

3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

3.1.3.1 内部事象出力運転時PRA

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

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

a. 発電用原子炉の情報の収集

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

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

(a) 主要な設備の構成・特性

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

イ 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度挿入を

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

(イ) 原子炉保護設備

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

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

(ロ) 化学体積制御設備

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

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

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

(ハ) 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)

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

ロ 原子炉冷却に関する系統

(イ) 1次冷却設備

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

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

る機能を有する。

- ・ 加圧器により1次冷却系の圧力を一定に制御する。

1次冷却設備の概略を第3.1.3.1-4図に示す。

(ロ) 余熱除去設備

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

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

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

(ハ) 非常用炉心冷却設備

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

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

炉心注入が可能である。

I 蓄圧注入系

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

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

II 高圧注入系及び低圧注入系

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

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

高压注入配管及び低压注入配管から炉心に注入する再循環モードへ移行する。

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

(ニ) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に原子炉を冷却するための設備

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

(ホ) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

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

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

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

(へ) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備

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

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

ハ 原子炉格納施設

(イ) 原子炉格納容器の構成

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

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

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

(ロ) 原子炉格納容器スプレイ設備

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

(ハ) アニュラス空気浄化設備

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

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

(二) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

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

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

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

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

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

II 代替格納容器スプレイ

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

(ホ) 水素濃度制御設備

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

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

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

ニ 原子炉停止に関する系統電源、補機冷却水系等のサポート系

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

(イ) 非常用電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必

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

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

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

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

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

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

(ロ) 代替電源設備

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

(ハ) 工学的安全施設作動設備

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

(ニ) 原子炉補機冷却設備

I 原子炉補機冷却水設備

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

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

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

II 原子炉補機冷却海水設備

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

外部電源喪失時には、ディーゼル発電機から海水ポンプに電力を供給

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

III 代替補機冷却のための設備

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

(ホ) 換気設備

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

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

(ヘ) 制御用圧縮空気設備

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

ホ 特定重大事故等対処施設

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

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

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

(b) 系統間の依存関係

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

(c) 燃料及び熔融炉心の移動経路

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

(d) ソースタームの定量化に必要な情報

川内2号機について、事故時の放射性物質挙動の解析に必要な以下の情報を整理した。

イ 放射性物質の放出経路

川内2号機は加圧水型軽水炉であり、炉心損傷時における放射性物質の放出経路は以下のそれぞれの場合について異なる。

- ① 格納容器健全性が維持されている場合(②を除く)

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

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

ロ 緩和設備の機能

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

ハ 放射性物質の炉心内蓄積量

川内2号機の放射性物質の炉心内蓄積量を第3.1.3.1-9表に示す。

(e) 運転員への聞き取り調査等

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

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

b. 気象情報の収集

気象情報の収集については、3.1.3.5に記載する。

(2) 炉心損傷頻度評価

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

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

a. 起因事象の選定及び発生頻度の評価

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

(a) 起因事象の選定

イ 起因事象の分析及び同定

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

(イ) 既存のPRA研究

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

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

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

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

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

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

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

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

(ロ) 予兆事象の調査

川内2号機において実際に起こった起因事象ではないが、プラントが置

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

ロ 従属性を有する起因事象の同定

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

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

(b) 対象外とする起因事象

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

イ 除外判定基準の例

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

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

ロ 除外した起因事象

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

(イ) 制御用空気喪失

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

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

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

(ロ) AC母線の全喪失

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

(ハ) DC母線の全喪失

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

(ニ) 計装用母線の喪失

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

(ホ) 空調喪失

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

(c) 起回事象のグループ化

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

イ 事象の類似性による起回事象のグループ化

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

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

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

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

(イ) 1次冷却材喪失事故(LOCA)

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

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

I 大破断LOCA

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

II 中破断LOCA

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

III 小破断LOCA

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

IV 極小LOCA

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

V 原子炉容器破損(極度のLOCA)

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

(ロ) 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)

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

(ハ) インターフェイスシステムLOCA

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

(二) 手動停止

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

(ホ) 特殊な起因事象

特殊な起因事象として、サポート系故障のように、従属性を有する起因事象についても、川内2号機の設計を勘案して検討する。

I 原子炉補機冷却機能の全喪失

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

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

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

II 原子炉補機冷却機能の部分喪失

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

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

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

III AC母線の1系列喪失

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

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

IV DC母線の1系列喪失

非常用DC母線の1系列喪失を対象とする。当該事象が発生した場合、

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

- ・ A又はB非常用直流母線(直流コントロールセンタ)の喪失

なお、川内2号機はDC母線の1系列喪失によって自動原子炉トリップに至る設計である。

(へ) 過渡事象

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

I 主給水流量喪失

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

II 外部電源喪失

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

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

III 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

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

IV 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

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

V 主給水管破断(完全両端破断)

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

VI 過渡事象

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

水系の喪失を伴わないトランジェントを対象とする。

(ト) 原子炉トリップ失敗事象(ATWS)

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

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

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

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

ロ 起因事象のグループ化の禁止

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

△LOCA及びSGTRについては、独立した起回事象として評価する。

ハ グループの代表事象の選定

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

(イ) 手動停止

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

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

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

(ロ) 原子炉トリップ失敗事象(ATWS)

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

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

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

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

ニ 選定した起因事象

これまでの起因事象の同定及びグループ化の検討結果に基づき、川内2号機の評価対象とする起因事象は以下の20事象とした。

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

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

(d) 起因事象の発生頻度評価

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

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

を明確にして推定する。一般パラメータを引用する場合は、川内2号機
の特性を考慮して適切なパラメータを用いる。

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

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

川内2号機で評価対象とする起因事象の発生頻度評価方法を第3.1.3.1-13
表に示す。

(e) 起因事象発生頻度の推定

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

イ 原子炉容器破損

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

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

ロ 小破断LOCA

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

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

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間 (炉年)

2016: 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

ハ 大破断LOCA

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

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

ニ 中破断LOCA

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

中破断LOCAの発生頻度

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

ホ 極小LOCA

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

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

486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

ヘ インターフェイスシステムLOCA

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

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

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

- ・ 余熱除去ポンプ吸込側ライン
- ・ 余熱除去ポンプ低温側注入ライン

- ・ 余熱除去ポンプ高温側注入ライン

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

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

- ト 主給水流量喪失

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

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

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

- チ 過渡事象

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

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

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

リ 手動停止

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

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

486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

ヌ 外部電源喪失

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

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

693: 1976年4月1日からの国内PWRプラント運転時間(年)

ル ATWS

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

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

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

- ・ AT事象の発生頻度(タービントリップ操作が必要な場合)

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

- ・ AT事象の発生頻度(タービントリップ操作が不要な場合)

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

486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

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

- ・ ATWS1発生頻度(タービントリップ操作が必要な場合)

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

- ・ ATWS2発生頻度(タービントリップ操作が不要な場合)

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

ヲ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

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

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)の発生頻度

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

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

2016: 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

ワ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

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

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

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

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)の発生頻度

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

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

カ 主給水管破断

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

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

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

2016: 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

ヨ 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)

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

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

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

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

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

SGTRの発生頻度

$$= 1 / (4.1 \times 10^{10} \times (1-0.1)) \times (3382 \times 3) \times 8760 = 2.4 \times 10^{-3} (\text{/炉年})$$

1: 発生実績 (件)

4.1×10^{10} : 国内PWRプラントの蒸気発生器伝熱管本数と

発電時間の積分値 (本・炉時間)

0.1: 伝熱管施栓率

3382×3 : 川内2号機の伝熱管本数 (本)

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

タ 原子炉補機冷却機能の全喪失

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

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

レ 原子炉補機冷却機能の部分喪失

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

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

ソ AC母線の1系列喪失

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

$$\text{AC母線の1系列喪失の発生頻度} = 7.8 \times 10^{-3} (\text{/炉年})$$

ツ DC母線の1系列喪失

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

DC母線の1系列喪失の発生頻度 = 1.6×10^{-4} (／炉年)

以上の算出結果をまとめて、第3.1.3.1-14表に示す。

b. 成功基準

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

(a) 炉心損傷判定条件

イ 一般的な炉心損傷判定条件

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

ロ LOCA時格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件

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

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

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

有意な回復傾向がなく、1次系温度が上昇傾向にある状態。

- ・ 1次系が飽和状態にあり、自然循環冷却が損なわれている状態。

(b) 炉心損傷を防止するために必要な安全機能

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

イ 炉心損傷を防止するために必要な安全機能の同定

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

(イ) 「止める」について

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

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

川内2号機の場合、DC母線の1系列喪失によって自動原子炉トリップに至る設計であるが、自動原子炉トリップに失敗した場合、プラントは通常運転を継続することから、原子炉保護系の動作には期待していない。

(ロ) 「冷やす」について

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

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

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

(ハ) 「閉じ込める」について

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

以上で同定した安全機能は次のように整理できる。

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

ロ 安全機能に必要とされる緩和設備又は緩和操作の抽出

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

(イ) 「止める」ための緩和設備又は緩和操作

I 原子炉停止

- ・ 自動原子炉トリップ
- ・ 緊急ほう酸注入

(ロ) 「冷やす」ための緩和設備又は緩和操作

I 1次冷却系保有水の確保

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

II 崩壊熱除去

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

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

ハ 安全機能に対する成功基準の設定

起因事象ごとに、主にフロントラインシステムに着目した必要な安全機能の組合せによる成功シーケンスを検討し、フロントラインシステムの必要台数等を整理する。全起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参考資料 I に示す。

(c) 診断時間

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

(d) 使命時間

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

イ 内部事象出力運転時レベル1PRA

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

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

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

ロ 内部事象出力運転時レベル2PRA

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

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

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

(e) 成功基準の設定に用いる解析コード

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

c. 事故シーケンスの分析

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

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

(a) 事故シーケンスの分析手法

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

(b) ヘディングの設定

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

(c) イベントツリーの展開

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

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

(d) 事故シーケンスの最終状態の分類

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

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

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

- ・ グループ1:2次冷却系からの除熱機能喪失

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

- ・ グループ2:全交流動力電源喪失

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

- ・ グループ3:原子炉補機冷却機能喪失

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

- ・ グループ4:原子炉格納容器の除熱機能喪失

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

- ・ グループ5:原子炉停止機能喪失

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

- ・ グループ6:ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し、蓄圧注入、高圧注入(極小LOCAでは充てん／

高圧注入)又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ7:ECCS再循環機能喪失

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

- ・ グループ8:格納容器バイパス

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

イ プラント損傷状態の考え方、定義

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

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

(イ) 事故のタイプと1次系圧力

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

(ロ) 炉心損傷時期

炉心損傷時期が事故発生後早期又は後期で分類する。この時期は炉

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

(ハ) 原子炉格納容器内事故進展

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

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

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

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

d. システム信頼性の評価

事故シーケンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対

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

(a) 評価対象としたシステムとその説明

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

評価においては、フロントライン系及びサポート系同士の間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実施した。それぞれのシステム間の従属性マトリックスの例として、低圧注入系（注入時）の従属性マトリックスを第3.1.3.1-19表に示す。また、フロントライン系同士の共用設備の従属性マトリックスを第3.1.3.1-20表に示す。

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

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

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

(b) システム信頼性評価手法

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

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

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

なお、内部事象出力運転時レベルIPRAでは、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が、起因事象の発生とサポート系の機能喪失が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンス

の評価結果の一部として考慮している。

(c) システム信頼性評価の結果

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

e. 信頼性パラメータの設定

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

(a) 非信頼度を構成する要素と評価式

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

(b) 機器故障率パラメータの一覧

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

研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

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

上記の機器故障率を用いて、以下の評価式により基事象発生確率を算出した。

イ 状態変更失敗確率

$$Q=Qd$$

Qd: デマンド故障率

ロ 機能維持失敗確率

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

λ_r : 機能維持失敗の故障率

Tm: 時間パラメータ※

※作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用する。

待機期間中の故障確率算出には(健全性確認間隔×1/2)を使用する。

ハ 試験による待機除外確率

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

試験による待機除外確率は日本原子力学会標準「原子力発電所の確率

論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ(q)は(式3.1.3.1-1)で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT+MDT} \quad (\text{式3.1.3.1-1})$$

ここで、MUT: 供用可能時間 (mean up time)

MDT: 供用不能時間 (mean down time)

MUT、MDTはそれぞれ試験間隔(T)、試験時間(t)と同義であるため、試験による待機除外確率(q_t)の計算式は(式3.1.3.1-2)となる。

$$\begin{aligned} q_t &= \frac{MDT}{MUT+MDT} \\ &= \frac{t}{(T+t)} \\ &= \frac{t}{T(1+\frac{t}{T})} \\ &\doteq \frac{t}{T} \quad (\because T \gg t) \quad (\text{式3.1.3.1-2}) \end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統・機器をリスト化し、試験間隔(試験の実施頻度)と試験時間(試験の開始から終了までの時間)を調査して、試験間隔(T)と試験時間(t)に代入して算出した。

ニ 保守作業による待機除外確率

PRAで対象としたシステムに対する保守作業による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。

保守作業による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同様に、日

本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前述の(式3.1.3.1-1)）から算出する。(式3.1.3.1-1)において、MUT(供用可能時間)は時間依存型の故障率(λ)の逆数で表され、また、保守時間と同義のMDT(供用不能時間)には保安規定で許容されている復旧までの最長の完了時間(待機除外許容時間:AOT)を保守的に適用すると、保守作業による待機除外確率(q_m)の計算式は(式3.1.3.1-3)となる。

$$\begin{aligned}
 q_m &= \frac{\text{MDT}}{\text{MUT} + \text{MDT}} \\
 &= \frac{\text{AOT}}{\left(\frac{1}{\lambda} + \text{AOT}\right)} \\
 &= \frac{\lambda \cdot \text{AOT}}{(1 + \lambda \cdot \text{AOT})} \\
 &\doteq \lambda \cdot \text{AOT} \quad (\because 1 \gg \lambda \cdot \text{AOT}) \quad (\text{式3.1.3.1-3})
 \end{aligned}$$

ホ その他の非信頼度

三菱重工業社製の耐熱Oリングを使用した場合のRCPシールLOCA発生確率については、参考資料 I に示す。

(c) 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

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

(d) 共通原因故障の評価

イ 共通原因故障のモデル化

同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機

器について、型式、機能、運用方法を考慮して、共通原因故障としてモデル化すべき機器群と故障モードを選定し、共通原因故障を評価した。

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

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

動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通原因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通原因故障の適用性を検討した。

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

動的機器の静的故障モード及び静的機器については、共通原因故障の可能性は低いと考えられるが、故障実績があるものに対しては共通原因故障を考慮した。

ロ 共通原因故障パラメータの推定

共通原因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（レベル1PRA学

会標準推奨データベース)の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2012」に記載されるMGL (Multiple Greek Letter) パラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障解析手法である。

f. 人的過誤の評価

人的過誤確率を評価するために、人間信頼性解析を実施する。人間信頼性解析とは、CDFに有意な影響を及ぼし得る人間行動(タスク)に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本評価では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を特定し、その発生確率を算出している。

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。なお、要求どおりに作動しているポンプの誤停止や、開状態を維持しなければならない弁を誤って閉める誤操作に関する人的過誤(コミッションエラー)については、THERP手法では詳細な評価が行えないことから、評価の対象外としている。また、特重施設については、参考資料Ⅱに示す。

(a) 起因事象発生前人的過誤

イ 起因事象発生前作業の同定

(イ) 起因事象発生前作業の同定

システム信頼性解析においてモデル化される機器又はシステムに関して、定期検査要領書、運転基準等を調査、分析することによって、人間信頼性解析においてモデル化すべき試験及び保守作業等を同定する。

(ロ) 起因事象発生前作業における従属性の同定

プラントで実施されている作業の中から、多重性又は多様性を有する機

器やシステムに従属的な機能喪失をもたらす可能性のある作業を同定する。本評価では、以下の理由により、事象発生前における作業は従属性が十分小さいとして、考慮していない。

