った結果、全 C D F は $3.8E-6$ /炉年となった。起因事象別の C D F を第 3.1.3.1.1.5.2.61 表に示す。なお、第 3.1.3.1.1.5.2.61 表及び結果の考察については参考資料 5 に示す。

(b) 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別の C D F を第 3.1.3.1.1.5.2.62 表に示す。

c. 感度解析

評価結果への影響を把握するため、以下の 2 項目について感度解析を実施した。

- ・蓄電池（3 系統目）を無効にした感度解析
- ・蓄電池（3 系統目）及び非常用 G T G を無効にした感度解析

(a) 蓄電池（3 系統目）を無効にした感度解析

4. 解析条件

「3.1.3.1.1.5.1(1) 発電用原子炉の情報の収集」において評価対象とした、第 3.1.3.1.1.5.1.5 表に示す、蓄電池（3 系統目）によるリスク低減効果を把握することを目

的として、蓄電池（3系統目）を無効とした感度解析を実施した。

ロ. 感度解析結果

感度解析結果について、全CDFの結果を第3.1.3.1.1.5.2.63表に示す。蓄電池（3系統目）及び非常用GTGを反映した全CDFは $3.8E-6$ /炉年であり、本感度解析の全CDFである $3.8E-6$ /炉年からリスク低減効果は1%未満であることを確認した。

(b) 蓄電池（3系統目）及び非常用GTGを無効にした感度解析

イ. 解析条件

「3.1.3.1.1.5.1(1) 発電用原子炉の情報の収集」において評価対象とした、第3.1.3.1.1.5.1.5表に示す、蓄電池（3系統目）及び非常用GTGによるリスク低減効果を把握することを目的として、蓄電池（3系統目）及び非常用GTGを無効とした感度解析を実施した。

ロ. 感度解析結果

感度解析結果について、全CDFの結果を第3.1.3.1.1.5.2.63表に示す。蓄電池（3系統目）及び非常用GTGを反映した全CDFは $3.8E-6$ /炉年であり、本感度解析の全CDFである $3.9E-6$ /炉年から2%程度のリスク低減効果を確認した。

3.1.3.1.1.5.3 格納容器機能喪失頻度評価

(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

内部事象出力運転時レベル1 P R A 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、事故の進展及び緩和操作の類似性から P D S を定義した。

a. プラント損傷状態の分類

P D S を分類した一覧を「3.1.3.1.1.5.2(3)b. プラント損傷状態の分類」に示す。

(2) 格納容器機能喪失モードの設定

事故の進展に伴って原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷が生じ、その結果、格納容器機能喪失に至る可能性がある。そのため、負荷の分析及び同定並びに負荷に対する格納容器構造健全性評価を行い、かつ、原子炉格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能に期待できない事象も考慮し、格納容器機能喪失モードを設定した。

a. 格納容器破損に至る負荷の分析及び同定

(a) 負荷の分析

P W R のシビアアクシデントで考えられている事故進展の概要を第3.1.3.1.1.5.3.1図に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.3.1図については参考資料5に示す。シビアアクシデント時の事故進展では、L O C A 又は過渡事象から原子炉格納容器が破損に至る事故シーケンスと、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステム L O C A から原子炉格納容器をバイパスする事故シーケンスでは、事故進展が大きく異なる。

L O C A，過渡事象の事故シーケンス並びに蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステム L O C A 発生時に隔離に成功した事故シーケンスに対しては，原子炉格納容器の構造健全性が非常に重要となる。

第 3.1.3.1.1.5.3.1 図の P W R のシビアアクシデントで考えられている事故進展から，原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第 3.1.3.1.1.5.3.1 表に示し，これらの負荷を P D S と発生時期で系統的に整理した結果を第 3.1.3.1.1.5.3.2 表に示す。

(b) 負荷の同定

原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える次の負荷に対して，負荷の分析で抽出した負荷の種類ごとに各負荷に対する知見及び負荷がかかる格納容器構造物の部位を整理した結果を第 3.1.3.1.1.5.3.3 表に示す。

原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える次の負荷について，実験成果の要点を以下に示す。

4. 静的圧力荷重

(イ) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧

日米共同事業「格納容器信頼性実証試験構造挙動計画」の実証試験において，B W R M a r k II の 1/10 縮尺モデルの鋼製格納容器への窒素ガス加圧により，常温での漏えい耐力が機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約 6 Pd（Pd：原子炉格納容器の最高使用圧力）であることが確認されている。また，この試験に対する結果を踏まえ，実炉スケール解析評価では，試験結果をほぼ模擬可能な解析モ

デルが構築された。PWR実炉スケールでは、構築された解析モデル化技術を適用した有限要素法解析を実施した結果、最高温度200℃時で2Pd程度までは十分な耐力があると判断されている。

ロ. 動的圧力荷重，局所的動的圧力荷重，ミサイル

(イ) 水素燃焼

水素爆燃については、既往の研究により、ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については、財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）の大規模燃焼試験では、水素濃度15vol%（ドライ条件）でも爆轟に至らないことが確認されている。また、NUPEC/NRC/BNLの高温燃焼試験では、水素濃度15vol%以下の領域において水蒸気濃度25vol%以上では650K（約377℃）の高温でも爆轟に至らないことなどが確認されている。

(ロ) 水蒸気爆発

大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。NUPECのUO₂混合物を用いた水蒸気爆発実験では、水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験では、UO₂混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが、外部トリガーにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の熔融物を用いており、実機の条件と異なる。日本原子力研究所の水蒸気爆発実験では、高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生

が抑制されることが確認されている。近年のPULIMS実験では水深が浅いプール水中に熔融物を落下させた場合における水蒸気爆発の発生が確認されているが、 UO_2 混合物を用いないなど、実機の条件と異なる。

(ハ) 格納容器雰囲気直接加熱

格納容器雰囲気直接加熱の起こる確率は極めて小さいとされている。米国サンディア国立研究所(以下「SNL」という。)のWCプロジェクトでは、テルミット反応(アルミニウムにより金属酸化物を還元する反応。金属酸化物とアルミニウム粉末を混合して加熱することにより、金属酸化物の還元及びアルミニウムの酸化反応から発生する多量の熱を利用して、熔融金属を生成することができる。)による熔融物を用いた試験が行われ、原子炉格納容器の温度上昇、圧力上昇は設計基準内に抑えられたことが確認されている。また、実炉熔融物を用いたCOREXIT試験の結果より、テルミット反応による試験結果と比較して原子炉格納容器の最大圧力上昇が低く加圧効率も低いことが確認されている。

ハ. 熱荷重, 局所的な熱荷重

(イ) 格納容器過温破損

NUPECの重要構造物安全評価では、電気配線貫通部で $266\sim 324^{\circ}\text{C}$ 、フランジガスケットの場合は $279\sim 349^{\circ}\text{C}$ で微少漏えいが観測されている。高電圧モジュールの場合には、 400°C までに漏えいの発生は観測されていない。SNLの試験では、 0.92MPa 、 371°C でも漏えいが生じていない。

(ロ) 格納容器直接接触

この現象はBWR Mark I特有の問題として捉えられていたものであり、米国PWRでの格納容器雰囲気直接加熱評価でも溶融炉心分散量は少ないという評価結果が得られていることから、この現象により格納容器機能喪失に至る確率は極めて小さいと考えられている。

(ハ) ベースマット溶融貫通

実験的研究においても不確かさが大きく負荷評価は難しいが、実際の溶融燃料を用いたCOTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッドに浸透した冷却水により、溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制された。また、近年の溶融炉心・コンクリート相互作用に関する実験及び研究から、クラストが形成されても次のように自重あるいは熱応力によって破碎されることや、コンクリートと溶融炉心の境界のギャップの発生により冷却が促進されると考えられる。

- ・溶融炉心落下時、溶融炉心は完全には粒子化せず、床上を拡がり、床面との間にケーキが形成される。ジェットの一部が粒子化して溶融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水と溶融炉心の間において比較的高い熱流束が維持される（MACE実験，CCI実験より）。
- ・長期冷却時、溶融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破碎していく（JNES解析研究より）ため、時間とともに亀裂の入った

クラストが成長し、熔融炉心全体が固化する。熔融炉心全体が固化した後は、熔融炉心固化物の熱伝導によって熔融炉心の冷却速度が制限されるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリートと熔融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される（COTEL S実験より）。

b. 格納容器構造健全性評価

格納容器機能喪失に至る負荷の分析で同定した負荷に対して、原子炉格納容器の耐性及び判断基準の検討結果を示す。

(a) 格納容器構造物の耐性評価

「a. (b) 負荷の同定」で同定した負荷に対して、国内外での試験結果及び知見を分析し、格納容器構造物の耐性を評価した結果を第3.1.3.1.1.5.3.3表に整理した。

(b) 判断基準の設定

「(a) 格納容器構造物の耐性評価」で整理した負荷に対する耐性評価の結果に基づき、それぞれの負荷の種類ごとに格納容器構造健全性の判断基準を第3.1.3.1.1.5.3.4表に整理した。

c. 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析

(a) 格納容器バイパス事象の分析

格納容器バイパス事象として以下の3つを考慮した。

1. 蒸気発生器伝熱管破損

蒸気発生器伝熱管破損は、有効性評価において、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすもの

と想定していることから、小破断LOCA相当の破断規模となる。

ロ. 温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (Temperature Induced-SGTR)

温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(以下「TI-SGTR」という。)は、1次系が高圧状態で炉心損傷に至る場合に、蒸気発生器伝熱管が長時間、高圧及び高温状態にさらされクリープ破損する現象である。NUREG/CR-6995では、この破損は以下の挙動と依存関係にあるとしている。TI-SGTRは、炉心損傷後に1次系が高圧かつ2次系への給水がない事故シーケンスで発生する可能性が考えられる。

(TI-SGTRに影響する他の挙動)

- ・ 1次系圧力状態
- ・ ホットレグ破損・原子炉容器破損
- ・ 2次系への注水
- ・ 2次系圧力状態
- ・ ループシール解除
- ・ 1次冷却材ポンプ封水リーク又はLOCAの流量及びタイミング

ハ. インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAは、有効性評価における想定から、小破断から中破断LOCA相当の破断規模となる。

(b) 格納容器隔離失敗

格納容器隔離失敗の判定条件は、重大事故発生時、格納容

器隔離に係る設備・機器の損傷又は作動失敗によって原子炉格納容器外への漏えい経路が生じる場合をその漏えいの規模に依らず格納容器隔離失敗とした。

d. 格納容器機能喪失モードの選定

a. から c. までの検討結果を基に格納容器機能喪失モードを選定した結果を第 3.1.3.1.1.5.3.5 表に示す。各格納容器機能喪失モードの概要を以下に示す。なお、第 3.1.3.1.1.5.3.5 表には、原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束する、格納容器健全 (ϕ モード) 及び放射性物質管理放出 (ϕ モード) も示している。

(a) 水蒸気爆発 (α モード, η モード)

高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は水蒸気スパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発 (α モード) と原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイク (η モード) に分類した。

(b) 水素燃焼 (γ モード, γ' モード, γ'' モード)

燃料被覆管のジルコニウムと水蒸気の反応 (ジルコニウム-水反応)、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素などの可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損前 (γ モード)、原子炉容器破損直後 (γ' モード) 及び原子炉容器破損後長期 (γ'' モード) に分類した。

(c) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)

熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する非凝縮性ガス (CO_2 など) が蓄積し、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類した。

(d) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損 (θ モード)

炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として分類した。

(e) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類した。

(f) 格納容器直接接触 (μ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類した。

(g) ベースマット熔融貫通 (ε モード)

熔融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に熔融炉心・コンクリート相互作用によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として分類した。

(h) 格納容器過温破損 (τ モード)

原子炉格納容器雰囲気温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類した。

(i) 格納容器隔離失敗 (β モード)

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類した。

(j) 格納容器バイパス (g モード, v モード)

蒸気発生器伝熱管破損 (g モード) 又はインターフェイスシステム L O C A (v モード) を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類した。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する T I - S G T R も g モードに含めた。

(k) 放射性物質管理放出 (ϕ モード)

フィルタベントにより放射性物質管理放出を行う事象として分類する。

(3) 事故シーケンスの分析

緩和設備の動作状態及びシビアアクシデント時の物理化学現象の発生状態を、P D S ごとに分析して、これらの組合せから事故進展を樹形図で分類する C E T を作成した。

a. 事故シーケンスの特徴分析

(a) シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の

途上で発生する重要な物理化学現象に対し、「(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」で定義した各PDSに対応させて、発生条件及び発生後の事故進展を分析した結果を第3.1.3.1.1.5.3.6表に示す。

(b) 事故の緩和手段の分析

事故の進展及び影響の緩和並びに格納容器機能喪失防止に係る実施可能な緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射線雰囲気条件の下での運転操作可能性を分析した結果を第3.1.3.1.1.5.3.7表に示す。

b. 格納容器イベントツリーの構築

「a. 事故シーケンスの特徴分析」におけるシビアアクシデント時の物理化学現象及び事故の緩和手段の分析結果に基づき、CETを構築した。特重施設イベントツリーについては、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)又は格納容器過温破損(τ モード)に至る事故シーケンス終端に対して個別に接続した。

第3.1.3.1.1.5.3.6表の物理化学現象と第3.1.3.1.1.5.3.7表で分析した緩和手段との関係を、第3.1.3.1.1.5.3.8表に整理した。また、第3.1.3.1.1.5.3.8表に整理した結果から、主要な物理化学現象及び緩和手段をCETのヘディングに選定した。ヘディングの選定結果とその定義を第3.1.3.1.1.5.3.9表に示す。選定したヘディングは、ヘディング間の従属性及び物理化学現象の発生時期や緩和手段の実施時期などを考慮して順序付けした。また、本評価においては、

炉心損傷後の格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞等の影響を考慮し、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイ設備の炉心損傷後の再循環運転には期待していない。このため、溶融炉心の冷却機能が喪失することから、原子炉容器は必ず破損するものと想定し、主要な物理化学現象のうち原子炉容器破損については、ヘディングとして選定していない。

選定したヘディングをヘディング間の従属性（「c. 従属性のモデル化」参照。）を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表すヘディングをイベントツリーの終端として格納容器機能喪失モードと対応付けして（「d. 格納容器機能喪失モードの割付け」参照。）作成したCETを第3.1.3.1.1.5.3.2図に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.3.2図については参考資料5に示す。

なお、CETは扱いの容易さを考慮して原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後及び原子炉容器破損後長期の3つの期間で分割して作成した。

c. 従属性のモデル化

(a) 従属性の検討

CETで分類されたすべての事故シーケンスを対象として、物理化学現象の発生・拡大防止の可能性、緩和手段の従属性を分析した。

炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。ただし、外部電源については外部電源復旧確率が適切に評価できることから、炉心損傷前に外部電源が喪失し、かつ、炉心損傷防止のための外部電源の復旧に失敗して

いるシナリオについては、格納容器機能喪失防止のための緩和操作における被ばくの影響を無視できる時間の範囲内において、燃料被覆管破損までの外部電源の復旧を考慮した。ここで、被ばくの影響を無視できる時間としては、外部電源の復旧の作業場所・内容を特定できないことから、後述する事故進展解析に基づき、燃料から放射性物質が放出されない燃料被覆管破損までの時間を設定した。