- ・ 別系統の作業は、操作内容や操作時期が異なることから、作業間の従属性は完全に無視できるとして、従属性はないものとする。
- ・ 同一系統内の各トレンの作業は検査時期が異なることから、各トレンの作業間の従属性は無視できるとして、従属性はないものとする。

(ハ) 同定した作業の除外

試験後や保守作業後、機器を待機状態又は運転状態に復旧させる操作について、作業者とは別の人間による独立なチェック等によって人的過誤確率が十分に低いと判断できる運転操作については除外する。

結果として、事象発生前の人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定し、更にその内のモデル化要否を判断するためスクリーニング基準を設定した。

ロ 人的過誤事象(起因事象発生前)のモデル化

(イ) システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定

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

(ロ) 校正エラーのモデル化

待機状態にある緩和設備の起動失敗の要因として、起動信号の校正エラーが考えられる場合には、校正エラーをもたらす人的過誤をモデル化する。本評価において、機器故障率データとして採用しているNUCIAの国内故障率データでは、設備の校正失敗も機器故障としてカウントされてい

ることから、人的過誤として独立したモデル化は行わない。

ハ 人的過誤確率(起因事象発生前)の評価

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

(イ) 人的過誤確率の評価

プラント固有の条件に基づいて、人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては、人的過誤確率の確率分布に対数正規分布を仮定する。

事象発生前の人的過誤確率を評価する手順は以下のとおりである。

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

本評価では人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定していることから、これらの操作失敗のみを評価する。なお、操作は保守や点検作業後のものであるため、ヒューマンエラーハンドブックを参照し、操作におけるストレスレベルは最適状態とする。

(ロ) 運転員や保修員による過誤回復の評価

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

(b) 起因事象発生後人的過誤

イ 事故シナリオで必要とされる緩和操作の同定

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準に記載されている手順

に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAでは原則、運転基準に記載されている操作を評価対象とする。但し、リスク上重要な機器に対する運転員の回復操作に期待できると判断した場合、当該操作のモデル化も検討する。

ロ 人的過誤事象(起因事象発生後)のモデル化

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

(イ) 人的過誤事象を特定する条件

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

I 事故シーケンス特有の運転基準

緩和操作として同定された操作が記載されている運転基準の該当箇所への移行失敗について、診断過誤として取り扱う。診断過誤が発生した場合、運転基準に記載されている該当箇所の操作には期待できないものとする。

II 事故シーケンス特有の時間的な特徴

運転基準への移行の際に考慮する診断過誤については、操作時間やアクセスを含めた時間的な余裕を適切に設定する。なお、中央制御室における操作や読取りに必要となる時間は十分短く、影響が小さいとして考慮しない。

III 監督者又は上位職者からの指示の可能性

操作や読取りの失敗については、上位者等によるバックアップに期待した評価とする。但し、その際は従属性を設定する。

IV 緩和操作の内容

操作に失敗した場合の緩和系への影響を考慮し、モデルに反映する。

(ロ) 認知失敗(診断失敗含む)及び操作失敗の定義

起因事象発生後の人的過誤確率評価では、認知失敗(プラントの状況と実施すべき対応策を認識することの失敗、診断失敗を含む)と操作失敗を分けて定義する。プラントで事故が発生した場合、緩和操作を行うために事象を特定し、その事象に対応する運転基準へ移行する(診断)。その診断に失敗する診断過誤を考慮し、失敗の場合、運転基準に記載された該当箇所の操作には期待できないものとする。

事故後に実際に行われる運転員操作は、以下の流れで行われるものと想定する。

- ① 警報、信号、計測表示等(兆候)により異常を検知し、参照すべき運転基準の該当箇所を判断する。
- ② 運転基準に基づいて、実際の操作を行う。
- ③ 運転基準において判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。
- ④ ③の確認結果に基づいて、関連する操作を行う。

このうち、①が認知(診断)行為に、②及び④が操作行為、③が読取りに分類され、それぞれの人的過誤確率を評価する。

事象の診断に失敗した場合、運転員は後に続く一連の操作を行わないと考えられることから、①と②～④は完全従属として扱う。診断行為は複数の計器指示、警報等によりプラントで発生した事象を特定する必要があることから、時間的な余裕を考慮する。

③の読取失敗については、読取対象となる計器等が運転基準に明確に記載されていることから、時間的な概念は考慮しない。また、読取失敗に

ついて、複数の計器指示により状況判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。

ハ 人的過誤確率(起因事象発生後)の評価

プラント固有、シナリオ固有の影響因子の分析及び同一事故シーケンスにおける人的過誤事象間の依存因子の分析を基に、体系的な方法を用いて人的過誤確率を評価する。

(イ) 人的過誤確率の評価

プラント固有、シナリオ固有の行動形成因子の影響を査定し、人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては、人的過誤確率の確率分布として対数正規分布を仮定する。ヒューマンエラーハンドブックを参照した内部事象出力運転時PRAでの人的過誤確率の設定方針を第3.1.3.1-24表に示す。

(ロ) 人的過誤確率の評価に当たっての従属性の考慮

タスク(作業又は緩和操作)間の従属性は、システムのアンアベイラビリティ若しくは事故シーケンス又はカットセットの発生頻度に対して大きな影響があることから、同一の事故シーケンスに複数の人的過誤が含まれる場合は、個々の操作が実行される時点でのプラント及び運転員の状況を踏まえ、先行する人的過誤との因果関係の有無を考慮する。なお特重施設を使用した緩和操作の従属性については、参考資料Ⅱに示す。

I トレン間従属性

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

II 同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性

- ・ 事象発生前と事象発生後の人的過誤事象間の従属性は考慮しない。
- ・ 事象発生後の同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性は考慮する。

- ・ 起因事象の要因となる人的過誤事象及び事象発生後の人的過誤事象間の従属性は考慮する。
- ・ 同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルは、NUREG/CR-6883 の SPAR-H (Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis) における従属性評価用のイベントツリーを用いて算出し、従属性を考慮した条件付き人的過誤確率はTHERP手法に基づき算出する。SPAR-Hの従属性評価用のイベントツリーを第3.1.3.1-34図に、また、ヒューマンエラーハンドブックを参照した従属レベルごとの人的過誤確率を第3.1.3.1-25表に示す。

(c) 回復操作の評価

回復操作は、運転基準に記載のあるものを対象としており、機器の故障により喪失した系統機能の回復には期待した評価を行う。具体的には、待機ポンプの起動操作等を期待する。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値(起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等)を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。事故シーケンスの定量化は、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum® PSAを使用して行った。

(b) 事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは 1.3×10^{-6} (/ 炉年) となった。

イ 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象別のCDFを第3.1.3.1-26表に示す。小破断LOCAを起因とする

CDFが全CDFの約4割を占め、次いで、中破断LOCA、原子炉補機冷却機能の全喪失となっている。CDFに対してLOCA関連の起因事象が支配的となった理由は、診断余裕が短く、必要となる操作も多いことから、人的過誤の影響が大きいことによるものである。川内2号機はLOCA発生後の再循環切替を手動で行う設計であるため、再循環切替に関連した人的過誤や、後段のシビアアクシデント(以下「SA」という。)対策の人的過誤との従属性により、CDFへの寄与が大きくなる結果が得られた。なお、中破断LOCAと比較して小破断LOCAのほうが中破断LOCAよりも寄与が大きくなった要因は、主に発生頻度の違いによるものである。

原子炉補機冷却機能の全喪失は、常設電動注入ポンプ等のSA対策による緩和手段に失敗した場合には炉心損傷に至ることから、全CDFへの寄与割合が高い結果となった。

原子炉容器破損はほかの起因事象と比較して起因事象発生頻度は小さいが、炉心損傷を回避する緩和手段がないことから、直接炉心損傷に至る。このため、当該事象の起因事象発生頻度がCDFとなり、全CDFに対する寄与割合が高い結果となった。

なお、重要事故シーケンス選定のためのPRAから追加された原子炉補機冷却機能の部分喪失、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)及びAC母線の1系列喪失は全CDFに対して1%未満の寄与であった。

ロ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.1-27表に示す。LOCA+再循環切替失敗関連の事故シーケンスが分類されるECCS再循環機能喪失のCDFが全CDFに対し高い寄与を有している。

ハ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.1-28表に示す。PDS別のCDFでは、小破断

LOCAと再循環切替操作失敗の組合せの寄与が含まれるSLWのCDFが最も高い値となった。

(3) 格納容器機能喪失頻度評価

内部事象出力運転時レベル2PRAの評価フローを第3.1.3.1-35図に示す。なお、本評価フローは、地震及び津波による影響を除き、地震出力運転時レベル2PRA及び津波出力運転時レベル2PRAにおいても同様である。

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

内部事象出力運転時レベル1PRAで得られた炉心損傷に至る全ての事故シナリオについて、事故の進展及び緩和操作の類似性からPDSを定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。

(a) プラント損傷状態の分類

(2)c.(d)イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(2)g.(b)ハに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

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

(a) 格納容器破損に至る負荷の分析及び同定

事故の進展に伴って生じる原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷による破損形態を抽出し、それらの負荷及び負荷がかかる格納容器構造物の部位に関する知見を整理する。なお、ここで整理した情報は格納容器イベントツリーの構築及び格納容器機能喪失頻度(以下「CFF」という。)の定量化にも用いる。

イ 負荷の分析

PWRのSAで考えられている事故進展の概要を第3.1.3.1-36図に示す。SA時において、「LOCA又はトランジェントから格納容器破損に至る事故シーケンス」と、「SGTR又はインターフェイスシステムLOCAから原子炉格納容器をバイパスする事故シーケンス」とでは、事故進展が大きく異なる。LOCA及びトランジェントの事故シーケンス並びにSGTR及びインターフェイスシステムLOCAを起因事象とし漏えい箇所の隔離に成功した事故シーケンスに対しては、原子炉格納容器の構造健全性が非常に重要となる。

第3.1.3.1-36図に示したPWRのSAで考えられている事故進展から、原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷による破損形態を抽出した結果を第3.1.3.1-29表に示し、これらの負荷による破損形態を事故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理した結果を第3.1.3.1-30表に示す。

ロ 負荷の同定

原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える次の負荷に対して、イ項で抽出した負荷による破損形態の種類ごとに、負荷がかかる格納容器構造物の部位を同定する。

- ・ 静的圧力荷重
- ・ 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル
- ・ 熱荷重、局所的な熱荷重

各負荷に対する知見として、国内外における実験成果の要点を以下に示す。各負荷がかかる格納容器構造物の部位及び各負荷に対する知見を整理した結果を第3.1.3.1-31表に示す。

(イ) 静的圧力荷重

I 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧

日米共同事業「格納容器信頼性実証試験構造挙動計画」の実証試

験に基づく実炉スケール解析評価においては、鋼製格納容器では、**BWR Mark II**の1/10縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験で、常温での漏えい耐力は、機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約**6Pd** (**Pd**:原子炉格納容器の最高使用圧力)あることを確認し、試験結果をほぼ模擬可能な解析モデルが構築された。**PWR**実炉スケールでは、構築された解析モデル化技術を適用した有限要素法解析を実施した結果、最高温度**200℃**時で**2Pd**程度までは十分な耐力があると判断されている。また、プレストレストコンクリート製格納容器(**PCCV**)では、縮尺モデル試験結果に基づく実炉スケール解析評価によって、**200℃**でも**2.5Pd**以上の気密漏えい耐力が確認されている。

(ロ) 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル

I 水素燃焼

水素爆燃については、既存の研究により、ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については、原子力発電技術機構(以下「**NUPEC**」という。)による大規模燃焼試験では、水素濃度**15vol%**(ドライ条件)でも爆轟に至らないことが確認されている。

また、**NUPEC/NRC/BNL**の高温燃焼試験では、水素濃度**15vol%**以下の領域において水蒸気濃度**25vol%**以上では**650K**(約**377℃**)の高温でも爆轟に至らないことなどが確認されている。

II 水蒸気爆発

大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。**NUPEC**の**UO₂**混合物を用いた水蒸気爆発実験では、水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスプラ研究所の**KROTOS**実験、韓国原子力研究所の**TROI**実験では、**UO₂**混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが、外部

トリガにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の溶融物を用いており実機の条件と異なる。また、日本原子力研究所の水蒸気爆発実験では、高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることが確認されている。一方、 UO_2 混合物を用いないが、近年のPULiMS試験においては水深が浅いプール水中に溶融物を落下させた場合における水蒸気爆発の発生が確認されている。

III 格納容器雰囲気直接加熱

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

(ハ) 熱荷重、局所的な熱荷重

I 格納容器過温破損

NUPECの重要構造物安全評価試験では、電気配線貫通部で266～324℃、フランジガasketの場合は279～349℃で微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℃まで漏えいの発生は観測されていない。SNLの試験では圧力0.92MPaで371℃でも漏えいが生じていない。

II 格納容器直接接触

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

III ベースマツト溶融貫通

実験的研究においても不確実さが高く負荷評価は難しいが、実際の溶融燃料を用いたCOTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッド(水中に溶融炉心が落下し、粒子化・固化して体積した物質)に浸透した冷却水により、MCCIが抑制された。また、近年のMCCIに関する実験及び研究から、クラスト(溶融物の周辺を覆う固化した溶融炉心の層)が形成されても次のように自重あるいは熱応力によって破砕されること又はコンクリートと溶融炉心の境界のギャップの発生等により冷却が促進されると考えられる。

- ・ 溶融炉心落下時、溶融炉心は完全には粒子化せず、床上を拡がり、床面との間にケーキ(溶融物が固化した塊状の溶融炉心)が形成される。ジェット(炉心から下部プレナムに落下する溶融炉心、あるいは下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心)の一部が粒子化して溶融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水と溶融炉心の間において比較的高い熱流束が維持される(MACE実験、CCI実験)。
- ・ 長期冷却時、溶融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破砕していくため、時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、溶融炉心全体が固化する。溶融炉心全体が固化した後の挙動においては、溶融炉心固化物の熱伝導

によって溶融炉心の冷却速度が制限されるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリートと溶融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される(クラスト強度のJNES解析研究、COTELS実験)。

(b) 格納容器構造健全性評価

(a)項で抽出した負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び健全性の判断基準を第3.1.3.1-32表に整理する。

(c) 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析

格納容器構造健全性評価とは別に、原子炉格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない事象について整理する。

イ 格納容器バイパス

格納容器バイパス事象として以下の3つを考慮する。

(イ) 蒸気発生器伝熱管破損

SGTRは、設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価と同様に、1基の蒸気発生器の伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、小破断LOCA相当の破断規模となる。

(ロ) 温度誘因蒸気発生器伝熱管破損

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

(TI-SGTRに影響するほかの挙動)

- ・ 1次系圧力状態
- ・ ホットレグ破損、原子炉容器破損
- ・ 2次系への注水
- ・ 2次系圧力状態
- ・ ループシール解除
- ・ RCPシールリーク／LOCAの流量及びタイミング

(ハ) インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAは、設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価での想定と同様に、小破断から中破断LOCA相当の破断規模と想定する。

ロ 格納容器隔離失敗

格納容器隔離失敗の判定条件は、重大事故発生時、格納容器隔離に係る設備・機器の損傷又は作動失敗によって原子炉格納容器外への漏えい経路が生じる場合を、その規模によらず格納容器隔離失敗とする。

(d) 格納容器機能喪失モードの選定

格納容器破損に至る事象並びに格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象に加えて、原子炉格納容器の健全性が維持される場合及び原子炉格納容器の破損を防止するために実施する特重設備(フィルタベント)により放射性物質を管理放出する場合を含め、川内2号機における格納容器機能喪失モードを選定する。格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.1-33表に示す。各格納容器機能喪失モードの概要を以下に示す。

イ 水蒸気爆発(α モード、 η モード)