(b) シビアアクシデント事象及び緩和手段の従属性

第3.1.3.1.1.5.3.9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へ従属して決定される場合がある。この場合、従属するヘディングは、その複数の従属先のヘディングの状態が確定していなければ、そのヘディングにおける分岐確率を決定できない。また、ヘディングの従属性を明確にしていなければヘディングの順序を決定できないことから、ヘディング間の従属性を整理した結果を第3.1.3.1.1.5.3.10表に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.3.10表については参考資料5に示す。

d. 格納容器機能喪失モードの割付け

(a) 事故シーケンスの最終状態

「(2) 格納容器機能喪失モードの設定」で検討した格納容器機能喪失モードを「b. 格納容器イベントツリーの構築」で作成したCETに割付け、格納容器の最終状態を設定した。

(b) 原子炉格納容器が健全な場合の扱い

原子炉格納容器の健全性が維持される事故シーケンスについても、格納容器機能喪失モードをCETに割付けた。格

納容器機能喪失モードの割付けについて、第 3.1.3.1.1.5.3.2 図の C E T に示す。

(4) 事故進展解析の実施

プラント構成・情報の調査結果及び事故シーケンスを定義する C E T のヘディングの組み合わせから、各 P D S を代表する事故シーケンスに対して解析条件を設定した。設定した解析条件に基づき、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、シビアアクシデント時の物理化学現象による格納容器負荷を解析することで、C E T のヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めた。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

事故進展解析の対象とする事故シーケンスは、P D S ごとに、その P D S を代表する事故シーケンスを選定した。選定に際しては C D F に対する寄与の観点からその P D S を代表し、かつ安全設備及び緩和操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に速い事故シーケンスを考慮した。選定した事故シーケンスを第 3.1.3.1.1.5.3.11 表に示す。なお、第 3.1.3.1.1.5.3.11 表については参考資料 5 に示す。本評価では、「(5)a. 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定」で実施する物理化学現象に係るヘディングの分岐確率を設定する上で、必要となる P D S の事故シーケンスに対して事故進展解析を実施した。なお、本評価においては、炉心損傷後の格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞等の影響を考慮し、炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待

していない。したがって、A E I，S E I，T E Iについては、それぞれA E W，S E W，T E Wと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、事故進展解析を行っていない。また、P D Sが**Cとなる格納容器先行破損シナリオ及びP D SがV，Gである格納容器バイパス事象は、物理化学現象に係るヘディングを考慮せず、直接格納容器機能喪失に至るとしていることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

b. 事故シーケンス解析の条件設定

(a) 解析において考慮すべき項目

事故進展解析に使用するM A A Pコードでは、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作などを模擬することができる。

(b) 解析条件の設定

プラント構成・特性の調査結果を踏まえて設定した、すべての解析に対し共通する基本解析条件を第 3.1.3.1.1.5.3.12表に示す。また、解析対象の事故シーケンスにおける起回事象及び設備作動状況に関する解析条件を第 3.1.3.1.1.5.3.13表に示す。なお、第 3.1.3.1.1.5.3.13表については参考資料5に示す。

(c) 実機適用可能な手法の使用

事故シーケンス解析には、炉心、1次系、2次系及び原子炉格納容器内の挙動を詳細に模擬し、事故発生から格納容器破損以降の放射性物質放出過程までフルスコープで評価可能なM A A Pコードを使用した。M A A Pコードは1次系の

ノーディングは固定であり、原子炉格納容器のノーディングはユーザーが自由に設定できる。当該プラントの1次系のノーディング、原子炉格納容器のノーディングをそれぞれ第3.1.3.1.1.5.3.3図、第3.1.3.1.1.5.3.4図に示す。なお、M A A Pは米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）によって開発されたコードであり、また米国で多数の実機適用実績を持つ検証されたコードである。

c. 事故進展の解析

選定した事故シーケンスについて、プラントの熱水力挙動を解析することによって、事故シーケンスに特有な事故の進展を明らかにした。1次系及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第3.1.3.1.1.5.3.14表に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.3.14表については参考資料5に示す。

C E Tの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱、水蒸気爆発及びベースマット溶融貫通等の負荷の分岐確率評価において必要となる解析結果の情報を第3.1.3.1.1.5.3.15表に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.3.15表については参考資料5に示す。また、事故進展解析結果のパラメータがC E Tの分岐確率評価に与える影響について第3.1.3.1.1.5.3.16表に示す。

それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理した。

(a) プラント損傷状態：A E D

A E Dに分類される事故シーケンスは、大破断L O C A又

は中破断 L O C A が発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約 9.5 時間で原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍に達し、このときの格納容器雰囲気温度は約 170℃、ベースマット侵食深さは約 0.2m である。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけては 4 vol% (ウェット条件) 未満で、水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉下部キャビティへの燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット熔融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・格納容器過温破損の可能性は低い。

(b) プラント損傷状態：A E D + 緩和策

(a) の事故シーケンスに対し、緩和操作として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット (A 及び B) への海水通水による格納容器内自然対流冷却を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけては 4 vol% (ウェット条件) 未満で、水素燃焼

の可能性は低い。

- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策」に示すとおり、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

(c) プラント損傷状態：A E W

A E Wに分類される事故シーケンスは、大中破断L O C Aが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイ再循環による継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍に達する。このときの格納容器雰囲気温度は約158℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4 vol%（ウェット条件）未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量に溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策」に示すとおり、実機条件では水蒸気爆発の

可能性は低い。

- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。

(d) プラント損傷状態：A E W + 緩和策

(c)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4 vol%（ウェット条件）未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量に溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策」に示すとおり、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

(e) プラント損傷状態：S E D

S E Dに分類される事故シーケンスは、小破断L O C Aが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約13時間で原子炉格納容器の最高使用

圧力の2倍に達し、このときの格納容器雰囲気温度は約167℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4 vol%（ウェット条件）未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉下部キャビティへの燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

(f) プラント損傷状態：S E D + 緩和策

(e)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツトの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4 vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼

の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では4 vol%（ウェット条件）以上となるが，水蒸気濃度が55vol%以上であり，水素燃焼の可能性は低い。

- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が溜まっているものの，原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策」に示すとおり，実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており，格納容器破損の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功し，原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており，溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(g) プラント損傷状態：S E W

S E Wに分類される事故シーケンスは，小破断L O C Aが発生し，原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあるが，格納容器スプレイ再循環による継続的な除熱に失敗し，原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約1.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し，約17時間で原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍に達する。このときの格納容器内雰囲気温度は約155℃，ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は，原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4 vol%（ウェット条件）以上であり，水素燃焼

の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では4 vol%（ウェット条件）未満であり，水素燃焼の可能性は低い。

- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量に溜まっているものの，原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策」に示すとおり，実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており，溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

(h) プラント損傷状態：SEW+緩和策

(g)の事故シーケンスに対し，緩和操作として，加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧，格納容器スプレイポンプ（手動）による格納容器スプレイ，格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を実施し，継続的な除熱が行われる。したがって，溶融炉心は冷却され，原子炉格納容器圧力は低く維持され，ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は，原子炉容器破損前で4 vol%（ウェット条件）以上であり，水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容

器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて4 vol% (ウェット条件) 以上となるが、水蒸気濃度が55 vol% 以上であり、水素燃焼の可能性は低い。

- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量に溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策」に示すとおり、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功し、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(i) プラント損傷状態：S L W

S L Wに分類される事故シーケンスは、小破断L O C Aが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイ再循環による継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約1.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約15時間で原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍に達する。このときの格納容器内雰囲気温度は約160℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4 vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃

焼の可能性は低い。

- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量に溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策」に示すとおり、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(j) プラント損傷状態：S L W + 緩和策

(i)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマトの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4 vol%（ウェット条件）未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量に溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書

類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策」に示すとおり，実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。

- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており，格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功し，原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており，溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(k) プラント損傷状態：S L I

S L I に分類される事故シーケンスは，小破断 L O C A が発生し，原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあり，格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われる。したがって，溶融炉心は冷却され，原子炉格納容器圧力は低く維持され，ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は，原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4 vol%（ウェット条件）以上であり，水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量に溜まっているものの，原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策」に示すとおり，実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器スプレイによる格納容器雰囲気の除熱に成功し