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

モード)に分類する。

ロ 水素燃焼又は爆轟(γ モード、 γ' モード、 γ'' モード)

ジルコニウム-水反応、MCCIにより発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象又は更にガス濃度が高い場合に爆燃若しくは爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前(γ モード)、直後(γ' モード)、長時間経過後(γ'' モード)に分類する。

ハ 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)

溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及びMCCIで発生する非凝縮性ガス(CO_2 など)の蓄積により、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類する。

ニ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損(θ モード)

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

ホ 格納容器雰囲気直接加熱(σ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象(微粒の液滴が蒸気又はガスによって運ばれる現象)で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

ヘ 格納容器直接接触(μ モード)

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

ト ベースマット溶融貫通 (ϵ モード)

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

チ 格納容器過温破損 (τ モード)

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

リ 格納容器隔離失敗 (β モード)

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

ヌ 格納容器バイパス (g モード、 v モード)

SGTR又はインターフェイスシステムLOCAを起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象をそれぞれ g モード及び v モードとして分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生するTI-SGTRも g モードに含める。

ル 格納容器ベント (ϕ モード)

事故時における原子炉格納容器の破損を防止するために、特重設備(フィルタベント)により原子炉格納容器外へ放射性物質を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを管理放出する事象として分類する。

c. 事故シーケンスの分析

PDSごとに、緩和設備の動作状態及びSA時の物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

(a) 事故シーケンスの特徴分析

イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象に対し、各PDSに対応させて、その発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析した結果を第3.1.3.1-34表に示す。

ロ 事故の緩和手段の分析

事故の緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射能雰囲気条件の下での運転操作可能性を検討した結果を第3.1.3.1-35表に示す。特重施設については、参考資料IIに示す。

(b) 格納容器イベントツリーの構築

イ 事故シーケンスの同定

(a) 項において整理したSA時の主要な物理化学現象と事故進展中に実施される緩和手段を考慮して、格納容器イベントツリーを構築する。

第3.1.3.1-34表の物理化学現象と第3.1.3.1-35表の緩和手段との関係を整理した結果を、第3.1.3.1-36表にまとめる。また、第3.1.3.1-36表の分析結果から、主要な物理化学現象及び緩和手段を格納容器イベントツリーのヘディングに選定し、定義を明確化した結果を第3.1.3.1-37表に示す。特重施設については、参考資料IIに示す。

選定したヘディングは、ヘディング間の従属性及び物理化学現象の発生時期及び緩和手段の実施時期等を考慮して順序付けする。なお、炉心損傷後のECCS及び格納容器スプレイ設備の再循環運転については、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞等の影響を考慮し、期待しないため、原子炉容器は必ず破損するとし、ヘディングとして原子炉容器破損は選定していない。

選定したヘディングについて、ヘディング間の従属性((c)項参照)を考慮して順位付けし、放射性物質の環境への放出を表すヘディングをイベントツリーの終端として格納容器機能喪失モードと対応付け((d)項参照)することで構築した格納容器イベントツリーを第3.1.3.1-37図に示す。特重施設を考慮した格納容器イベントツリーは参考資料IIに示す。

格納容器イベントツリーは、扱いの容易さを考慮して以下の3つの期間で分割して作成した。

T1:原子炉容器破損前

T2:原子炉容器破損直後

T3:原子炉容器破損後長期

(c) 従属性のモデル化

イ 従属性の検討

格納容器イベントツリーで分類されたすべての事故シーケンスを対象として、物理化学現象の発生・拡大防止の可能性、緩和手段の従属性を分析する。

炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。但し、外部電源の復旧については、外部電源復旧確率が適切に評価できることから、炉心損傷前に外部電源が喪失しているシナリオに対して、被ばくの影響がない範囲において外部電源の復旧を考慮する。ここで、被ばくの影響がない範囲としては、外部電源の復旧の作業場所・内容を特定できないことから、後述する事故進展解析に基づき、燃料から放射性物質が放出されない燃料被覆管破損までの時間を設定する。

ロ シビアアクシデント現象及び緩和手段の従属性

第3.1.3.1-37表及び特重施設については参考資料IIで定義したヘディングの状態が発生する確率は、ほかの複数のヘディングの状態へ従属して決

定される場合がある。この場合、従属するヘディングは、その複数の従属先のヘディングの状態が確定していなければ、そのヘディングにおける分岐確率を決定できない。また、ヘディングの従属性を明確にしていなければヘディングの順序を決定する事ができない。このため、選定したヘディング間の従属性を整理し、その結果を第3.1.3.1-38表に示す。特重施設を含む従属性の整理については参考資料IIに示す。

(d) 格納容器機能喪失モードの割付け

イ 事故シーケンスの最終状態

b.項で検討した格納容器機能喪失モードを(b)項で構築した格納容器イベントツリーに割り付け、格納容器の最終状態を設定した。

ロ 格納容器が健全な場合の扱い

格納容器の健全性が維持される事故シーケンス及び特重施設により放射性物質を管理放出する事故シーケンスに対しても格納容器機能喪失モードを設定した。

d. 事故進展解析の実施

プラント構成・情報の調査結果及び事故シーケンスを定義する格納容器イベントツリーのヘディングの組合せから、代表事故シーケンスごとに解析条件を設定する。プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、SA時の物理化学現象による格納容器負荷を解析し、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めることを目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

(a) 解析対象事故シーケンスの選定

PDSごとに、そのPDSを代表する事故シーケンスを事故進展解析の対象として選定する。選定に際しては、CDFが大きく確率的にそのPDSを代表し、

かつ、安全設備及び緩和操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に早い事故シーケンスを考慮する。選定した事故シーケンスを第3.1.3.1-39表に示す。本評価では、e.項で実施する物理化学現象に係るヘディングの分岐確率を設定する上で必要となるPDSの事故シーケンスに対して、事故進展解析を実施する。

なお、本評価においては炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、AEI、SEI、TEIについてはそれぞれAEW、SEW、TEWと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を行っていない。また、PDSが**Cとなる格納容器先行破損シナリオ及びPDSがV、Gである格納容器バイパス事象は、物理化学現象に係るヘディングは考慮せず、直接格納容器機能喪失に至るとしていることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

(b) 事故進展解析の条件設定

イ 解析において考慮すべき項目

事故進展解析においては、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作などを模擬することができる解析コードを使用することとする。

ロ 解析条件の設定

プラント構成・特性の調査を踏まえて設定した、全ての解析に対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第3.1.3.1-40表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの起因事象及び設備作動状況に関する解析条件を第3.1.3.1-41表に示す。

ハ 実機適用可能な手法の使用

事故進展解析には、炉心、1次系、2次系及び原子炉格納容器内の挙動を詳細に模擬し、事故発生から格納容器破損以降の放射能放出過程まで

フルスコープで評価可能なMAAP (Modular Accident Analysis Program) コードを使用する。当該プラントの1次系のノーディング、原子炉格納容器のノーディングをそれぞれ第3.1.3.1-38図及び第3.1.3.1-39図に示す。なお、MAAPコードは米国IDCORプログラム (Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム)の中で開発され、所有権がEPRIに移管されたコードであり、国内外で多数の実機適用実績を持つ検証されたコードである。

(c) 事故進展解析

選定した事故シーケンスについて、プラントの熱水力挙動を解析することによって、事故シーケンスに特有な事故の進展を明らかにする。1次系及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第3.1.3.1-42表に示す。

格納容器イベントツリーの定量化に必要なSA時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱、水蒸気爆発、ベースマット溶融貫通等の負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第3.1.3.1-43表に示す。また、事故進展解析のパラメータが確率評価に与える影響について第3.1.3.1-44表に、詳細を参考資料Iに示す。

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

イ プラント損傷状態:AED

AEDに分類される事故シーケンスは、大破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約5.4時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約154℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

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

ロ プラント損傷状態:AED+緩和策

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

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけては4vol%(ウェット条件)未満で、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

ハ プラント損傷状態:AEW

AEWに分類される事故シーケンスは、大破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設

定値に達し、約12時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約152°C、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。

ニ プラント損傷状態: AEW+緩和策

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

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

ホ プラント損傷状態: SED

SEDに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約8.4時間で最高使

用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約152℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

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

へ プラント損傷状態:SED+緩和策

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

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。

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

ト プラント損傷状態:SEW

SEWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約1.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約150°C、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

チ プラント損傷状態:SEW+緩和策

ト項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による

1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット熔融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、熔融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

リ プラント損傷状態:SLW

SLWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約1.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約12時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約154℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて

4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ヌ プラント損傷状態:SLW + 緩和策

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

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol% (ウェット条件) 未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

ル プラント損傷状態:SLI

SLIに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納

容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後長期にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット熔融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器スプレイによる格納容器雰囲気除熱に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。但し、分岐確率の定量化に当たっては、格納容器スプレイ再循環には期待しない。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、熔融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ヲ プラント損傷状態:TED

TEDに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約11時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約157℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前では水素濃度が4vol%(ウェット条件)以上であるが、水蒸気濃度が高いため水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて水素濃度は4vol%(ウェット条件)未満となり水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸

気爆発の可能性は低い。

- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

ワ プラント損傷状態:TED+緩和策

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

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後長期にかけて4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

カ プラント損傷状態:TEW

TEWに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格

格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約3.0時間で格納容器スプレイ作動設定圧に達し、約16時間で最高使用圧力の2倍に到達する。このときの原子炉格納容器内温度は約162℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後長期では水素濃度は4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット熔融貫通の可能性は低い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、熔融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

ヨ プラント損傷状態:TEW+緩和策

カ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、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直後にかけて、4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原

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

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(d) シビアアクシデント時の物理化学現象の発生及び負荷の分析

イ 格納容器負荷の分析

放射性物質閉じ込め機能に影響するSA時の物理化学現象の発生の有無及び発生に伴う格納容器への負荷を分析した。第3.1.3.1-43表に選定した事故シーケンスごとの格納容器負荷の解析結果を示す。

ロ 格納容器破損に関する検討

格納容器構造健全性の判断基準と事故進展解析結果とを比較し、格納容器破損の有無及びその後の事故進展への影響を分析した。格納容器破損の有無については(c)項に記載しており、緩和策のないシーケンスの多くにおいて、水素燃焼やベースマット溶融貫通等が発生しない場合でも、いづれ過圧破損に至る結果となった。

(e) 事故の緩和手段の時間余裕の解析

事故進展解析により求められた炉心損傷、原子炉容器破損の事象発生時期等を参照し、c.項で抽出した緩和手段に対して操作余裕時間である診断時間を設定した。各緩和手段の操作に対する診断項目及び診断時間の設定結果を参考資料Iに示す。

e. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDSごとに、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率から、CFFを算出する。

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

格納容器イベントツリーの各ヘディングにおける分岐確率は、MAAPコードによる事故進展解析結果及びSAの各物理化学現象に関する研究成果に関する知見、並びに安全設備及び事故緩和設備の特徴を基にして設定する。また格納容器への負荷の同定及び格納容器構造健全性評価による格納容器構造健全性の判断基準、事故シーケンスの特徴分析及び従属性の整理、並びに事故シーケンスごとの事故進展解析結果及び物理化学現象による格納容器負荷に基づき、機器・システム及び人的過誤並びに物理化学現象を含む格納容器イベントツリーの各分岐の分岐確率の平均値を評価することで、当該分岐の確率分布を設定する。なお、ここで評価した平均値は分岐確率の点推定値の評価に適用する。

各ヘディングの分岐確率の設定の考え方を第3.1.3.1-45表に、詳細を参考資料Iに示す。また、本評価における格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定結果を参考資料Iに示す。特重施設については参考資料IIに示す。以下に分岐確率の設定の概要を示す。

イ 機器・システム及び操作

機器・システム及び操作の分岐確率は、機器・システムの故障と故障した機器・システムの回復操作、格納容器機能喪失の防止手段及び放射性物質放出量の緩和操作からなる緩和手段に関する分岐確率であり、操作に係る機器・システムの故障確率及び人的過誤確率から評価する。レベルIPRAと同様に、機器・システムの故障確率はシステム信頼性解析に、人的過誤確率は人間信頼性解析にそれぞれ基づいて設定した。

なお、格納容器隔離失敗について、モデル化の範囲及び主な漏えい経路について参考資料Iに示す。

ロ 物理化学現象に関する分岐確率の設定

物理化学現象に関わるヘディングについては、SA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、NUREG/CR-4700で用いられた手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置き換え、分岐確率を定量化する手法を採用した。具体的な評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を参考資料Iに示す。また、一部の物理化学現象については分解イベントツリー（DET;Decomposition Event Tree）評価結果を適用し、分岐確率を算出した。

ハ 工学的判断

一部の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。

ニ 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する。例えば、前者については、ホットレグクリーブ破損とTI-SGTR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。特重施設については参考資料IIに示す。

(b) 格納容器機能喪失頻度の解析及び分析

PDSごとに、格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFFを算出した。全CFFは 2.3×10^{-7} （/炉年）となった。

イ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.1-46表に示す。

全CFFのうち、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)の寄与が約61.7%、 β モード(格納容器隔離失敗)の寄与が約16.2%、 θ モード(水蒸気蓄積による格納容器先行破損)の寄与が約12.0%、 g モード(蒸気発生器伝熱管破損)の寄与が約8.9%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各々1%以下となっている。

CFFの大部分を占めている格納容器機能喪失モードの主な要因としては、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)は、原子炉格納容器の除熱機能が失われるシナリオが支配的であること、 β モード(格納容器隔離失敗)は、RCP封水注入による水封関連の機器故障、再循環系統からのリーク、診断失敗により手順書へのエントリーに失敗する等のレベル1PRAとの従属性が支配的であること、 θ モード(水蒸気蓄積による格納容器先行破損)は、人的過誤によるCV内自然対流冷却操作に失敗するシナリオが支配的であること、 g モード(蒸気発生器伝熱管破損)は、起因事象としてSGTRが発生し炉心損傷に至り、格納容器バイパスとして直接原子炉格納容器機能喪失に至るシナリオが支配的であり、全CDFに対するSGTRによるCDFの割合が比較的大きいことであった。

ロ 放射性物質管理放出頻度及び格納容器健全性が維持される頻度

第3.1.3.1-46表より、放射性物質の管理放出が行われる ϕ モード(格納容器ベント)の発生頻度は、 1.7×10^{-8} (/炉年)である。また、 ϕ モード(格納容器健全)の発生頻度は炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される事故シーケンスの頻度を積算することによって算出し、その頻度は、 1.1×10^{-6} (/炉年)である。

f. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定された全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、放出カテゴリごとの発生頻度を求める。

(a) 放出カテゴリの分類

格納容器イベントツリー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する。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等(放出量、放出抑制の緩和手段)が類似することである。

選定した放出カテゴリを第3.1.3.1-47表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象(炉心損傷時に発生する物理化学現象の中で、原子炉容器内又は原子炉格納容器内で圧力又は温度が急激に上昇する事象)による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。また、放射性物質が管理放出される格納容器の状態についても独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえて、第3.1.3.1-40図に示すように、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。特重施設については参考資料IIに示す。

(b) 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全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3.1.3.1-48表に示す。なお、本評価は内部事象を対象としているため、外部事象に係る放出カテゴリである格納容器バイパス(外的)(F2)及び格納容器破損(外的)(F4)に分類された事故シーケンスはない。

放出カテゴリのうち健全(設計漏えい)(内的及び外的)(F6)の発生頻度

が最も大きく、 1.1×10^{-6} (／炉年)であった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい「格納容器健全」(φモード)がこの放出カテゴリに含まれているためである。

g. 特定重大事故等対処施設によるリスク低減効果の確認

(a) 特定重大事故等対処施設に係るリスク低減効果について

本評価では設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器内注水に失敗した場合に特重施設に係る手順書に基づく緩和操作を実施した場合の評価を実施した。評価条件については、参考資料IIに示す。

本評価結果と特重施設を考慮しない場合の評価結果を比較することにより、特重施設によるリスク低減効果を確認する。

イ 格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別の特重施設を考慮した発生頻度及び放射性物質管理放出頻度と特重施設を考慮しない発生頻度の比較結果を第3.1.3.1-49表に示す。φモード(格納容器ベント)では、特重施設を考慮しない場合において、δモード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)として評価していた、SBO時の大容量空冷式発電機による給電、LUHS時の常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器への注水等に失敗し、原子炉格納容器内へ一切の注水が確保できなかった場合に対して、特重設備(ポンプ)によるCV内注水及び特重設備(フィルタベント)によるCV内減圧に成功するシナリオが寄与している。

ロ 放出カテゴリ別の発生頻度

第3.1.3.1-50表より、特重施設なしの場合と特重施設ありの場合では、放

出カテゴリのうち放射性物質管理放出(F7)が異なり、放射性物質管理放出(F7)の発生頻度は、 1.7×10^{-8} (/炉年)であった。これは、特重施設によるスプレイ及び特重設備(フィルタベント)に成功することで格納容器破損(その他)(F3C)の発生頻度が減少し、その減少分が放射性物質管理放出(F7)の発生頻度として現れたものである。格納容器破損(その他)(F3C)の発生頻度が減少した要因は、特重施設によるスプレイに期待できることでキャビティ水張り手段が多様化し、 ϵ モード(ベースマツト熔融貫通)の発生頻度が低減したことと、特重施設によるスプレイ及び特重設備(フィルタベント)により原子炉格納容器内の冷却及び減圧に期待できることで δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)及び τ モード(格納容器過温破損)の発生頻度が減少したことである。

(b) 特定重大事故等対処施設の柔軟な活用を想定した感度解析

特重施設の重大事故等時における柔軟な活用によるリスク低減効果を把握することを目的として、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の使用想定に限定せず、SA事象全般に対して特重施設を活用することによるリスク低減に期待した場合の評価を実施する。具体的な評価条件については、参考資料IIに示す。

感度解析結果を第3.1.3.1-51表に示す。本感度解析の全CFFは 1.1×10^{-7} (/炉年)であり、ベースケース(2.3×10^{-7} (/炉年))の約0.48倍となり、SA時における特重施設に期待することによるリスク低減効果を確認できた。

また、格納容器機能喪失モード別では、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)で特重施設に期待することによるリスク低減効果を確認できた。これは、ベースケースでは特重施設に期待していなかったPDSのAEW、AEI、SEW、SEI、SLW、SLI、TEW及びTEIにおいて、特重施設に期待したことと、DBA設備及びSA設備のバックアップとして期待したことで、

特重設備(フィルタベント)により放射性物質管理放出頻度が増加したため
である。

(4) ソースターム評価

a. 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全及び放射性物質管理放出の放出カテゴリについてはソースターム解析を実施し、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。なお、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」に着目した評価を実施した。

(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する。(3)g.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を以下に示す。

イ 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1-47表の①)に分類されるPDSとしてはG(SGTR(起因))、V(IS-LOCA)及びS**/T**(TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいがFP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

ロ 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1-47表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ハ 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1-47表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設CVスプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ニ 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1-47表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設CVスプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ホ 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1-47表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

ヘ 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1-47表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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期待する。

ト 放射性物質管理放出の代表事故シーケンス

放射性物質管理放出(第3.1.3.1-47表の⑦)に分類されるPDSはAED、

SED、TEDとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重量を考慮し、特重設備(ポンプ)によるスプレイ及び特重施設によるベントに期待する。

(b) ソースタームの評価

格納容器健全の放出カテゴリ及び放射性物質管理放出の放出カテゴリについては代表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事故シーケンスの放出量を定性的に評価した。

イ 格納容器健全の放出量評価

格納容器健全時のソースターム解析は、シビアアクシデント解析コードであるMAAPコードを用いて行った。MAAPコードでは、炉心溶融に伴う燃料からのFPの放出及びFP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挙動(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、MCCI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。

本評価では、FP等を第3.1.3.1-52表に示す12のグループに分け、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浄化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る。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、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、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されるものとする。

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) の解析結果を使用する。

放出放射エネルギーの評価イメージを第3.1.3.1-41図に示す。第3.1.3.1-53表に示す放出放射エネルギー評価条件及び第3.1.3.1-54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の評価した結果を第3.1.3.1-55表及び第3.1.3.1-42図に示す。また、第3.1.3.1-55表のうち、評価対象としているCs類の核種の放出量の内訳を第3.1.3.1-56表に示す。事故後7日時点のCs-137放出量は約3.2TBqとなり、100TBqを下回っていることを確認した。

ロ 放射性物質管理放出の放出量評価

放出放射エネルギーの評価イメージを第3.1.3.1-43図に示す。特重施設による放射性物質管理放出時のソースターム解析の結果、事故後7日時点のCs-137放出量は約0.79TBqとなり、100TBqを下回っていることを確認した。詳細は参考資料Ⅱに示す。

ハ 格納容器機能喪失の放出量評価

格納容器機能喪失に関するソースタームを既存の知見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) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

全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。また、Cs-137放出量が100TBqを超える事故シーケンスの合計発生頻度を求める。

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まとめたものを第3.1.3.1-57表に示す。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は 2.3×10^{-7} (/炉年)となった。

格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約19分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後78分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。また、放射性物質管理放出時の放出量評価結果について、事故発生後約19分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、特重設備(ポンプ)によるスプレイによって放出率は大きく低下しており、特重設備(フィルタベント)によるFPの除去とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

b. 感度解析

(a) 格納容器健全の放出量評価

ソースターム解析結果に有意な影響を与える可能性がある原子炉格納容器貫通部における沈着効果(以下「貫通部DF効果」という。)の影響について感度解析を実施した。

イ 解析条件

貫通部DF効果に係る感度を確認するため、粒子状物質に対する格納容器貫通部の沈着効果(DF10)を考慮する場合の解析を実施する。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、貫通部DF効果により、大気中に放出されるCs-137放出量は約0.32TBqとなった。

第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (1/4)

PRAの実施項目	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実施に当たり必要とされる基本的な情報	設計情報	<ol style="list-style-type: none"> 1) 発電用原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図(1次系、2次系ほか) 4) 単線結線図 5) 展開接続図(EWD) 6) ファンクショナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) 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 9) 系統設計仕様書 <ul style="list-style-type: none"> ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 10) 機器設計仕様書
		運転管理情報	<ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉施設保安規定 2) 運転基準 I (総括編) 3) 運転基準 II (電気編) 4) 運転基準 III (タービン編) 5) 運転基準 IV (原子炉編) 6) 運転基準 V (警報処置編) 7) 運転基準 VI (緊急処置編) 8) 運転基準 VII (定期試験編)

第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (2/4)

PRAの実施項目	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、外部電源喪失等に関する事例	<ol style="list-style-type: none"> 1) 実施項目1.の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力施設運転管理年報 ・ NRAホームページ ・ 原子力施設情報公開ライブラリ (NUCIA) 3) 米国PWRプラント運転実績 <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 4) 起因事象発生頻度に関する文献 <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 2010, Parameter Estimation Update ・ IAEA-TECDOC-719 "Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment"

第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (3/4)

PRAの実施項目	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"> ・ 安全系等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"> 1) 実施項目1.の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 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.事故シーケンスの分析		<ol style="list-style-type: none"> 1) 実施項目1.、3.、4.の情報源 2) 実施項目6.、7.の情報源 3) 健全性確認間隔の調査結果 4) 外部電源復旧確率に係る報告書
5.システム信頼性解析	<p>本プラントに即した機器故障モード、運転形態等</p>	<ol style="list-style-type: none"> 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 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-1278 "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications" ・ NUREG/CR-6883 "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method" 3) 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果
6.人間信頼性解析	<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"> 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 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-1278 "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications" ・ NUREG/CR-6883 "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method" 3) 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果

第 3.1.3.1-1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (4/4)

PRAの実施項目	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) アンアベイラビリティ	本プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 実施項目1.の情報源 2) 国内機器故障率データ <ul style="list-style-type: none"> ・ 故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 2009年5月、日本原子力技術協会 ・ 原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出 平成13年2月、(一財)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 2012 ・ NUREG/CR-5497 "Common-Cause Failure Parameter Estimations"

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (1/7)

PRAの実施項目	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	設計情報	1) 発電用原子炉設置許可申請書 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(1次系、2次系ほか) 5) 単線結線図 6) 展開接続図(EWD) 7) ファンクショナルダイアグラム 8) 計装ブロック図 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
	運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転基準 I (総括編) 3) 運転基準 II (電気編) 4) 運転基準 III (タービン編) 5) 運転基準 IV (原子炉編) 6) 運転基準 V (警報処置編) 7) 運転基準 VI (緊急処置編) 8) 運転基準 VII (定期試験編) 9) 運転基準 (特重施設関連)
	その他	1) 審査会合資料の調査 2) 設計技術者との議論

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (2/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2.プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	レベル 1PRA 結果	内部事象出力運転時レベル 1PRA 結果
3.格納容器機能喪失モードの設定	格納容器構造健全性	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ 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、(財)原子力発電技術機構、平成 15 年 3 月 ・ 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 the 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"
	原子炉格納容器への負荷	

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (3/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
4.事故シーケンスの分析	プラント熱水力挙動	1) 先行 PRA 報告書 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、(財)原子力安全研究協会、1999年4月
	緩和手段	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	1) 先行 PRA 報告書 ・ 発電用原子炉設置許可申請書 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
	緩和手段	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「事故シーケンスの分析」の結果

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (4/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6.格納容器機能喪失頻度の定量化	物理化学現象に関する分岐確率	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-4700 "Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents" ・ NUREG/CR-4551 "Evaluation of Severe Accident Risks" ・ 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" ・ EPRI 1006593 "Steam Generator Tube Integrity Risk Assessment: Volume 1: General Methodology, Revision 1 to TR-107623-V1" ・ NUREG-1150 "Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants" ・ NUREG-1116 " A Review of the Current Understanding of the Potential for Containment Failure From In-Vessel Steam Explosions" ・ NUREG-1524 "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues" ・ 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)
	緩和手段に関する分岐確率	

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (5/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6.格納容器機能喪失頻度の定量化(続き)	物理化学現象に関する分岐確率	2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ 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-6338 "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments" 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 3.の「格納容器機能喪失モードの設定」の結果 5) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果 6) 実施項目 5.の「事故進展解析」の結果
	緩和手段に関する分岐確率	
	システム信頼性解析	1) 実施項目 1.の情報源 2) 人間信頼性解析、パラメータの作成の結果 3) 健全性確認間隔の調査結果 4) 外部電源復旧確率に係る報告書
	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 <ul style="list-style-type: none"> ・NUREG/CR-1278 "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications" ・NUREG/CR-6883 "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method" 3) 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (6/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6.格納容器機能喪失頻度の定量化(続き)	パラメータの作成	1) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 2009年5月、日本原子力技術協会 ・原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出 平成13年2月、(一財)電力中央研究所 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 ・NUREG CCF Parameter Estimations 2012 ・ NUREG/CR-5497 "Common-Cause Failure Parameter Estimations" 4) 実施項目 1.の情報源
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	1) 文献 ・平成 15 年度 レベル 2PSA 手法の整備(PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE04-040) ・平成 17 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE05-096) ・平成 18 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE06-087) ・平成 19 年度 地震時レベル 2PSA 手法の整備(4 ループ及び 2 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE07-055) 2) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」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
	格納容器機能喪失モード	
	放射性物質移行経路	
	物理・化学的特性	

第 3.1.3.1-2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (7/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
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 <ul style="list-style-type: none"> ・ 平成 15 年度 レベル 2PSA 手法の整備(PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE04-040) ・ 平成 17 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE05-096) ・ 平成 18 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE06-087) ・ 平成 19 年度 地震時レベル 2PSA 手法の整備(4 ループ及び 2 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE07-055) 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 3.1.3.1-3 表 川内原子力発電所 2 号機の基本仕様

項目	仕様
原子炉熱出力	2,660(MWt)
電気出力	890(MWe)
プラント型式	加圧水型 3 ループプラント
原子炉格納容器	上部半球下部半だ円鏡円筒型

第 3.1.3.1-4 表 評価対象としたシビアアクシデント対策(1/2) (出力運転時レベル 1PRA)

事故シーケンスグループ	有効性評価で期待した対策
2 次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 大容量空冷式発電機 ・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入 ・ 移動式大容量ポンプ車の確立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	同上
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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／再循環
ECCS 再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替再循環(格納容器スプレイポンプ)
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> ・ クールダウンアンドリサーキュレーション

第 3.1.3.1-4 表 評価対象としたシビアアクシデント対策(2/2)(出力運転時レベル 2PRA)

格納容器破損モード	有効性評価で期待した対策
<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溶融燃料—冷却材相互作用 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設電動注入ポンプ(水源補給前)による格納容器内注水 ・ 常設電動注入ポンプ(水源補給後)による格納容器内蓄熱 ・ 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 大容量空冷式発電機による交流電源の復旧 ・ アニュラス空気浄化系(窒素ポンベ)による被ばく防止 ・ 中央制御室非常用循環系による被ばく防止
<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) ・ 高圧溶融物放出／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)による1次系強制減圧 ・ 常設電動注入ポンプ(水源補給前)による格納容器内注水 ・ 常設電動注入ポンプ(水源補給後)による格納容器内蓄熱 ・ 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 大容量空冷式発電機による交流電源の復旧 ・ アニュラス空気浄化系(窒素ポンベ)による被ばく防止 ・ 中央制御室非常用循環系による被ばく防止
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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

第 3.1.3.1-5 表 評価対象とした対策のうち有効性評価で期待していない対策

レベル 1PRA	レベル 2PRA
<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源の復旧 ・ 代替給水(主給水回復) ・ 代替制御用空気供給(所内用空気系) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器隔離弁の手動閉止 ・ 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(中央手動起動)による格納容器内注水 ・ 格納容器再循環ユニット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 ・ 電気式水素燃焼装置による水素濃度低減 ・ 外部電源の復旧

第 3.1.3.1-6 表 系統設備概要(1/2)

系統	設備	設備仕様
原子炉保護系	制御棒クラスタ	本数 48
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ ^①	型式 横置うず巻式 台数 2 容量 約 17m ³ /h/台
	充てん/高圧注入ポンプ ^②	型式 横置うず巻式 台数 3 容量 約 34m ³ /h/台 揚程 約 1,770m
蓄圧注入系	蓄圧タンク	型式 たて置円筒型 基数 3 容量 約 41m ³ /基
高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプ ^③	型式 横置うず巻式 台数 3 容量 約 147m ³ /h/台 揚程 約 732m
低圧注入系	低圧注入ポンプ(余熱除去ポンプ)	型式 横置うず巻式 台数 2 容量 約 681m ³ /h/台
非常用炉心冷却設備(代替炉心注入)	常設電動注入ポンプ ^④	型式 横置うず巻式 台数 1 容量 約 150m ³ /h 揚程 約 150m
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ ^⑤	型式 横置多段タービン式 台数 1 容量 約 210m ³ /h 揚程 約 900m
	電動補助給水ポンプ ^⑥	型式 横置多段うず巻式 台数 2 容量 約 90m ³ /h/台 揚程 約 900m

第 3.1.3.1-6 表 系統設備概要(2/2)

系統	設備	設備仕様
非常用電源設備	ディーゼル発電機	型式 横置回転界磁三相交流同期発電機 台数 2 容量 約 7,200kVA/台
直流電源設備	蓄電池(安全防護系用)	組数 2 容量 約 1,200A・h/組
	蓄電池(重大事故等対処用)	組数 1 容量 約 2,400 A・h
	常用系蓄電池	組数 1 容量 約 3,500A・h
代替電源設備	大容量空冷式発電機	型式 三相交流同期発電機 台数 1 容量 約 4,000kVA
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	型式 横置うず巻式 台数 4 容量 約 1,300m ³ /h/台 揚程 約 55m
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ	型式 たて置斜流型 台数 4 容量 約 2,200m ³ /h/台 揚程 約 36m
代替補機冷却設備	移動式大容量ポンプ車	型式 横置うず巻式 台数 2 (No.1、No.2) 1 (No.3) 容量 約 840m ³ /h/台 (No.1、No.2) 約 1,320m ³ /h (No.3) 揚程 約 140m
格納容器スプレイ系	格納容器スプレイポンプ	型式 横置うず巻式 台数 2 容量 約 940m ³ /h/台 揚程 約 170m