ており，格納容器破損の可能性は低い。ただし，本評価における分岐確率の定量化に当たっては，炉心損傷後の格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞等の影響を考慮し，格納容器スプレイ再循環には期待しない。

- ・緩和操作を考慮していないが，原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており，溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(1) プラント損傷状態：TED

TEDに分類される事故シーケンスは，過渡事象が発生し，原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送がないため，原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約16時間で原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍に達し，このときの格納容器雰囲気温度は約175℃，ベースマット侵食深さは約0.2mである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は，原子炉容器破損前では水素濃度が4 vol%（ウェット条件）以上であるが，水蒸気濃度が高いため水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて水素濃度は4 vol%（ウェット条件）未満となり水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉下部キャビティへの燃料取替用水タンク水の移送がないため，水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・格納容器過温破損の可能性は低い。

- ・原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、熔融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

(m) プラント損傷状態：TED+緩和策

(1)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前で4 vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて4 vol%（ウェット条件）以上となるが、水蒸気濃度が55 vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに水が溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策」に示すとおり、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット熔融貫通の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧

力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(n) プラント損傷状態：TEW

TEWに分類される事故シーケンスは、過渡事象が発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイ再循環による継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約3.0時間で格納容器スプレイ作動設定圧に達し、約19時間で原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍に到達する。このときの格納容器雰囲気温度は約170℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4 vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では水素濃度は4 vol%（ウェット条件）未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策」に示すとおり、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上とな

っており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

(o) プラント損傷状態：TEW+緩和策

(n)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ（手動）による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて、4 vol%（ウェット条件）以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期で4 vol%（ウェット条件）以上となるが、水蒸気濃度が55 vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量に溜まっているものの、原子炉設置変更許可申請書添付書類十「7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策」に示すとおり、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放

出しない目安値を下回っている。

d. シビアアクシデント時の物理化学現象の発生及び負荷の
分析

(a) 格納容器負荷の分析

放射性物質閉じ込め機能に影響するシビアアクシデント時の物理化学現象の発生の有無及び発生に伴う原子炉格納容器への負荷を分析した。その結果を第3.1.3.1.1.5.3.15表に選定した事故シーケンスごとに示す。

(b) 格納容器破損に関する検討

格納容器構造健全性の判断基準と事故進展解析結果とを比較し、格納容器破損の有無及びその後の事故進展への影響を分析した。格納容器破損の有無については「c. 事故進展の解析」に記載しており、多くのPDSで緩和操作を行わない場合は、水素燃焼やベースマット溶融貫通等が発生しない場合でも、いずれ原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍に達し、過圧破損に至る結果となった。

e. 事故の緩和操作の時間余裕の解析

本評価で評価対象とした緩和手段に対し、緩和操作の時間余裕を、事故進展解析等の結果を参照の上設定した。

(5) 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDSごとのCDF，及び設定した分岐確率から，構築したCETに基づき，格納容器機能喪失頻度（以下「CFF」という。）を算出した。

a. 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

(a) 機器・システム及び操作

機器・システム及び操作の分岐確率は、機器・システムの故障、故障した機器・システムの回復操作、格納容器機能喪失の防止手段及び放射性物質放出量の緩和操作からなり、操作に係る機器・システムの故障確率及び人的過誤確率から評価した。機器・システムの故障確率及び人的過誤確率は、レベル1 P R Aと同様に、それぞれシステム信頼性解析及び人間信頼性解析に基づき設定した。

(b) 物理化学現象

物理化学現象に関わるヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果を参考に設定した。これらの物理化学現象はまだ十分に解明されておらず、発生可能性を定量的に評価する手法も確立されていないため、現状は専門家の判断といった定性的評価を定量的な数値に置き換えることにより分岐確率を定量化する手法が用いられている。本評価では、NUREG/CR-4700を参考に分岐確率を設定した。具体的な評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第3.1.3.1.1.5.3.17表に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.3.17表については参考資料5に示す。

また、C E Tの定量化のうち物理化学現象に基づき設定する部分の一部は、分解イベントツリー（D E T : Decomposition Event Tree）評価結果を適用して分岐確率を算出した。

(c) 工学的判断

一部ヘディングについては、文献等を根拠とした工学的判

断によって分岐確率を設定した。

(d) ヘディングの従属性

従属性があるヘディングについては、ヘディング間の従属性及び炉心損傷防止手段との従属性を考慮して分岐確率を設定した。例えば、前者については、ホットレグクリーブ破損とT I - S G T Rの従属性が該当し、後者については、事故の緩和手段やサポート系が該当する。

各ヘディングの分岐確率の設定の考え方を第3.1.3.1.1.5.3.18表に、詳細な設定方法を第3.1.3.1.1.5.3.19表に示す。なお、第3.1.3.1.1.5.3.19表については参考資料5に示す。この考え方に従い各ヘディングの分岐確率を定量化した。

b. 格納容器機能喪失頻度の解析及び分析

格納容器機能喪失モード別C F Fを第3.1.3.1.1.5.3.20表に示す。

管理放出を含まない全C F Fは $5.3E-7$ /炉年となった。全C F Fのうち、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)の寄与が46.9%、格納容器隔離失敗(β モード)の寄与が28.5%、蒸気発生器伝熱管破損(g モード)の寄与が16.3%、 ν (インターフェイスシステムL O C A)の寄与が7.0%であった。これら以外の格納容器機能喪失モードの寄与はそれぞれ1%以下となっている。格納容器機能喪失頻度の考察については参考資料5に示す。

(6) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

C E Tによって同定されたすべての事故シーケンスを環境

へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類し、PDSの発生頻度及びCETの分岐確率を用いて、放出カテゴリごとの発生頻度を求めた。

a. 放出カテゴリの分類

CETで同定されたすべての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類した。ここで、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似するとは、放出時期、それらに関係した移行経路が類似することである。

放出カテゴリを選定した際の考慮事項を第3.1.3.1.1.5.3.21表に示す。また、選定された放出カテゴリと格納容器機能喪失モードの対応を第3.1.3.1.1.5.3.22表に示す。

事故シーケンスを放出カテゴリに分類するに当たって、格納容器機能喪失モードと放出カテゴリが必ずしも1対1で対応しない例外的な漏えい経路について次のような取り扱いとする。

- ・格納容器隔離失敗（ β モード）には、格納容器バイパスとなる漏えい経路も存在する。例えば、1次冷却材ポンプ封水戻りラインの隔離失敗の場合は、放射性物質が1次系から1次冷却材ポンプ封水戻りラインを經由し原子炉格納容器外に漏えいする漏えい経路が考えられる。この場合は、放射性物質が格納容器雰囲気を経由しないことから格納容器バイパスに該当する。しかし、放出カテゴリが隔離失敗（内部事象及び外部事象）（F5）であっても格納容器バイパス（内部事象）（F1）であっても、

「3.1.3.1.1.5.4(1)b.(b) 格納容器機能喪失の放出量評価」に示すとおりCs-137の放出量が100TBqを超過するという結果に違いはない。したがって、リスク指標のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度を評価する上では、格納容器隔離失敗（βモード）の細分化は不要であるため、格納容器隔離失敗（βモード）に至る事故シーケンスを放出カテゴリの隔離失敗（内部事象及び外部事象）（F5）に分類した。

- ・格納容器隔離失敗（βモード）には、小規模な漏えい経路を含むため小規模な格納容器隔離失敗と原子炉格納容器の除熱機能の喪失が重畳しているような場合には、格納容器隔離失敗後に格納容器過圧破損に至ると考えられる。このように、小規模な格納容器隔離失敗と格納容器破損が重畳することが考えられるが、放出カテゴリが隔離失敗（内部事象及び外部事象）（F5）であっても格納容器破損（内部事象）（エナジェティック）（F3A）又は格納容器破損（内部事象）（その他）（F3C）であっても、「3.1.3.1.1.5.4(1)b.(b) 格納容器機能喪失の放出量評価」に示すとおりCs-137の放出量が100TBqを超過するという結果に違いはない。したがって、リスク指標のCs-137の放出量が100TBqを超過するような事故の発生頻度を評価する上では、格納容器隔離失敗（βモード）の細分化は不要であるため、格納容器隔離失敗（βモード）に至る事故シーケンスを放出カテゴリの隔離失敗（内部事象及び外部事象）（F5）に分