第 3.1.3.1-7 表 燃料及び熔融炉心の移動経路

	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 移動なし	なし
1次系圧力による 分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部

第 3.1.3.1-8 表 炉心損傷時における放射性物質の放出経路

放出経路	概要
① 格納容器健全性が維持されている場合（②を除く）	格納容器健全性が維持されている場合は、炉心溶融が生じたとしても、溶融炉心から放出されたFP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FPが原子炉格納容器から原子炉格納容器外（アニュラス又はアニュラス外）へ漏えいする。アニュラス空気浄化設備が起動している場合、アニュラス空気浄化設備のよう素及び粒子フィルタによって、アニュラスに漏えいしたFP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 特重設備（フィルタベント）により放射性物質を管理放出する場合	参考資料IIに示す。
③ 格納容器機能喪失が生じた場合（下記④、⑤以外）	SGTR及びインターフェイスシステムLOCAを除く格納容器機能喪失が生じた場合は、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FP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。
④ SGTRが生じた場合	SGTRの場合は、溶融炉心から放出されたFPが破損した蒸気発生器伝熱管を經由して2次冷却系に移行し、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁を經由して環境に放出される。また、溶融炉心から放出されたガスによって1次冷却系がクリーブ破損によって破断した場合は溶融炉心から放出されたFPが原子炉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③の経路も含まれる。
⑤ インターフェイスシステムLOCAが生じた場合	インターフェイスシステムLOCAの場合は、溶融炉心から放出されたFPが余熱除去システムの破損部及び出口逃がし弁を經由して安全補機室に移行し、安全補機室を經由して環境に放出される。また、余熱除去系の入口逃がし弁から加圧器逃がしタンクを經由して放出されたFPを含む蒸気によって原子炉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③の経路も含まれる。

第 3.1.3.1-9 表 炉心内蓄積量(55GWd/t ウラン炉心) (gross 値) (1/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Xe 類	Kr-83m	約 3.3E+17
	Kr-85m	約 9.5E+17
	Kr-85	約 4.0E+16
	Kr-87	約 1.4E+18
	Kr-88	約 1.9E+18
	Kr-89	約 2.4E+18
	Kr-90	約 2.6E+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 1.6E+18
	Xe-137	約 5.0E+18
	Xe-138	約 4.7E+18
	Xe-139	約 3.5E+18
I 類	Br-83	約 3.3E+17
	Br-84m	約 2.0E+16
	Br-84	約 6.0E+17
	Br-85	約 9.5E+17
	Br-86	約 1.0E+18
	Br-87	約 1.1E+18
	I-129	約 9.7E+10
	I-131	約 2.7E+18
	I-132	約 3.9E+18
	I-133	約 5.5E+18
	I-134m	約 5.3E+17
	I-134	約 6.1E+18
	I-135	約 5.2E+18
	I-136m	約 1.7E+18
I-136	約 1.9E+18	

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(55GWd/t ウラン炉心) (gross値) (2/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Cs 類	Rb-86	約 9.4E+15
	Rb-88	約 2.0E+18
	Rb-89	約 2.6E+18
	Rb-90	約 2.4E+18
	Cs-134	約 5.4E+17
	Cs-136	約 1.6E+17
	Cs-137	約 3.3E+17
	Cs-138	約 5.0E+18
Te 類	Sn-128	約 3.9E+17
	Sb-127	約 2.3E+17
	Sb-128m	約 4.2E+17
	Sb-129	約 8.4E+17
	Sb-131	約 2.1E+18
	Te-127m	約 1.6E+16
	Te-127	約 2.1E+17
	Te-129m	約 8.6E+16
	Te-129	約 8.2E+17
	Te-131m	約 6.3E+17
	Te-131	約 2.2E+18
	Te-132	約 3.8E+18
	Te-133m	約 2.6E+18
	Te-134	約 4.8E+18
Ba 類 (MACCS2 で は Sr 類と Ba 類に分割)	Sr-89	約 2.7E+18
	Sr-90	約 2.5E+17
	Sr-91	約 3.3E+18
	Sr-92	約 3.5E+18
	Ba-139	約 4.8E+18
	Ba-140	約 4.8E+18

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(55GWd/t ウラン炉心) (gross値) (3/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Ru 類	Co-58	約 2.6E+15
	Co-60	約 5.4E+15
	Mo-99	約 5.0E+18
	Mo-101	約 4.5E+18
	Tc-99m	約 4.3E+18
	Tc-101	約 4.5E+18
	Ru-103	約 4.1E+18
	Ru-105	約 2.7E+18
	Ru-106	約 1.4E+18
	Rh-103m	約 4.0E+18
	Rh-105	約 2.5E+18
	Rh-106	約 1.5E+18
Ce 類	Ce-141	約 4.4E+18
	Ce-143	約 4.2E+18
	Ce-144	約 3.4E+18
	Ce-146	約 2.2E+18
	Np-239	約 5.2E+19
	Pu-238	約 9.0E+15
	Pu-239	約 1.0E+15
	Pu-240	約 1.3E+15
	Pu-241	約 3.7E+17

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(55GWd/t ウラン炉心) (gross値) (4/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
La 類	Y-90	約 2.6E+17
	Y-91m	約 1.9E+18
	Y-91	約 3.4E+18
	Y-92	約 3.5E+18
	Y-93	約 4.1E+18
	Y-94	約 4.2E+18
	Zr-95	約 4.7E+18
	Zr-97	約 4.7E+18
	Nb-95	約 4.7E+18
	Nb-97	約 4.8E+18
	La-140	約 5.0E+18
	La-141	約 4.4E+18
	La-142	約 4.3E+18
	Pr-143	約 4.1E+18
	Pr-144	約 3.4E+18
	Pr-146	約 2.3E+18
	Pr-147	約 1.8E+18
	Nd-147	約 1.8E+18
	Nd-149	約 1.0E+18
	Nd-151	約 5.1E+17
	Pm-147	約 4.8E+17
	Pm-149	約 1.3E+18
	Pm-151	約 5.1E+17
	Sm-151	約 1.0E+15
	Sm-153	約 1.1E+18
	Am-241	約 4.2E+14
Cm-242	約 1.3E+17	
Cm-244	約 1.0E+16	

第 3.1.3.1-10 表 川内原子力発電所 2 号機 重要事故シーケンス選定用 PRA で
評価対象とした起回事象

No	起回事象
1	大破断 LOCA
2	中破断 LOCA
3	小破断 LOCA
4	極小 LOCA
5	インターフェイスシステム LOCA
6	主給水流量喪失
7	外部電源喪失
8	ATWS
9	2 次冷却系の破断
10	蒸気発生器伝熱管破損
11	過渡事象
12	原子炉補機冷却機能喪失
13	DC 母線の 1 系列喪失
14	手動停止

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (1/4)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	—
	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	—
	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	—
	・加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	・加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	・加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	—	—	—	—	・加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	—	—
	・RCP シール LOCA	—	・RCP シール LOCA	—	—	—	・RCP シール LOCA	・RCP シール LOCA	—	—
	・極小 LOCA	・極小 LOCA	・極小 LOCA	—	・極小 LOCA	・極小 LOCA	・極小 LOCA	—	—	—
	—	—	—	・原子炉容器破損	—	—	—	—	・原子炉容器破損	—
蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)	・SGTR	・SGTR	・SGTR	—	・SGTR	・SGTR	・SGTR	・SGTR	・SGTR	—
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	・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	・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	・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	—

出典

文献①: NUREG/CR-5750

文献②: NUREG/CR-6928

文献③: SPAR Initiating Event Data and Results 2010 Parameter Estimation Update

文献④: WASH-1400

文献⑤: NUREG-1150

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

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

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

文献⑨: IAEA-TECDOC-719

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (2/4)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考		
過渡事象	<ul style="list-style-type: none"> 主給水管破断 主蒸気管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器外) 	—	<ul style="list-style-type: none"> 主給水管破断 主蒸気管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器外) 	過渡事象	—	<ul style="list-style-type: none"> 高エネルギー配管の破断 	—	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器外) 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水管破断 主蒸気管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器外) 	—		
	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 		<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	—	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	—	
	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 		<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水系による蒸気発生器への給水が可能な事象を過渡事象、不可な事象を主給水流量喪失に分類
	<ul style="list-style-type: none"> 復水器機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 復水器機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 復水器機能喪失 		<ul style="list-style-type: none"> 復水器機能喪失 	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の誤閉止 	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の誤閉止 復水器の真空機能喪失 	—	
	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 		<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 (初期に主給水が健全) 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 (初期に主給水が健全) 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 (初期に主給水が健全) 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材の流量喪失 炉心出力の異常 タービントリップ ECCSの誤起動 原子炉トリップ 	<ul style="list-style-type: none"> タービントリップ ECCSの誤起動 原子炉トリップ 主給水流量の増加 主給水流量の部分喪失 加圧器圧力低信号の誤発信 	—	
	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 		<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (3/4)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考	
特殊な 起因事象	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧交流母線の喪失 ・低圧交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧交流母線の喪失 ・低圧交流母線の喪失 	・過渡事象	<ul style="list-style-type: none"> ・交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・交流母線の喪失 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・AC 母線の 1 系列喪失 (高圧及び低圧交流母線のいずれについても考慮) ・AC 母線の全喪失は対象外とした起因事象 	
	—	—	—		—	<ul style="list-style-type: none"> ・計装用母線の喪失 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・計装用母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・計装用母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・対象外とした起因事象 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・直流母線の喪失 		<ul style="list-style-type: none"> ・直流母線の喪失 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・直流母線の喪失 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・DC 母線の 1 系列喪失 ・DC 母線の全喪失は対象外とした起因事象
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・原子炉補機冷却水系の全喪失 		<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の全喪失 	—	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の部分喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の部分喪失 ・原子炉補機冷却水系の部分喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水系の部分喪失 ・原子炉補機冷却水系の部分喪失 		—	—	—	—	—	—	—

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起回事象の調査結果 (4/4)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
プラント固有の起回事象	—	—	—	—	・空調喪失	—	—	—	—	・対象外とした起回事象
	—	—	—	—	—	・ Low Intake Canal Level	—	—	—	・対象外とした起回事象
	—	—	—	—	—	・充てんポンプの冷却機能喪失	—	—	—	・過渡事象
	—	—	—	—	—	—	—	・抽出流量の増加／充てん流量の減少	—	・小破断 LOCA
	—	—	—	—	—	—	—	・抽出流量の減少／充てん流量の増加	—	・過渡事象
	—	—	—	—	—	—	—	・加圧熱衝撃	—	・原子炉容器破損
	—	—	—	—	—	—	—	・格納容器スプレイの誤作動	—	・過渡事象
	—	—	—	—	—	—	—	・格納容器の誤隔離	—	・過渡事象
	—	—	—	—	—	—	—	・低温停止中の起回事象	—	・対象外とした起回事象
	—	—	—	—	—	—	—	・1次冷却材ポンプ及びほかの内部ミサイル	—	・対象外とした起回事象
	—	—	—	—	—	—	—	—	・加圧器からの漏えい	・小破断 LOCA
その他	・火災 ・溢水	—	—	—	—	—	—	—	・火災 ・内部溢水	・対象外とした起回事象
備考					EPRI 2230 で挙げられている 41 の過渡事象も検討している				EPRI 2230 で挙げられている 41 の過渡事象も検討している	—

第 3.1.3.1-12 表 川内原子力発電所 1/2 号機の子兆事象の調査結果(1/3)

発生年月日	発電所名	概要	想定され得る起因事象	備考
1983/12/2	川内 1 号機	タービンバイパス弁の不具合によって、主蒸気圧力が上昇した結果、蒸気発生器水位低下により原子炉自動停止	過渡事象	運開開始(1984/7/4)前に発生
1985/7/15	川内 2 号機	A 主蒸気隔離弁点検に伴う作業員の負傷	なし(人的災害であり、プラントへの外乱なし)	運開開始(1985/11/28)前に発生
1986/3/19	川内 1 号機	燃料集合体漏えいの発生	計画外停止	
1988/10/17	川内 1 号機	1 次冷却材変流翼取付ボルトの損傷	過渡事象	
1989/2/13	川内 2 号機	1 次冷却材変流翼取付ボルトの損傷	過渡事象	
1989/3/20	川内 2 号機	抽出ライン元弁の弁棒折損	過渡事象	
1989/3/24	川内 2 号機	温度測定用配管戻り弁の弁棒折損	過渡事象	
1991/5/14	川内 1 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
1991/7/17	川内 1 号機	出力領域中性子束検出装置の動作不良による原子炉トリップパーシャル信号による手動停止	過渡事象	手動停止の発生件数に含めている
1991/10/15	川内 2 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
1996/10/27	川内 1 号機	制御棒駆動装置ハウジング部からの漏えい	LOCA	
1998/4/8	川内 1 号機	蒸気加減弁動作不調	過渡事象	
1998/11/10	川内 1 号機	格納容器再循環サンプル水位の上昇に伴う手動停止	計画外停止	手動停止の発生件数に含めている
1999/8/25	川内 1 号機	タービンソレノイド動作によるタービンの自動停止に伴う原子炉自動停止	過渡事象	過渡事象の発生件数に含めている

第 3.1.3.1-12 表 川内原子力発電所 1/2 号機の子兆事象の調査結果(2/3)

発生年月日	発電所名	概要	想定され得る起因事象	備考
2000/9/14	川内 1 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2003/5/15	川内 1 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2004/9/10	川内 1 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2004/12/15	川内 2 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2005/2/9	川内 2 号機	B 湿分分離加熱器出口配管フランジ部からの微小な蒸気漏れ	過渡事象	手動停止の発生件数に含めている
2006/1/13	川内 1 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2006/2/23	川内 1 号機	ループドレン弁の増し締め不足による定期検査中の格納容器サンプ水位の上昇	LOCA	
2006/6/25	川内 2 号機	地震計不適合に伴う原子炉トリップパーシャル信号発信	過渡事象	
2007/4/22	川内 1 号機	低圧タービン内部車室カバーの損傷	過渡事象	
2007/4/26	川内 1 号機	原子炉補機冷却水冷却器伝熱管の減肉	原子炉補機冷却機能の全喪失 原子炉補機冷却機能の部分喪失	
2007/5/10	川内 1 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2007/5/17	川内 1 号機	加圧器安全弁からの漏えい発生による再検査	加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	
2007/6/11	川内 1 号機	C 復水ブースタポンプ電動機地絡	過渡事象	
2007/9/3	川内 1 号機	使用済燃料貯蔵設備増強工事作業員の救急搬送	なし(人的災害であり、プラントへの外乱なし)	
2007/9/11	川内 1 号機	液体廃棄物処理設備からの水漏れ	なし(プラントへの外乱なし)	
2008/4/18	川内 1 号機	A 充てん/高圧注入ポンプ主軸の折損	過渡事象	
2008/12/12	川内 2 号機	蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部での傷の確認	LOCA	

第 3.1.3.1-12 表 川内原子力発電所 1/2 号機の予兆事象の調査結果(3/3)

発生年月日	発電所名	概要	想定され得る起因事象	備考
2010/1/29	川内 1 号機	所内電源設備点検作業中の人身事故	なし(人的災害であり、プラントへの外乱なし)	
2010/11/2	川内 1 号機	供用期間中検査計画不備について	なし(プラントへの外乱なし)	
2011/9/10	川内 2 号機	構内におけるボヤの発生	なし(プラントへの外乱なし)	
2015/8/7	川内 1 号機	A1 次冷却材ポンプ軸振動計指示値低下	過渡事象	
2015/8/20	川内 1 号機	復水ポンプ出口の電気伝導率の上昇	主給水流量喪失	
2015/9/15	川内 2 号機	復水器 A 水室細管の予防施栓	主給水流量喪失	

第 3.1.3.1-13 表 起因事象発生頻度の推定方法

起因事象	評価方法	補足説明
大破断 LOCA	④	小破断 LOCA×0.1 として発生頻度を推定
中破断 LOCA	④	大破断 LOCA と小破断 LOCA の相乗平均によって発生頻度を推定
小破断 LOCA	③	米国 PWR プラントの実績データも含めて、①の方法を用いて発生頻度を推定
極小 LOCA	①	—
インターフェイスシステム LOCA	②	プラント毎に設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
主給水流量喪失	①	—
過渡事象	①	—
手動停止	①	—
外部電源喪失	①	—
ATWS1(タービントリップが必要な事象)	①、②	AT 事象の発生頻度は①、原子炉トリップ失敗確率は②の手法を適用
ATWS2(タービントリップが不要な事象)	①、②	AT 事象の発生頻度は①、原子炉トリップ失敗確率は②の手法を適用
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	③	米国 PWR プラントの実績データも含めて、①の方法を用いて発生頻度を推定
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	③	米国 PWR プラントの実績データも含めて、①の方法を用いて発生頻度を推定
主給水管破断	③	米国 PWR プラントの実績データも含めて、①の方法を用いて発生頻度を推定
蒸気発生器伝熱管破損	①	—
原子炉補機冷却機能の全喪失	③	プラント毎に設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
原子炉補機冷却機能の部分喪失	②	—
AC 母線の 1 系列喪失	②	—
DC 母線の 1 系列喪失	②	—
原子炉容器破損	④	WASH-1400 の値を適用

評価方法については以下のとおり。

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

第 3.1.3.1-14 表 起回事象発生頻度

No	起回事象	発生頻度(／炉年)
1	大破断 LOCA	2.0E-05
2	中破断 LOCA	6.3E-05
3	小破断 LOCA	2.0E-04
4	極小 LOCA	2.1E-03
5	インターフェイスシステム LOCA	3.4E-09
6	主給水流量喪失	1.0E-02
7	過渡事象	9.7E-02
8	手動停止	2.3E-01
9	外部電源喪失	4.3E-03
10	ATWS1(タービントリップが必要な事象)	1.2E-08
11	ATWS2(タービントリップが不要な事象)	7.9E-09
12	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	2.0E-04
13	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	5.4E-04
14	主給水管破断	2.0E-04
15	蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-03
16	原子炉補機冷却機能の全喪失	8.3E-07
17	原子炉補機冷却機能の部分喪失	2.9E-04
18	AC 母線の 1 系列喪失	7.8E-03
19	DC 母線の 1 系列喪失	1.6E-04
20	原子炉容器破損	1.0E-07

第3.1.3.1-15表 事故のタイプと1次系圧力の分類記号

分類記号	説明
A	<p>1次系の破断口径が大きく、1次系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>起因事象としては、大中破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点から、ATWSから従属的にLOCAに至った事故シーケンス及び原子炉容器破損が起因事象である事故シーケンスも含む。(低圧)</p>
S	<p>1次系の破断口径が小さく、1次系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>起因事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点から、トランジェントが起因事象であるが従属的に小破断LOCA (RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至った事故シーケンスも含む。(中圧)</p>
T	<p>トランジェントが起因となる事故シーケンスである。なお、従属的に小破断LOCAに至った事故シーケンスは、Sの「事故のタイプ」に指定する。(高圧)</p>
G	<p>放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次系から環境中に放射性物質が直接放出されるSGTRシーケンスである。(中圧)</p>
V	<p>放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に放射性物質が補助建屋から環境に直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。(低圧)</p>

第3.1.3.1-16表 炉心損傷時期の分類記号

分類記号	説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至る。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至る。

第3.1.3.1-17表 原子炉格納容器内事故進展の分類記号

分類記号	説明
D	燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、熔融炉心の冷却が達成されない可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
W	燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
I	燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用可能で原子炉格納容器内熱除去が行われている状態。
C	燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。格納容器機能喪失後に炉心損傷に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。

第3.1.3.1-18表 プラント損傷状態の定義

No.	PDS	事故のタイプ*	1次冷却材 圧力	炉心 損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					燃料取替用水 タンク水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納 容器の機能 喪失時期	原子炉格納 容器内熱除 去手段
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システムLOCA	低圧			—	
15	G	SGTR	中圧			—	

第 3.1.3.1-19 表 システム間の従属性マトリックス(低圧注入系(注入時))

機器					原子炉補機冷却水系		電源系												信号系									
機器番号	機器名	機器タイプ	作動要求前の状態	作動要求後の状態	供給母管 A	供給母管 B	6・6 kV 母線 C	6・6 kV 母線 D	パワーセンタ 440V 母線 C	パワーセンタ 440V 母線 D	原子炉コントロールセンタ C 1	原子炉コントロールセンタ C 2	原子炉コントロールセンタ D 1	原子炉コントロールセンタ D 2	125V 直流電源 A	125V 直流電源 B	125V 直流電源 C	安全注入信号 A	安全注入信号 B	格納容器スプレイ作動信号 A	格納容器スプレイ作動信号 B	B0シーケンス信号 A	B0シーケンス信号 B	母線電圧低信号 A	母線電圧低信号 B	ATWS 緩和設備 / CCF 対策設備		
2A-RHRP	2A 余熱除去ポンプ	電動ポンプ(純水)	Standby	Run	○		○											○										
2A-RHRP	2A 余熱除去ポンプ 遮断器	遮断器	Open	Close											○													
2B-RHRP	2B 余熱除去ポンプ	電動ポンプ(純水)	Standby	Run		○	○												○									
2B-RHRP	2B 余熱除去ポンプ 遮断器	遮断器	Open	Close											○													
2FCV-601	電動弁(純水)_601	電動弁(純水)	Close	Open							○																	
2FCV-611	電動弁(純水)_611	電動弁(純水)	Close	Open									○															

○:上側のサポート系(原子炉補機冷却水系、電源系及び信号系)の故障により、左側の機器の事故時要求機能に影響する場合

第 3.1.3.1-20 表 システム・運転モードと共用設備の従属性マトリックス

システム間の共用機器 システム・運転モード	燃料取替用水タンク	低温側注入ライン逆止弁 203A ＼ 203C	格納容器再循環サンプ A / B
充てん／高圧注入系(注入時)	○	○	
低圧注入系(注入時)	○	○	
格納容器スプレイ注入系(注入時)	○		
充てん／高圧注入系(再循環時)		○	
低圧注入系(再循環時)		○	○
格納容器スプレイ注入系(再循環時)			○
代替再循環		○	○
常設電動注入ポンプ	○	○	
RHR 運転		○	

○ : 上側の共用機器の故障により、左記のシステムが影響を受ける場合

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(1/9)

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ(純水)	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
空調用冷凍機	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
空気圧縮機	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
電動ポンプ(海水)	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
タービン駆動ポンプ	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
移動式大容量ポンプ車	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
消防ポンプ	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル発電機	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
大容量空冷式発電機	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(2/9)

機器タイプ	故障モード
電源車	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
ファン/ブロー	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
	継続運転失敗(異常時)
電動弁(純水)	開失敗
	閉失敗
	制御回路の作動失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
電動弁(海水)	開失敗
	閉失敗
	制御回路の作動失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
空気作動弁	開失敗
	閉失敗
	制御回路の作動失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(3/9)

機器タイプ	故障モード
油圧作動弁	開失敗
	閉失敗
	制御回路の作動失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
空気作動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	制御回路の作動失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
逆止弁	開失敗
	閉失敗
	内部リーク
	外部リーク
真空逃がし弁	内部リーク
	外部リーク
エアロック均圧弁	内部リーク
	外部リーク
手動弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	外部リーク
機器搬入口	蓋内部リーク
	貫通部破損
	閉失敗

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(4/9)

機器タイプ	故障モード
エアロック	内側／外側扉内部リーク
	貫通部破損
安全弁	開失敗
	閉失敗
	内部リーク
	誤開
	外部リーク
真空逃がし弁 (PWR)	作動失敗
電磁弁	開閉失敗(作動失敗)
	制御回路の作動失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
配管(3 インチ未満)	閉塞
	リーク
スプレイング	閉塞
	リーク
配管(3 インチ以上)	閉塞
	リーク
格納容器貫通部	貫通部破損
液体熱交換器	伝熱管閉塞
	伝熱管破損
	外部リーク
空気熱交換器(流体式)	伝熱管閉塞
	伝熱管破損
	外部リーク
空気除湿装置(熱交換有)	伝熱管閉塞
	伝熱管破損
	外部リーク

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(5/9)

機器タイプ	故障モード
オリフィス	閉塞
	内部破損
	外部リーク
ストレーナ(純水等)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ(純水等)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ(空気)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
吐出消音器	閉塞
	内部破損
	外部リーク
空気除湿装置(熱交換無)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
ストレーナ(海水)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ(海水)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
サンプルスクリーン	閉塞
手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	外部リーク

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(6/9)

機器タイプ	故障モード
逆止ダンパ	開失敗
	閉失敗
	内部リーク
	外部リーク
防火ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
防火兼手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
ダクト開放機構	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
タンク	閉塞
	破損
制御用空気だめ	閉塞
	破損
窒素ポンペ	閉塞
	破損
組立式水槽	閉塞
	破損
ピット／サンプ	閉塞
制御棒駆動装置	挿入失敗

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(7/9)

機器タイプ	故障モード
リレー	不動作
	誤動作
電源切替用コンタクタ	不動作
	誤動作
遅延リレー	不動作
	誤動作
圧カスイッチ	不動作
	誤動作
リミットスイッチ	不動作
	誤動作
トルクスイッチ	不動作
	誤動作
手動スイッチ	不動作
	誤動作
流量スイッチ	不動作
	誤動作
水位スイッチ	不動作
	誤動作
温度スイッチ	不動作
	誤動作
カード(半導体ロジック回路)	不動作
	誤動作
バイステーブル	不動作
	誤動作
DC コントローラ	不動作
	誤動作
警報設定器	不動作
	誤動作

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(8/9)

機器タイプ	故障モード
遮断器	開失敗
	閉失敗
	制御回路の作動失敗
	誤閉
	誤開
ドロップバイパス開閉器	開失敗
	閉失敗
	誤閉
	誤開
NFB	開失敗
	閉失敗
	誤閉
	誤開
断路器	開失敗
	閉失敗
	誤閉
	誤開
充電器	機能喪失
蓄電池	機能喪失
変圧器	機能喪失
母線	機能喪失
インバータ(バイタル)	機能喪失
後備用定電圧装置	機能喪失
MG セット(RPS、CRDM)	機能喪失
ヒーター	機能喪失
ヒートトレース	機能喪失
空気熱交換器(電気式)	機能喪失
アナライザ	機能喪失
ヒューズ	誤断線

第 3.1.3.1-21 表 機器タイプ及び故障モード(9/9)

機器タイプ	故障モード
配線／電線	短絡
	地絡
	断線
制御ケーブル	短絡
	地絡
	断線
演算器	不動作
	高出力／低出力
電流／電圧・電圧変換器	不動作
	高出力／低出力
流量トランスミッタ	不動作
	高出力／低出力
圧カトランスミッタ	不動作
	高出力／低出力
水位トランスミッタ	不動作
	高出力／低出力
温度検出器	不動作
	高出力／低出力
放射線検出器	不動作
	高出力／低出力
コントローラ	不動作
	高出力／低出力
イグナイタ	機能喪失
	制御回路の作動失敗

第 3.1.3.1-22 表 非信頼性評価結果の例(低圧注入系(注入時))

起因事象	成功基準	非信頼度
大破断 LOCA	2 台の余熱除去ポンプのうち 1 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管 2 ループのうち 1 ループに注入可能なこと	1.2E-04
中破断 LOCA 小破断 LOCA 極小 LOCA	高圧注入系(注入時)による注入に失敗している時、2 次系強制冷却による 1 次系の減温/減圧を実施し、2 台の余熱除去ポンプのうち 2 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管 2 ループのうち 1 ループに注入可能なこと	6.2E-03
上記以外	高圧注入系(注入時)による注入に失敗している時、2 台の余熱除去ポンプのうち 1 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管 2 ループのうち 1 ループに注入可能なこと	6.5E-03

第 3.1.3.1-23 表 評価対象機種

No.	PRA 対象機種
1	電動ポンプ(純水)
2	電動ポンプ(海水)
3	タービン駆動ポンプ
4	ディーゼル駆動ポンプ
5	ディーゼル発電機
6	ファン/ブローア
7	電動弁(純水)
8	電動弁(海水)
9	空気作動弁
10	油圧作動弁
11	逆止弁
12	手動弁
13	安全弁
14	真空逃がし弁(PWR)
15	電磁弁
16	配管(3 インチ未満)
17	配管(3 インチ以上)
18	熱交換器
19	オリフィス
20	ストレーナ/フィルタ(純水等)
21	ストレーナ/フィルタ(海水)
22	ダンパ
23	タンク
24	制御棒駆動装置
25	リレー
26	遅延リレー
27	遮断器

No.	PRA 対象機種
28	圧力スイッチ
29	リミットスイッチ
30	手動スイッチ
31	流量スイッチ
32	水位スイッチ
33	温度スイッチ
34	充電器
35	蓄電池
36	変圧器
37	母線
38	インバータ(バイタル)
39	ヒューズ
40	配線/電線
41	制御ケーブル
42	MG セット(RPS、CRDM)
43	演算器
44	カード(半導体ロジック回路)
45	警報設定器
46	流量トランスミッタ
47	圧力トランスミッタ
48	水位トランスミッタ
49	温度検出器
50	放射線検出器
51	コントローラ
52	ヒーター
53	アナンシエータ

第 3.1.3.1-24 表 内部事象出力運転時 PRA の人的過誤確率の設定方針

項目	設定方針
診断失敗確率	運転基準緊急処置編:下限値* ¹ 運転基準緊急処置編(第二部):ノミナル値* ¹ 運転基準緊急処置編(第三部):ノミナル値* ¹ 運転基準(特重施設関連):ノミナル値* ¹
操作・読取失敗における ストレスレベル	Moderately high

*1:ヒューマンエラーハンドブックの時間信頼性曲線を参照して設定

第 3.1.3.1-25 表 従属レベルごとの人的過誤確率

従属レベル			従属性レベルを考慮した 人的過誤確率
低従属	LD	Low Dependency	5.0E-02
中従属	MD	Moderate Dependency	1.5E-01
高従属	HD	High Dependency	5.0E-01
完全従属	CD	Complete Dependency	1.0

第 3.1.3.1-26 表 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象	炉心損傷頻度(／炉年)	寄与割合(%)
大破断 LOCA	5.4E-08	4.2
中破断 LOCA	1.8E-07	13.8
小破断 LOCA	5.2E-07	40.3
極小 LOCA	2.4E-08	1.9
インターフェイスシステム LOCA	1.0E-09	<0.1
主給水流量喪失	5.2E-09	0.4
過渡事象	4.9E-08	3.7
手動停止	4.4E-08	3.4
外部電源喪失	5.9E-08	4.5
ATWS1(タービントリップが必要な事象)	7.5E-10	<0.1
ATWS2(タービントリップが不要な事象)	4.7E-10	<0.1
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	4.4E-08	3.4
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	6.3E-09	0.5
主給水管破断	4.4E-08	3.4
蒸気発生器伝熱管破損	2.1E-08	1.6
原子炉補機冷却機能の全喪失	1.4E-07	10.6
原子炉補機冷却機能の部分喪失	2.3E-11	<0.1
AC 母線の 1 系列喪失	1.7E-09	0.1
DC 母線の 1 系列喪失	3.5E-09	0.3
原子炉容器破損	1.0E-07	7.7
合計	1.3E-06	100