類した。

b. 放出カテゴリごとの発生頻度の定量化

放出カテゴリに分類したすべての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第3.1.3.1.1.5.3.23表に示す。なお、本評価は内部事象出力時レベル2 P R Aの評価であるため、外部事象に係る放出カテゴリに分類された事故シーケンスの評価結果は、第3.1.3.1.1.5.3.23表に含めていない。

放出カテゴリのうち健全(設計漏えい)(内部事象)(F6)の発生頻度が最も大きく、 $2.6E-6$ /炉年であった。次に放射性物質管理放出の発生頻度が大きく、 $4.3E-7$ /炉年であった。

(7) 感度解析

a. 感度解析

評価結果への影響を把握するため、以下の3項目について感度解析を実施した。

- ・ 特重施設を無効にした感度解析
- ・ 特重施設及び蓄電池(3系統目)を無効にした感度解析
- ・ 特重施設及び蓄電池(3系統目)並びに非常用G T Gを無効にした感度解析

(a) 特重施設を無効にした感度解析

1. 解析条件

「3.1.3.1.1.5.1(1) 発電用原子炉の情報の収集」において評価対象とした、第3.1.3.1.1.5.1.5表に示す、特重施設によるリスク低減効果を把握することを目的として、

特重施設を無効とした感度解析を実施した。

ロ. 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.5.3.24表に示す。特重施設及び蓄電池（3系統目）並びに非常用GTGを反映した全CFRは $5.3E-7$ /炉年であり，本感度解析の全CFRである $1.1E-6$ /炉年と比較すると特重施設追加により5割程度のリスク低減効果を確認した。

(b) 特重施設及び蓄電池（3系統目）を無効にした感度解析

イ. 解析条件

「3.1.3.1.1.5.1(1) 発電用原子炉の情報の収集」において評価対象とした，第3.1.3.1.1.5.1.5表に示す，特重施設及び蓄電池（3系統目）によるリスク低減効果を把握することを目的として，特重施設及び蓄電池（3系統目）を無効とした感度解析を実施した。

ロ. 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.5.3.24表に示す。特重施設及び蓄電池（3系統目）並びに非常用GTGを反映した全CFRは $5.3E-7$ /炉年であり，本感度解析の全CFRである $1.1E-6$ /炉年と比較すると特重施設及び蓄電池（3系統目）追加により5割程度のリスク低減効果を確認した。

(c) 特重施設及び蓄電池（3系統目）並びに非常用GTGを無効にした感度解析

イ. 解析条件

「3.1.3.1.1.5.1(1) 発電用原子炉の情報の収集」において評価対象とした，第3.1.3.1.1.5.1.5表に示す，特重

施設及び蓄電池（3系統目）並びに非常用G T Gによるリスク低減効果を把握することを目的として、特重施設及び蓄電池（3系統目）並びに非常用G T Gを無効とした感度解析を実施した。

ロ. 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.5.3.24表に示す。特重施設及び蓄電池（3系統目）並びに非常用G T Gを反映した全C F Fは $5.3E-7$ /炉年であり、本感度解析の全C F Fである $1.2E-6$ /炉年と比較すると特重施設及び蓄電池（3系統目）並びに非常用G T G追加により5割程度のリスク低減効果を確認した。

3.1.3.1.1.5.4 ソースターム評価

(1) 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに解析の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全及び管理放出の放出カテゴリについてはソースターム解析、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては定性的な評価を実施した。本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度」に着目した。

a. 評価対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定した。なお、「3.1.3.1.1.5.3(6) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」で整理した放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して選定した代表的な事故シーケンスについては参考資料5に示す。

b. ソースタームの評価

格納容器健全及び管理放出の放出カテゴリについては代表的な事故シーケンスに沿ってソースタームを解析し、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては代表的な事故シーケンスの放出量を定性的に評価した。

(a) 格納容器健全の放出量評価

格納容器健全のソースターム解析には、シビアアクシデント解析コードであるMAAPコードを用いた。MAAPコードでは、炉心溶融に伴う燃料からの放射性物質の放出及び放射性物質の状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及

び溶融炉心からの放射性物質の放出（原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化，溶融炉心・コンクリート相互作用における放射性物質放出量の時間変化等），原子炉冷却系内の挙動（原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量，構造物表面への沈着量の時間変化等），原子炉格納容器内の挙動（原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量，構造物表面への沈着量の時間変化等）を考慮した解析を行い，原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合（炉心内蓄積量比）を事象進展に応じて評価することが可能である。

格納容器健全の評価では，放射性物質等を第3.1.3.1.1.5.4.1表に示す12のグループに分けて原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求め，原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に別途アニュラス空気再循環設備の効果を考慮して環境への放射性物質の放出量を求めた。なお，アニュラス空気再循環設備が起動して，アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は，アニュラス空気再循環設備のフィルタによる低減効果に期待できない。このため，本評価では，原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は，アニュラス部内に保持され，アニュラス空気再循環設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されると仮定した。

Cs-137放出量の評価においては，12のグループのうち，グループ2（CsI）及びグループ6（CsOH）の解析結果を使用した。

解析の対象とする事故シーケンスとしては，AEDのうち炉心損傷が早く，事故進展中の原子炉格納容器圧力が高く推

移することから環境に放出される放射性物質が多くなり、かつ、「3.1.3.3 被ばく評価」において厳しい条件となるように、設置変更許可申請書添付書類十「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同じ「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定した。このため、MAAP解析によって得られる本事故シーケンスの事故進展については設置変更許可申請書添付書類十「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同じである。第3.1.3.1.1.5.4.2表に示す放出放射エネルギー評価条件及び第3.1.3.1.1.5.4.3表に示す炉心内蓄積量を用い、それぞれの核種グループについて、事故発生から7日間の大気中への放射性物質の放出量を評価した結果を第3.1.3.1.1.5.4.4表及び第3.1.3.1.1.5.4.1図に示す。また、第3.1.3.1.1.5.4.4表のうち、Cs類で評価対象としている核種の放出量の内訳を第3.1.3.1.1.5.4.5表に示す。Cs-137の放出量は事故発生後7日時点で約3.4TBqとなり、100TBqを下回ることを確認した。

なお、第3.1.3.1.1.5.4.3表及び第3.1.3.1.1.5.4.4表では、「3.1.3.3 被ばく評価」においてMACCS2コードの入力としてソースターム情報を使用するため、本解析コードの入力仕様に合わせて12核種グループから9核種グループに縮約した値を示している。

(b) 格納容器機能喪失の放出量評価

格納容器機能喪失の各放出カテゴリに対して選定した代表的な事故シーケンスのソースタームを既往の知見により定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても

100TBq を超過することを確認した。

(c) 管理放出の放出量評価

管理放出の放出量評価の詳細については参考資料5に示す。

C s - 1 3 7 の放出量は事故発生後7日時点で約 0.69TBq (設計漏えい：約 0.68TBq, フィルタベント：約 0.0066TBq) となり、100TBq を下回ることを確認した。

c. 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

すべての放出カテゴリに対して、ソースタームと発生頻度を評価することにより、C s - 1 3 7 放出量が 100TBq を超える事故シーケンスの発生頻度を求めた。放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果を整理したものを第 3.1.3.1.1.5.4.9 表に示す。事故時の C s - 1 3 7 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は $5.3E-7$ /炉年となった。