第 3.1.3.1-27 表 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度(／炉年)	寄与割合(%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	2.1E-07	15.8
全交流動力電源喪失	5.3E-08	4.0
原子炉補機冷却機能喪失	1.4E-07	10.6
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.5E-08	1.9
原子炉停止機能喪失	1.2E-09	<0.1
ECCS 注水機能喪失	2.3E-07	17.3
ECCS 再循環機能喪失	6.4E-07	48.7
格納容器バイパス	2.1E-08	1.6
合計	1.3E-06	100.0

第3.1.3.1-28表 プラント損傷状態別の発生頻度

プラント損傷状態	発生頻度(炉心損傷頻度) (/炉年)	寄与割合 (%)
AED	1.7E-09	0.1
AEW	1.2E-07	9.0
AEI	2.1E-07	15.8
ALC	5.9E-09	0.4
SED	6.1E-08	4.5
SEW	6.3E-10	<0.1
SEI	6.3E-08	4.7
SLW	3.3E-07	24.6
SLI	2.1E-07	15.8
SLC	2.2E-08	1.7
TED	1.1E-07	8.3
TEW	2.5E-08	1.9
TEI	1.5E-07	11.5
V	1.0E-09	<0.1
G	2.1E-08	1.6
合 計	1.3E-06	100.0

第3.1.3.1-29表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷による破損形態の抽出

機能喪失状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損
	ベースマツト溶融貫通	ε	MCCIでベースマツトが溶融貫通
	格納容器過温破損	τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損
	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
	原子炉容器外水蒸気爆発	η	原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼(原子炉容器破損前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼(原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼(原子炉容器破損後長期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長期)によって原子炉格納容器が破損
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
	格納容器直接接触	μ	原子炉格納容器の構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損

第3.1.3.1-30表 事故のタイプと発生頻度及び負荷による破損形態の整理結果

事故のタイプ	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大中破断LOCA (A) 小破断LOCA (S) トランジエント (T)	格納容器先行破損 (θ) (A又はSのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ) 原子炉容器内水蒸気爆 発 (α)	水素燃焼 (γ') 原子炉容器外水蒸気爆発 (η) 格納容器直接接触 (μ) (S又はTのみ可能性あり) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S又はTのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ'') 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積に よる過圧破損 (δ) 格納容器過温破損 (τ) ベースマット溶融貫通 (ε)

第3.1.3.1-31表 負荷の同定(1/2)

負荷(部位)	負荷に対する知見	備考
<p>静的圧力荷重</p>	<p>水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)</p> <p>鋼製格納容器:BWR Mark IIの1/10縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験で、常温での漏えい耐力は、機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約6Pd(Pd:原子炉格納容器の最高使用圧力)あることを確認し、試験結果をほぼ模擬可能な解析モデルが構築された。PWR実炉スケールでは、構築された解析モデル化技術を適用した有限要素法解析を実施した結果、最高温度200℃時で2Pd程度までは十分な耐力があると判断されている。 PCCV:縮尺モデル試験結果に基づく実炉スケール解析評価によって、200℃でも2.5Pd以上の気密漏えい耐力が確認されている。</p>	<p>日米共同事業「格納容器信頼性実証試験構造挙動計画」</p>
<p>動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル</p>	<p>水素燃焼 (爆燃:格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁、爆轟:原子炉格納容器内一般部)</p> <p>水素爆燃については、既存の研究により、ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については、NUPEC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。</p>	<p>NUPEC大規模燃焼試験、NUPEC/NRC/BNL高温燃焼試験</p>
<p>水蒸気爆発</p> <p>(原子炉容器内:ドーム部、原子炉容器外:原子炉下部キャビティ)</p>	<p>大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。NUPECのUO₂混合物を用いた水蒸気爆発実験では、水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験では、UO₂混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが、外部トリガにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の溶融物を用いており実機の条件と異なる。日本原子力研究所の水蒸気爆発実験では、高気圧気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることが確認されている。一方、UO₂混合物を用いないが、近年のPULiMS試験においては水深が浅いプール水中に溶融物を落下させた場合における水蒸気爆発の発生が確認されている。</p>	<p>NUPECの水蒸気爆発実験、イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験、日本原子力研究所の水蒸気爆発実験、PULiMS試験</p>
<p>格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>(格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)</p>	<p>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。SNLのWCプロジェクトでは、テルミット反応による溶融物を用いた試験が行われ、格納容器の温度上昇、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。 COREXIT試験では、実炉溶融物を用いて試験を行いテルミット反応による試験と比較して格納容器の最大圧力上昇が低く加圧効率も低いことが確認されている。</p>	<p>米国SNLのWCプロジェクト、COREXIT試験</p>

第3.1.3.1-31表 負荷の同定(2/2)

	負荷(部位)	負荷に対する知見	備考
熱荷重、局所的な熱荷重	格納容器過温破損 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)	NUPEC試験では、電気配線貫通部で266～324℃、フランジガスケットの場合は279～349℃で微小漏えいが観測されている。高電圧モジュールの場合には、400℃までに漏えいの発生は観測されていない。SNLの試験では圧力0.92MPaで371℃でも漏えいが生じていない。	NUPEC試験 SNLの試験
	格納容器直接接触 (原子炉下部キャビティ出口近傍格納容器壁)	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破損に至る確率は極めて小さいと考えられている。	
	ベースマツト溶融貫通 (原子炉下部キャビティ床)	実験的研究においても不確かさが高く負荷評価は難しいが、実際の溶融燃料を用いたCOTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッドに浸透した冷却水により、MCCIが抑制された。また、MCCIに関する実験及び研究から、クラストが形成されても自重あるいは熱応力によって破砕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。	米国MACE実験 NUPEC:COTELS実験 CCI実験 クラスト強度のJNES解析研究

第3.1.3.1-32表 原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷に対する耐性及び判断基準

格納容器機能喪失カテゴリ	対応する格納容器機能喪失モード*	判断基準
水蒸気(崩壊熱)による過圧	δ 、 θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること
コンクリート侵食	ε	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること
貫通部過温	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が200°Cを上回ること
水蒸気爆発 (水蒸気スパイク)	α 、 η	原子炉容器内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること 原子炉容器外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮蔽壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること 水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること
格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること
可燃性ガスの高濃度での燃焼	γ 、 γ' 、 γ''	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること、又は爆轟が発生し原子炉格納容器に動的な荷重がかかり原子炉格納容器が破損すること
格納容器への直接接触	μ	原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着して原子炉格納容器が破損すること

*: 第3.1.3.1-31表に示す格納容器機能喪失モード

第3.1.3.1-33表 格納容器機能喪失モードの設定

項目	放出	原子炉格納容器の状態	格納容器機能喪失モード	記号	概要	
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	ϕ	原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束	
			格納容器ベント	ϕ	フィルタベントの実施	
	早期放出	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	TI-SGTR	ξ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
			炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス			
			インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗	
		早期格納容器破損	格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼(原子炉容器破損前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼(原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
		後期格納容器破損	後期格納容器破損	格納容器直接接触	μ	原子炉格納容器の構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損
	水素燃焼(原子炉容器破損後長期)			γ''	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長期)によって原子炉格納容器が破損	
	ベースマツト溶融貫通			ε	MCCIでベースマツトが溶融貫通	
	格納容器過温破損			τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損			δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損			
	後期放出	後期放出	格納容器破損	水素燃焼(原子炉容器破損後長期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長期)によって原子炉格納容器が破損
ベースマツト溶融貫通				ε	MCCIでベースマツトが溶融貫通	
格納容器過温破損				τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損	
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損				δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損	
水蒸気蓄積による格納容器先行破損				θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損	

第3.1.3.1-34表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心損傷	—	格納容器機能喪失の可能性
蒸気発生器伝熱管破損	・プラント損傷状態で定義される蒸気発生器伝熱管破損	gモードによる格納容器機能喪失
インターフェイスシステム LOCA	・プラント損傷状態で定義されるインターフェイスシステムLOCA	ν モードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・プラント損傷状態で定義される格納容器先行破損	θ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・1次系高圧(高温側配管、サージライン破損)	1次系減圧
TI-SGTR	・1次系高圧(TI-SGTR)	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・1次系低圧	α モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・水素濃度4vol%上方、6vol%側方、8vol%下方伝ば ・水蒸気濃度55vol%以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高圧	溶融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出
原子炉下部キャビティ内 水量	・燃料取替用水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・原子炉容器破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失の可能性
溶融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に溶融炉心落下	MCCIの継続
ベースマット溶融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の溶融炉心冷却に失敗	ε モードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・原子炉容器破損 ・原子炉格納容器内への注水なし	τ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ 、 θ モードによる格納容器機能喪失

第3.1.3.1-35表 緩和手段の分析

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性
格納容器隔離	格納容器隔離弁	放射性物質放出防止	・各種信号による自動作動 ・炉心損傷検知前に実施	可能
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	放射性物質放出緩和	・各種信号による自動起動 ・所内電源及び外部電源喪失判断後実施	可能
	中央制御室非常用循環系(外気との隔離に係るバウンダリのみ)		—	なし
1次系強制減圧	加圧器逃がし弁 (制御用空気系使用)	・蒸気発生器伝熱管の健全性維持 ・溶融炉心の分散放出防止	炉心損傷検知後実施	可能
	加圧器逃がし弁 (窒素ポンベ使用)			
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	・未臨界の維持 ・炉心損傷の進展防止と緩和 ・原子炉容器破損の防止及び遅延	非常用炉心冷却設備作動信号(S 信号)による自動起動	可能
格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器スプレイポンプ (中央制御室における手動起動)	・溶融炉心冷却 ・原子炉格納容器圧力上昇抑制 ・放射性物質放出緩和	炉心損傷検知後実施	可能
	常設電動注入ポンプ (水源補給前)			
格納容器内自然対流冷却 (原子炉補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水通水)	格納容器破損防止	最高使用圧力到達後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
格納容器内注水(格納容器内液相部への蓄熱)	常設電動注入ポンプ (水源補給後)	原子炉格納容器圧力上昇抑制	燃料取替用水枯渇後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
格納容器内自然対流冷却 (海水通水)	格納容器再循環ユニット (海水通水)	格納容器破損防止	事故後24 時間後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
水素濃度制御	電気式水素燃焼装置	水素濃度低減(短期)	炉心損傷検知前に実施	可能
	静的触媒式水素再結合装置 (PAR)	水素濃度低減(長期)	—(受動的な安全設備)	なし
電源の確保	外部電源の回復	交流電源の復旧	所内電源及び外部電源喪失判断後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
	大容量空冷式発電機			可能

第3.1.3.1-36表 物理化学現象と関連する緩和手段の整理(1/2)

物理化学現象	関連する緩和手段	備考
炉心損傷	—	—
蒸気発生器伝熱管破損	—	—
インターフェイスシステム LOCA	—	—
格納容器先行破損	格納容器隔離	格納容器隔離に失敗した場合、格納容器先行破損に至らない。
配管クリーブ破損	1次系強制減圧	1次系強制減圧により配管クリーブ破損発生を防止する。
TI-SGTR	1次系強制減圧	1次系強制減圧によりTI-SGTR発生を防止する。
原子炉容器内水蒸気爆発	1次系強制減圧	配管クリーブ破損又は1次系強制減圧により原子炉容器内水蒸気爆発の発生可能性が増大する。
水素燃焼	炉心への注水	過熱炉心への注水により水素が追加発生する。
	電気式水素燃焼装置	電気式水素燃焼装置により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。
	静的触媒式水素再結合装置(PAR)	静的触媒式水素再結合装置により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)により、原子炉下部キャビティ内溶融炉心冷却による追加水素発生を抑制する。
	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却による格納容器減圧に伴い、水素燃焼の発生可能性が増大する。
原子炉容器破損	炉心への注水	炉心への注水により原子炉容器破損を防止する。但し、本評価では炉心損傷後の再循環運転に期待しないため原子炉容器破損防止は考慮しない。
溶融物分散放出	1次系強制減圧	1次系強制減圧により溶融物分散放出の発生を防止する。
原子炉下部キャビティ内水量	炉心への注水	炉心への注水により、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水量が増大する可能性がある。
原子炉容器外水蒸気爆発	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって溶融炉心が重力落下することで水蒸気爆発の発生可能性が増大する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	原子炉下部キャビティに水がたまる場合、原子炉容器外水蒸気爆発の発生可能性が増大する。

第3.1.3.1-36表 物理化学現象と関連する緩和手段の整理(2/2)

物理化学現象	関連する緩和手段	備考
格納容器雰囲気直接加熱	1次系強制減圧	1次系強制減圧により、溶融炉心を重力落下させることで格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	原子炉下部キャビティに水がたまる場合、格納容器雰囲気直接加熱の発生可能性が低減する。
格納容器直接接触	1次系強制減圧	1次系強制減圧により、溶融炉心を重力落下させることで格納容器直接接触の発生を防止する。
溶融炉心冷却	1次系強制減圧	1次系強制減圧により、溶融炉心を重力落下させることで溶融炉心の冷却失敗可能性が増大する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)により原子炉下部キャビティ内水量が増大し、溶融炉心冷却を促進する。
ベースマツト溶融貫通	1次系強制減圧	1次系強制減圧により、溶融炉心を重力落下させることで溶融炉心の冷却ができず、ベースマツト溶融貫通の可能性が増大する。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水により原子炉下部キャビティ内水量が増大し、溶融炉心の冷却が促進されることで、ベースマツト溶融貫通を抑制する。
格納容器過温破損	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り、格納容器内液相部への蓄熱)	格納容器内注水により格納容器過温破損を防止する。
	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却により格納容器過温破損を防止する。
格納容器過圧破損	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り、格納容器内液相部への蓄熱)	格納容器内注水により格納容器過圧破損を防止する。
	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却により格納容器過圧破損を防止する。

第3.1.3.1-37表 ヘディングの選定及び定義(1/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉容器破損前(T1)	1	バイパス	BP	格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA)の場合、失敗とする。
	2	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	3	先行破損	PF	格納容器先行破損の場合、失敗とする。
	4	1次系強制減圧	FD	炉心損傷後、加圧器逃がし弁(制御用空気系、窒素ポンプ)による1次系強制減圧に失敗した場合、失敗とする。
	5	配管クリープ破損	HCF	配管クリープ破損が発生せず1次系が中高压である場合、失敗とする。
	6	TI-SGTR	ITR	TI-SGTRが発生した場合、失敗とする。
	7	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水したときの水素生成量増大の観点から、炉心損傷後に高压注入又は低压注入が継続していない場合、失敗とする。
	8	炉内水蒸気爆発	ISX	原子炉容器内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	9	イグナイタ	IG	電気式水素燃焼装置(イグナイタ)の起動に失敗した場合、失敗とする。
	10	水素燃焼	HPI	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。
原子炉容器破損直後(T2)	11	溶融物分散放出	RPV	原子炉容器破損の時点で1次系圧力が2.0MPa(gage)未満であった場合、失敗(溶融炉心が重力落下する)とする。
	12	キャビティ内水量	DC	原子炉容器破損の時点で、原子炉下部キャビティに十分に水がたまっておらず溶融炉心が冠水しない場合、失敗とする。
	13	CV内注水(キャビティ水張り)	CF	格納容器スプレイ(中央制御室における手動起動)による格納容器内注水又は常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源補給前)に失敗した場合、失敗とする。
	14	炉外水蒸気爆発	ESX	原子炉容器破損直後に、原子炉容器外水蒸気爆発による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	15	CV雰囲気直接加熱	DCH	原子炉容器破損直後に、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	16	CV直接接触	MA	原子炉容器破損直後に、格納容器直接接触による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	17	水素燃焼	HP2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。