(2) 不確実さ解析及び感度解析

安全性向上評価における不確実さ解析及び感度解析の実施目的は、各放出カテゴリにおける不確実さの要因及び重要な解析条件を特定し、不確実さや感度も踏まえて C s - 1 3 7 放出量が 100TBq を超えるか否かを確認することである。格納容器健全及び管理放出以外の放出カテゴリについては、既往の知見により定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても 100TBq を超過することを確認していることから、不確実さ解析及び感度解析では格納容器健全及び管理放出の放出カテ

ゴリを対象とした。

a. 格納容器健全の放出量評価

(a) 不確実さ解析

放射性物質の放出が集中する事象初期の物理挙動に影響し、環境への放射性物質の放出挙動に対する影響が大きい以下の5つの不確実さ因子に着目することにより、(1)で示した格納容器健全の放出カテゴリの代表的な事故シーケンスを対象としたCs-137放出量への影響について検討した。

- イ. 放射性物質の炉心から格納容器内雰囲気（気相部）への放出
- ロ. 原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器内壁面等への沈着による気相部からの除去
- ハ. 沈着及び液相からの放射性物質の再放出
- ニ. 原子炉格納容器からの放射性物質の漏えい
- ホ. 1次系内及び原子炉格納容器内の熱的挙動

以上の不確実さ因子に対応する代表的なパラメータとして、Cs-137放出量に影響を与えるMAAPコードのパラメータの確率分布を入力として、モンテカルロ手法により60個のデータセットを作成し、60ケースの解析を実施した。なお、各パラメータの確率分布の設定方法については参考資料5に示す。その他の入力条件は「(1)b.(a)格納容器健全の放出量評価」で用いた条件と同じである。また、MAAPコードによる解析結果を用いて、Cs-137放出量の平均値及び不確実さ幅（最大値及び最小値）を評価した。

不確かさ解析の結果、得られたCs-137放出量を第3.1.3.1.1.5.4.3図及び第3.1.3.1.1.5.4.4図に示す。Cs-137放出量評価結果の最大値は約3.7TBq、最小値は約2.1TBqであり、格納容器健全におけるCs-137放出量は不確かさを考慮しても100TBqを下回ることを確認した。

また、基本ケースの解析結果が不確かさ幅の上限近傍に位置すること及び放出量が最大となるケースでも100TBqまでに十分な余裕があることが確認できた。

(b) 感度解析

イ. アニュラス空気再循環設備の起動時間に係る感度解析

Cs-137放出率は、炉心損傷後に増加し、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効率を見込むことができるアニュラス負圧達成後に急激に減少する。したがって、設置変更許可申請書添付書類十「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて実施したCs-137放出量評価に係る感度解析のうち炉心損傷からアニュラス負圧達成までの時間が最も長くなるアニュラス空気再循環設備の起動が20分遅れた場合を対象として感度解析を実施した。その結果、Cs-137放出量は約4.5TBqであり、仮にアニュラス空気再循環設備の起動が20分遅れた場合を考慮しても、100TBqを下回ることを確認した。

ロ. 格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析

格納容器貫通部除去効果を考慮した場合、粒子状物質であるCs-137放出量が低減する。このため、格納容器貫通部除去効果を考慮した感度解析を実施した。その結果、

Cs-137放出量は約0.34TBqであり、100TBqを下回ることを確認した。

b. 管理放出の放出量評価

不確かさ解析及び感度解析については参考資料5に示す。

第3.1.3.1.1.5.1.1表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベル1PRA (1/5)

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
1.プラントの構成・特性の調査	PRA実施にあたり必要とされる基本的な情報	<ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉設置変更許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 燃料体設計認可申請書 4) 系統図集 (1次系, 2次系, 他) 5) 単線結線図 6) 展開接続図 (EWD) 7) フォンクショナルダイヤグラム 8) 計装プロット図 9) プラント機器配置図 <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 10) 系統設計仕様書 <ul style="list-style-type: none"> ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 11) 機器設計仕様書 12) ポンプ成績表
	a) 設計情報	
	b) 運転管理情報	<ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書類 <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転操作内規 ・ 運転定期点検内規 ・ 故障・事故処理内規 ・ 警報処理内規 ・ 運転巡視点検内規

第3.1.3.1.1.5.1.1表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベル1PRA(2/5)

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
2. 起因事象の選定	原子炉冷却材の流出, 外部電源喪失などに関する事例	<p>1) 上記1の情報源</p> <p>2) 国内PWRプラント運転実績</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設運転管理年報 ・NRAホームページ ・NUCIAホームページ <p>3) 米国PWRプラント運転実績</p> <ul style="list-style-type: none"> ・NUREG-0020, “Licensed Operating Reactors - Status Summary Report” . ・NUREG-1187, “Performance Indicator for Operating Commercial Nuclear Power Reactors” . ・NRC ホームページ <p>4) 起因事象に関する文献</p> <ul style="list-style-type: none"> ・WASH-1400, “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants” . ・NUREG-1150, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants” . ・NUREG-1829, “Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process” . ・NUREG/CR-3300, “Review and Evaluation of the Zion Probabilistic Safety Study” . ・NUREG/CR-4550, “Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events; Methodology Guidelines” . ・NUREG/CR-5750, “Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants” . ・NUREG/CR-6928, “Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants” . ・SPAR Initiating Event Data and Results 2015, Parameter Estimation Update ・IAEA-TECDOC-719, “Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment” .

第3.1.3.1.1.5.1.1表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベル1PRA (3/5)

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
2. 起因事象の選定 (続き)	原子炉冷却材の流出, 外部電源喪失などに関する事例 (続き)	<ul style="list-style-type: none"> • EPRI Technical Report “Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments Revision 4” 5) 出力運転以外の状態で発生した起因事象に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> • 2007年度電共研「リスク情報活用に向けた停止時PRAモデルの高度化に関する研究」 • NSAC-84, “Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA” • NUREG/CR-5015, “Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99”, Brookhaven National Laboratory • IPSN, “A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor”, Main Report • EDF, “A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)”, Overall Report • NUREG/CR-6144, “Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1_Analysis of Core Damage Frequency from Internal Events During Mid-Loop Operations” • EPRI1003113, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000)” • EPRI1021176 “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009)”

第3.1.3.1.1.5.1.1表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベルI PRA (4/5)

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
3. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> 安全系などのシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和操作 	<ol style="list-style-type: none"> 上記1の情報源 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 成功基準に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> SAFETY EVALUATION OF TOPICAL REPORT WCAP-15603, REVISION 1, May 20, 2003. Development of General Criteria for Screening Loss of Room Cooling in PRA Modeling”, Young G Jo and Taeyong Sung, ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Columbia, SC, September 22-26, 2013. EPRI 1021067, “Plant Support Engineering: Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual, Revision 1” .
4. 事故シナリオの分析	対象プラントに即した機器故障モード, 運転形態など	<ol style="list-style-type: none"> 上記1の情報源 上記3, 4及び下記6, 7の実施結果 健全性確認間隔の調査結果 外部電源復旧確率に係る報告書
5. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和操作等 各種操作, 作業等に係る体制 	<ol style="list-style-type: none"> 上記1, 3, 4の情報源 人間信頼性解析に関する報告書 <ul style="list-style-type: none"> NUREG/CR-1278, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications” EPRI 3002003150, “A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Value for Joint Human Error Probabilities” EPRI TR-100259, “An Approach to the analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment” The EPRI HRA Calculator® Software Manual 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果 人間信頼性解析に関わるプラント職員等への聞き取り調査
6. 人間信頼性解析		

第3.1.3.1.1.5.1.1表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベル1PRA(5/5)

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
7.パラメータの作成 1)機器故障 2)アンペアバイラビリティ	対象プラントに即したデータ及びパラメータ	1)上記1の情報源 2)国内機器故障率データ <ul style="list-style-type: none"> ・確率論的リスク評価(PRA)のためのデータ収集実施ガイド(2018年10月)(財)電力中央研究所 ・国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2004年度~2010年度7ヵ年27基データ)(2021年9月)(財)電力中央研究所 3)試験による待機除外の調査結果 4)共通原因故障データ <ul style="list-style-type: none"> ・NUREG CCF Parameter Estimations 2015 ・NUREG/CR-5497, "Common cause failure parameter estimations"

第3.1.3.1.1.5.1.2表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベル2PRA(1/5)

レベル2PRAの実施項目	必要な情報	主な情報源
(1) プラント構成・特性の調査	<p>設計情報</p>	<p>1)原子炉設置変更許可申請書 2)工事計画認可申請書 3)燃料体設計認可申請書 4)系統図集(1次系, 2次系, 他) 5)単線結線図 6)展開接続図(EWD) 7)ファンクションナルダイアグラム 8)計装プロック図 9)プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気盤配置図 10)系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量根拠書 11)機器設計仕様書 12)ポンプ成績表 13)技術連絡書</p>
	<p>運転管理情報</p>	<p>1)原子炉施設保安規定 2)運転手順書 ・運転操作内規 ・運転定期点検内規 ・故障・事故処理内規 ・警報処理内規 ・運転巡視点検内規</p>
	<p>その他</p>	<p>1)審査会合資料の調査 2)設計技術者との議論</p>
(2) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	<p>レベル1PRA結果</p>	<p>内部事象出力運転時レベル1PRA結果</p>

第3.1.3.1.1.5.1.2表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベル2PRA(2/5)

レベル2PRAの実施項目	必要な情報	主な情報源
(3) 格納容器機能喪失モードの 設定	格納容器構造健全性 原子炉格納容器への負荷	1)先行PRA報告書 ・原子炉設置変更許可申請書 2)文献 ・重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書(平成15年3月)(財)原子力発電技術機構 ・原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016(レベル2PRA編)(AESJ-SC-P009:2016) ・NUREG/CR-6025, "The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of Liner". ・NUREG/CR-6075, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion." ・NUREG/CR-6109, "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry." ・NUREG/CR-6427, "Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments". ・NUREG/CR-6995, "SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR".
(4) 事故シナリオの分析	プラント熱水力挙動 緩和手段	1)先行PRA報告書 ・原子炉設置変更許可申請書 2)文献 ・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年4月)(財)原子力安全研究協会 3)実施項目(1)の「プラント構成・特性の調査」の結果 4)実施項目(3)の「格納容器機能喪失モードの設定」の結果
(5) 事故進展解析	プラント熱水力挙動 緩和手段	1)先行PRA報告書 ・原子炉設置変更許可申請書 2)文献 ・PWRの安全解析用崩壊熱について(MHI-NES-1010改4)(2013年7月) 3)実施項目(2)の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4)実施項目(4)の「事故シナリオの分析」の結果

第3.1.3.1.1.5.1.2表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベル2PRA(4/5)

レベル2PRAの実施項目	必要な情報	主な情報源
(6)	システム信頼性解析	1)実施項目(1)の情報源 2)実施項目(4)の「事故シーケンスの分析」の結果 3)人間信頼性解析,パラメータの作成の結果 4)健全性確認間隔の調査結果 5)外部電源復旧確率に係る報告書 ・内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。
格納容器機能喪失頻度の定量化(続き)	人間信頼性解析	1)実施項目(1)の情報源 2)人間信頼性解析に関する報告書 ・内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。 3)起因事象発生前人的過誤に関する調査結果 4)人間信頼性解析に関わるプラント職員等への聞き取り調査
	パラメータの作成	1)国内機器故障率データ ・内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。 2)試験による待機除外の調査結果 3)共通原因故障データ ・内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。 4)実施項目(1)の情報源

第3.1.3.1.1.5.1.2表 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 レベル2PRA (5/5)

レベル2PRAの実施項目	必要な情報	主な情報源
(7) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化	プラント損傷状態 格納容器機能喪失モード 放射性情質移行経路 物理・化学的特性	1) 文献 ・平成15年度 レベル2PSA手法の整備 (PWR) (JNES/SAE04-040) 原子力安全基盤機構 ・平成17年度 レベル2地震PSA手法の整備 (4ルール) (JNES/SAE05-096) 原子力安全基盤機構 ・平成18年度 レベル2地震PSA手法の整備 (4ルール) (JNES/SAE06-087) 原子力安全基盤機構 ・平成19年度 地震時レベル2PSA手法の整備 (4ルール)及びび2ルール) (PWR) (JNES/SAE07-055) 原子力安全基盤機構 2) 実施項目(4)の「事故シナシケンスの分析」の結果 3) 実施項目(6)の「格納容器機能喪失頻度の定量化」の結果
(8) ソースターム解析	放出カテゴリを代表するソースターム	1) 文献 ・平成15年度 レベル2PSA手法の整備 (PWR) (JNES/SAE04-040) 原子力安全基盤機構 ・平成17年度 レベル2地震PSA手法の整備 (4ルール) (JNES/SAE05-096) 原子力安全基盤機構 ・平成18年度 レベル2地震PSA手法の整備 (4ルール) (JNES/SAE06-087) 原子力安全基盤機構 ・平成19年度 地震時レベル2PSA手法の整備 (4ルール)及びび2ルール) (PWR) (JNES/SAE07-055) 原子力安全基盤機構 2) 実施項目(7)の「放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」の結果

第3.1.3.1.1.5.1.3表 有効性評価において期待した対策のうちPRAにて
評価対象とした対策（1／2）

事故シーケンスグループ又は格納容器 機能喪失モード	対策
2次冷却系からの除熱機能喪失	・フィードアンドブリード
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・2次系強制冷却 ・非常用ガスタービン発電機・空冷式非常用発電装置による交流電源の回復 ・充てんポンプ（B，自己冷却式）による代替炉心注水 ・中型ポンプ車を用いた高圧注入ポンプ（B，海水冷却）及び格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却 ・2次系水源補給
原子炉補機冷却機能喪失	全交流動力電源喪失と同じ
原子炉格納容器の除熱機能喪失	・格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ATWS緩和設備 ・緊急ほう酸注入
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・2次系強制冷却 ・低圧注入／低圧再循環
ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイポンプ（B，代替再循環配管使用）による代替再循環 ・格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環
格納容器バイパス	・クールダウンアンドリサーキュレーション

第3.1.3.1.1.5.1.3表 有効性評価において期待した対策のうちPRAにて
評価対象とした対策（2/2）

事故シーケンスグループ又は格納容器機能喪失モード	対策
<ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） ・ 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用 ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ（水源補給前）による代替格納容器スプレイ（原子炉下部キャビティ水張り） ・ 代替格納容器スプレイポンプ（水源補給後）による代替格納容器スプレイ（格納容器内液相部への蓄熱） ・ 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 非常用ガスタービン発電機・空冷式非常用発電装置による交流電源の回復 ・ アニュラス空気再循環系（窒素ポンベ使用）による被ばく低減 ・ 中央制御室換気空調系による被ばく低減
<ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損） ・ 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器逃がし弁（窒素ポンベ使用）による1次系強制減圧 ・ 代替格納容器スプレイポンプ（水源補給前）による代替格納容器スプレイ（原子炉下部キャビティ水張り） ・ 代替格納容器スプレイポンプ（水源補給後）による代替格納容器スプレイ（格納容器内液相部への蓄熱） ・ 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 非常用ガスタービン発電機・空冷式非常用発電装置による交流電源の回復 ・ アニュラス空気再循環系（窒素ポンベ使用）による被ばく低減 ・ 中央制御室換気空調系による被ばく低減
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> ・ 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減 （有効性評価では期待していないが、イグナイタによる水素濃度低減も考慮する。）

第3.1.3.1.1.5.1.4表 PRAにて評価対象とした有効性評価において
期待していない重大事故等対処設備，多様性拡張設
備等の対策

重大事故等対処設備又は多様性拡張設備等の対策
<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替給水（主給水回復） ・ タービンバイパス系の活用（主蒸気ダンプ弁による蒸気放出） ・ 電源系の復旧（外部電源の復旧） ・ 代替制御用空気供給（所内用空気系） ・ 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水 ・ 代替補機冷却（海水取水用水中ポンプ） ・ 加圧器逃がし弁（制御用空気系使用）による1次系強制減圧 ・ 格納容器スプレイポンプ（中央制御室における手動起動）による格納容器スプレイ（原子炉下部キャビティ水張り） ・ 格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却※ ・ 格納容器隔離弁の手動閉止

※原子炉格納容器機能喪失防止対策

第3.1.3.1.1.5.1.5表 PRAにて評価対象とした特重施設及び
蓄電池（3系統目）の対策

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.1.6表 燃料及び溶融炉心の移動経路

	原子炉容器破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため 移動無し	無し
1次系圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールドテーブル	下部一般部

第3.1.3.1.1.5.1.7表 放射性物質の移行経路

移行経路		概要
①	原子炉格納容器の健全性が維持されている場合	炉心溶融が生じたとしても、溶融炉心から放出された放射性物質の大部分は原子炉格納容器内に閉じ込められる。原子炉格納容器内の圧力の上昇に伴い、格納容器気相部に浮遊している一部の放射性物質が原子炉格納容器から原子炉格納容器外（アニュラス部又はアニュラス外）へ漏れ出す。アニュラス空気再循環設備が起動している場合、アニュラス空気再循環設備のよう素用フィルタ及び粒子用フィルタによって、アニュラス部に漏れ出した放射性物質のうちよう素及び粒子状物質の大部分が除去される。よって、放射性物質の放出経路としては、原子炉格納容器からアニュラス外へ直接放出され環境へ放出される経路又は原子炉格納容器からアニュラス部へ放出され排気筒経由で環境へ放出される経路となる。
②	原子炉格納容器の機能喪失が生じた場合（下記③、④以外）	原子炉格納容器（機器搬入口等の原子炉格納容器本体に直接据え付けられている機器を含む）の損傷又は格納容器隔離失敗が生じており、格納容器気相部に浮遊している放射性物質の大部分が機能喪失を生じた箇所から環境へ放出される。
③	蒸気発生器伝熱管破損に加えて炉心損傷が生じた場合	溶融炉心から放出された放射性物質はその大部分が破損した蒸気発生器伝熱管を経由して2次系に移行し、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁経由で環境に放出される。また、溶融炉心から放出されたガスによるクリーブ破損が発生し、1次系が破断した場合は溶融炉心から放出された放射性物質が格納容器内部へも移行する。原子炉格納容器の損傷が生じる場合は上記②の経路も含まれる。
④	インターフェイスシステムLOCAに加えて炉心損傷が生じた場合	溶融炉心から放出された放射性物質はその大部分が余熱除去システムの破損部及び出口逃がし弁を経由して安全補機室に移行し、安全補機室経由で環境に放出される。また、入口逃がし弁から加圧器逃がしタンク経由で放出された放射性物質を含む蒸気によって格納容器内部へも移行する。原子炉格納容器の損傷が生じる場合は上記②の経路も含まれる。
⑤	フィルタベントにより管理放出する場合	参考資料5に示す。

第3.1.3.1.1.5.1.8表 炉心内蓄積量(1/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Xe類	Kr-83m	約3.0E+17
	Kr-85m	約8.5E+17
	Kr-85	約3.4E+16
	Kr-87	約1.2E+18
	Kr-88	約1.7E+18
	Kr-89	約2.1E+18
	Kr-90	約2.2E+18
	Xe-131m	約2.6E+16
	Xe-133m	約1.7E+17
	Xe-133	約5.5E+18
	Xe-135m	約1.2E+18
	Xe-135	約2.3E+18
	Xe-137	約4.9E+18
	Xe-138	約4.6E+18
	Xe-139	約3.3E+18
	I類	Br-83
Br-84m		約1.9E+16
Br-84		約5.4E+17
Br-85		約8.5E+17
Br-86		約8.9E+17
Br-87		約9.8E+17
I-129		約9.8E+10
I-131		約2.7E+18
I-132		約3.9E+18
I-133		約5.5E+18
I-134m		約5.7E+17
I-134		約6.0E+18
I-135		約5.2E+18
I-136m		約1.7E+18
I-136		約1.8E+18

第3.1.3.1.1.5.1.8表 炉心内蓄積量(2/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
C s 類	R b - 8 6	約 8.1E+15
	R b - 8 8	約 1.7E+18
	R b - 8 9	約 2.3E+18
	R b - 9 0	約 2.1E+18
	C s - 1 3 4	約 4.9E+17
	C s - 1 3 6	約 1.8E+17
	C s - 1 3 7	約 3.2E+17
	C s - 1 3 8	約 5.0E+18
T e 類	S n - 1 2 8	約 4.0E+17
	S b - 1 2 7	約 2.5E+17
	S b - 1 2 8 m	約 4.3E+17
	S b - 1 2 9	約 8.8E+17
	S b - 1 3 1	約 2.1E+18
	T e - 1 2 7 m	約 2.0E+16
	T e - 1 2 7	約 2.3E+17
	T e - 1 2 9 m	約 9.1E+16
	T e - 1 2 9	約 8.6E+17
	T e - 1 3 1 m	約 6.6E+17
	T e - 1 3 1	約 2.2E+18
	T e - 1 3 2	約 3.8E+18
	T e - 1 3 3 m	約 2.6E+18
	T e - 1 3 4	約 4.7E+18
B a 類 (M A C C S 2 では S r 類と B a 類に分割)	S r - 8 9	約 2.3E+18
	S r - 9 0	約 2.1E+17
	S r - 9 1	約 3.0E+18
	S r - 9 2	約 3.2E+18
	B a - 1 3 9	約 4.8E+18
	B a - 1 4 0	約 4.8E+18

第3.1.3.1.1.5.1.8表 炉心内蓄積量(3/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
R u 類	C o - 5 8	約 8.4E+15
	C o - 6 0	約 4.5E+15
	M o - 9 9	約 4.9E+18
	M o - 1 0 1	約 4.6E+18
	T c - 9 9 m	約 4.3E+18
	T c - 1 0 1	約 4.6E+18
	R u - 1 0 3	約 4.4E+18
	R u - 1 0 5	約 3.1E+18
	R u - 1 0 6	約 1.7E+18
	R h - 1 0 3 m	約 4.4E+18
	R h - 1 0 5	約 2.9E+18
	R h - 1 0 6	約 1.8E+18
	C e 類	C e - 1 4 1
C e - 1 4 3		約 4.0E+18
C e - 1 4 4		約 3.2E+18
C e - 1 4 6		約 2.2E+18
N p - 2 3 9		約 5.0E+19
P u - 2 3 8		約 3.0E+16
P u - 2 3 9		約 2.4E+15
P u - 2 4 0		約 4.3E+15
P u - 2 4 1		約 1.1E+18

第3.1.3.1.1.5.1.8表 炉心内蓄積量(4/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
L a 類	Y-90	約 2.2E+17
	Y-91m	約 1.7E+18
	Y-91	約 3.1E+18
	Y-92	約 3.3E+18
	Y-93	約 3.8E+18
	Y-94	約 4.0E+18
	Zr-95	約 4.5E+18
	Zr-97	約 4.6E+18
	Nb-95	約 4.5E+18
	Nb-97	約 4.7E+18
	La-140	約 4.9E+18
	La-141	約 4.4E+18
	La-142	約 4.2E+18
	Pr-143	約 3.9E+18
	Pr-144	約 3.2E+18
	Pr-146	約 2.2E+18
	Pr-147	約 1.7E+18
	Nd-147	約 1.7E+18
	Nd-149	約 1.0E+18
	Nd-151	約 5.4E+17
	Pm-147	約 4.7E+17
	Pm-149	約 1.3E+18
	Pm-151	約 5.5E+17
	Sm-151	約 1.7E+15
	Sm-153	約 1.0E+18
	Am-241	約 4.1E+15
	Cm-242	約 6.4E+17
	Cm-244	約 3.1E+16