第3.1.3.1-37表 ヘディングの選定及び定義(2/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの定義
原子炉容器破損後長期(T3)	18	CV内自然対流冷却(CCW通水)	NCC1 格納容器再循環ユニット(原子炉補機冷却水通水)による格納容器内自然対流冷却により格納容器除熱が行えない場合、失敗とする。
	19	CV内注水(液相蓄熱)	HSL 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源補給後)に失敗した場合、失敗とする。
	20	CV内自然対流冷却(海水通水)	NCC2 格納容器再循環ユニット(海水通水)による格納容器内自然対流冷却により格納容器除熱が行えない場合、失敗とする。
	21	デブリ冷却	EVC 溶融炉心の冷却に失敗し、MCCIが継続する場合、失敗とする。
	22	水素燃焼	HP3 原子炉容器破損後長期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。
	23	ベースマツト溶融貫通	BM 溶融炉心冷却に失敗した場合に、過圧破損、過温破損より先行してベースマツトが溶融貫通に至る場合、失敗とする。
	24	CV過温破損	OT 原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。

第3.1.3.1-38表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を与える側)	パイパス (BP)	CV隔離 (CI)	先行破損 (PF)	1次系強制減圧 (FD)	配管クランプ破損 (HCF)	TI-SGTR (ITR)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気爆発 (ISX)	イグナイタ (IG)	水素燃焼 (HP1)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	CV内注水(キャビティ水張り) (CF)	炉外水蒸気爆発 (ISX)	CV雰囲気直接加熱 (DCI)	CV直接加熱 (MA)	水素燃焼 (HP2)	CV内自然対流冷却(CCW通水) (NCC1)	CV内注水(液相蓄熱) (HSL)	CV内自然対流冷却(海水通水) (NCC2)	デブリ冷却 (EVC)	水素燃焼 (HP3)	ベースマッド溶融貫通 (BM)	CV過温破損 (OT)	備考	
パイパス (BP)																										—
CV隔離 (CI)		×																								—
先行破損 (PF)		×	×																							—
1次系強制減圧 (FD)		×	×	×																						—
配管クランプ破損 (HCF)		×	×	×	●																					1次系強制減圧(FD)失敗時に発生可能性有。
TI-SGTR (ITR)		×	×	×	●	●																				1次系強制減圧(FD)失敗時、配管クランプ破損(HCF)失敗時に発生可能性有。
炉心への注水 (LR)		×	×	×	○	○	×																			中高压シーケンス(S**, T**)では、1次系強制減圧(FD)成功時、配管クランプ破損(HCF)成功時に炉心への注水可能性有。
炉内水蒸気爆発 (ISX)		×	×	×	○	○	×																			中高压シーケンス(S**, T**)では、1次系強制減圧(FD)成功時、配管クランプ破損(HCF)成功時に発生可能性有。
イグナイタ (IG)		×	×	×			×		×																	—
水素燃焼 (HP1)		×	×	×			×	◎	×	●																炉心への注水(LR)に従属(Zr-水反応による水素発生)。イグナイタ(IG)失敗時に発生可能性有。
溶融物分散放出 (RPV)		×	×	×	◎	◎	×		×		×															中高压シーケンス(S**, T**)では、1次系強制減圧(FD)、配管クランプ破損(HCF)に従属。
キャビティ内水量 (DC)		×	×	×			×	◎	×		×															炉心への注水(LR)に従属。
CV内注水(キャビティ水張り) (CF)		×	×	×			×		×		×	●														キャビティ内水量(DC)失敗(キャビティ水少量)時に、操作を実施。
炉外水蒸気爆発 (ISX)		×	×	×			×		×		◎	◎	◎													溶融物分散放出(RPV)、キャビティ内水量(DC)、CV内注水(キャビティ水張り)(CF)に従属。
CV雰囲気直接加熱 (DCI)		×	×	×			×		×		◎	◎														溶融物分散放出(RPV)成功(分散放出)時に発生可能性有。キャビティ内水量(DC)に従属。
CV直接加熱 (MA)		×	×	×			×		×		◎	◎														溶融物分散放出(RPV)成功(分散放出)時に発生可能性有。
水素燃焼 (HP2)		×	×	×			×	◎	×	●	◎	◎	◎													炉心への注水(LR)に従属(Zr-水反応による水素発生)。イグナイタ(IG)失敗時に発生可能性有。過去の水素燃焼の有無に従属。
CV内自然対流冷却(CCW通水) (NCC1)		×	×	×			×		×		◎	◎	◎													キャビティ内水量(DC)成功(キャビティ水多量)時又はCV内注水(キャビティ水張り)(CF)成功時に操作を実施。
CV内注水(液相蓄熱) (HSL)		×	×	×			×		×		◎	◎	◎													キャビティ内水量(DC)失敗(キャビティ水少量)時及びCV内注水(キャビティ水張り)(CF)成功時に操作を実施。CV内自然対流冷却(CCW通水)(NCC1)失敗時に操作を実施。
CV内自然対流冷却(海水通水) (NCC2)		×	×	×			×		×		◎	◎	◎													CV内注水(液相蓄熱)(HSL)成功時に操作を実施。
デブリ冷却 (EVC)		×	×	×			×		×		◎	◎	◎													溶融物分散放出(RPV)、キャビティ内水量(DC)、CV内注水(キャビティ水張り)(CF)に従属。
水素燃焼 (HP3)		×	×	×			×	◎	×	●	◎	◎	◎													炉心への注水(LR)に従属(Zr-水反応による水素発生)。イグナイタ(IG)失敗時に発生可能性有。過去の水素燃焼の有無、CV内注水(キャビティ水張り)(CF)、CV内自然対流冷却(CCW通水)(NCC1)、CV内自然対流冷却(海水通水)(NCC2)、デブリ冷却(EVC)に従属。
ベースマッド溶融貫通 (BM)		×	×	×			×		×		◎	◎	◎													溶融物分散放出(RPV)、CV内自然対流冷却(CCW通水)(NCC1)、CV内自然対流冷却(海水通水)(NCC2)に従属。デブリ冷却(EVC)失敗時に発生可能性有。
CV過温破損 (OT)		×	×	×			×		×		◎	◎	◎													溶融物分散放出(RPV)、CV内注水(キャビティ水張り)(CF)に従属。CV内自然対流冷却(CCW通水)(NCC1)、CV内自然対流冷却(海水通水)(NCC2)失敗時に発生可能性有。

○: 影響を与える側が成功した場合に影響を受ける側が従属
 ●: 影響を与える側が失敗した場合に影響を受ける側が従属
 ◎: 影響を与える側が成功・失敗によらず影響を受ける側が従属
 ※: 影響を与える側が失敗した場合に格納容器機能喪失
 †: 過去に水素燃焼が発生したがCV破損に至らなかった場合、従属

第3.1.3.1-39表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス

No.	PDS	PDSごとに選定した 事故シーケンス	緩和操作
1	AED	大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ注入失敗	なし
2	AED+AM		常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
3	AEW	大破断LOCA + ECCS再循環失敗 + CVスプレイ再循環失敗	なし
4	AEW+AM		CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	AEI	大破断LOCA + ECCS注入失敗	—
5	SED	小破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ注入失敗	なし
6	SED+AM		1次系強制減圧 常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
7	SEW	小破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ再循環失敗	なし
8	SEW+AM		1次系強制減圧 CVスプレイポンプ(手動) CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	SEI	小破断LOCA + ECCS注入失敗	—
9	SLW	小破断LOCA + ECCS再循環失敗 + CVスプレイ再循環失敗	なし
10	SLW+AM		1次系強制減圧 CV内自然対流冷却(CCW通水)
11	SLI	小破断LOCA + ECCS再循環失敗	なし
12	TED	全交流動力電源喪失 + 補助給水系 作動失敗	なし
13	TED+AM		1次系強制減圧 常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
14	TEW	全給水喪失 + CVスプレイ再循環失敗	なし
15	TEW+AM		1次系強制減圧 CVスプレイポンプ(手動) CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	TEI	全給水喪失	—

注) ハッチング箇所のAEI、SEI、TEIについては、本評価では炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、それぞれAEW、SEW、TEWと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を行っていない。

第3.1.3.1-40表 解析コードの基本解析条件

項目	条件	備考
燃料(UO ₂)重量	8.32×10 ⁴ kg	
被覆管(ジルカロイ)重量	2.00×10 ⁴ kg	
炉心崩壊熱	炉心平均評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1
炉心熱出力	2,652×1.02 MWt	102%出力運転
1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差
1次冷却材平均温度	302.3+2.2℃	設計値+計測誤差
ループ全流量	45.7×10 ⁶ kg/h	100% T.D.F.ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割	5分割	
原子炉格納容器区画全自由体積	67,400 m ³	標準値*2
原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	最大値(保安規定値考慮)
原子炉格納容器初期温度	49℃	標準値*2
原子炉格納容器ヒートシンク温度	49℃	標準値*2
蓄圧タンク作動基数	3基	
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値
蓄圧タンク保有水量	29.0 m ³ /基	最小値

*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4(平成25年7月)

*2: 評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて設定した条件

第3.1.3.1-41表 事故進展解析の解析条件

PDS	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器スプレイ再循環	補助給水
AED	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
AED+AM									
AEW	高温側配管 完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
AEW+AM									
AEI	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SED	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
SED+AM									
SEW	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
SEW+AM									
SEI	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SLW	高温側配管 2inch 破断	2系統	2系統	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
SLW+AM									
SLI	高温側配管 2inch 破断	2系統	2系統	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
TED	全交流動力電源喪失	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
TED+AM									
TEW	全給水喪失	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	不作動
TEW+AM									
TEI	全給水喪失	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	不作動

注1) 緩和操作なしの解析条件を記載。

注2) ハッチング箇所のAEI、SEI、TEIについては、本評価では炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、それぞれAEW、SEW、TEWと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を行っていない。

第3.1.3.1-42表 事故進展解析結果(1/2)

主要事象	AED	ΛED+AM	AEW	ΛEW+AM	SED	SED+AM	SEW	SEW+AM
原子炉トリップ	0.0秒	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	2.0分	2.0分
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	3.4分	3.4分
充てん系作動	—	—	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	—	0.4秒	0.4秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	—	11秒	11秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	1.2時間	1.2時間	1.2時間
蓄圧注入終了	1.4分	1.4分	1.1分	1.1分	3.6時間	4.6時間	3.8時間	4.6時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	—	1.3時間	—	1.3時間
格納容器スプレイ作動*1	—	49分	3.8秒	3.8秒	—	1.6時間	1.5時間	1.1時間
再循環切替	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心露出	5.6分	5.6分	27分	27分	42分	42分	44分	44分
被覆管破損	11分	11分	36分	36分	54分	54分	56分	56分
炉心溶融開始	19分	19分	45分	45分	1.1時間	1.1時間	1.1時間	1.1時間
下部ヘッドへ溶融炉心移動開始	55分	54分	1.5時間	1.5時間	2.0時間	5.1時間	2.2時間	5.1時間
原子炉容器破損	1.6時間	1.5時間	2.8時間	2.8時間	3.6時間	7.4時間	3.8時間	7.5時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	2.2時間	4.2時間	5.9時間	5.9時間	4.1時間	12時間	6.8時間	7.8時間
2Pd(原子炉格納容器最高使用圧力の2倍)到達*2	5.4時間	—	12時間	—	8.4時間	—	14時間	—
原子炉格納容器内温度200℃到達*3	—	—	—	—	—	—	—	—

*1:代替格納容器スプレイを考慮した解析ケースでは、代替格納容器スプレイ作動時刻(炉心溶融開始+30分)を示す。

*2:原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*3:原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第3.1.3.1-42表 事故進展解析結果(2/2)

主要事象	SLW	SLW+AM	SLI	TED	TED+AM	TEW	TEW+AM
原子炉トリップ	2.0分	2.0分	2.0分	0.0秒	0.0秒	46秒	46秒
補助給水系作動	3.4分	3.4分	3.4分	—	—	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—	—
高压注入系作動	2.4分	2.4分	2.4分	—	—	—	—
低压注入系作動	—	—	—	—	—	—	—
蓄圧注入作動	54分	54分	54分	4.7時間	3.4時間	3.3時間	2.1時間
蓄圧注入終了	7.6時間	5.2時間	7.6時間	4.7時間	7.8時間	3.3時間	5.9時間
ラプチャーディスク破損	—	4.7時間	—	1.7時間	1.7時間	35分	35分
格納容器スプレイ作動*1	1.5時間	1.5時間	1.5時間	—	3.5時間	3.0時間	1.6時間
再循環切替	—	—	1.8時間	—	—	—	—
炉心露出	3.6時間	3.6時間	3.6時間	2.2時間	2.2時間	1.1時間	1.1時間
被覆管破損	4.0時間	4.0時間	4.0時間	2.5時間	2.5時間	1.3時間	1.3時間
炉心溶融開始	4.5時間	4.5時間	4.5時間	3.0時間	3.0時間	1.6時間	1.6時間
下部ヘッドへ溶融炉心移動開始	6.5時間	6.4時間	6.5時間	4.6時間	5.2時間	3.0時間	3.7時間
原子炉容器破損	8.4時間	8.3時間	8.3時間	4.7時間	7.8時間	3.3時間	5.9時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	7.2時間	8.5時間	—	6.3時間	8.1時間	9.9時間	7.1時間
2Pd(原子炉格納容器最高使用圧力の2倍)到達*2	12時間	—	—	11時間	—	16時間	—
原子炉格納容器内温度200℃到達*3	—	—	—	—	—	—	—

*1:代替格納容器スプレイを考慮した解析ケースでは、代替格納容器スプレイ作動時刻(炉心溶融開始+30分)を示す。

*2:原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*3:原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第3.1.3.1-43表 事故進展解析結果(シビアアクシデント負荷)

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前			原子炉容器破損前			原子炉容器破損直後(30分)			原子炉容器破損後長期 ^{*1}		
	1次系圧力 (MPa[gage])	原子炉下部キャビティ内水量(t)	原子炉格納容器内温度(°C)	原子炉格納容器圧力 (MPa[gage])	ペーパースマット侵食 深さ(mm)	水素濃度 (vol%) (ウエット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度 (vol%) (ウエット条件) Zr-水反応 割合75% ^{*2}	水素濃度 (vol%) (ウエット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度 (vol%) (ウエット条件) Zr-水反応 割合75% ^{*2}	水素濃度 (vol%) (ウエット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度 (vol%) (ウエット条件) Zr-水反応 割合75% ^{*2}
AED	0.2	57.6	154.0	0.49	5.0	2.5	47.7	5.7	2.2	57.6	4.6	1.4	73.3	2.9
AED+AM	0.2	60.5	—	—	—	2.5	47.9	5.7	2.4	51.8	5.3	2.2	57.1	4.7
AEW	0.1	179.9	151.7	0.49	5.1	3.4	35.4	6.9	3.1	43.8	6.1	1.5	72.5	3.0
AEW+AM	0.1	179.7	—	—	—	3.1	35.1	7.0	2.8	45.1	5.9	1.9	63.0	4.0
SED	2.1	28.2	151.6	0.49	0.0	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	1.9	73.0	2.9
SED+AM	0.2	127.8	—	—	—	5.9	44.0	5.9	5.0	53.5	5.0	4.3	60.4	4.3
SEW	2.0	176.0	149.6	0.49	0.0	4.9	37.1	6.7	5.5	44.5	5.9	2.9	71.3	3.1
SEW+AM	0.2	175.7	—	—	—	5.5	48.6	5.5	4.8	56.2	4.8	4.2	61.5	4.2
SLW	0.3	176.4	153.7	0.49	1.5	3.7	58.1	4.5	3.4	62.4	4.0	2.8	70.0	3.2
SLW+AM	0.3	174.3	—	—	—	3.6	55.1	4.8	3.3	59.6	4.3	3.1	62.4	4.0
SLI	0.3	168.6	—	—	—	7.3	17.8	8.7	7.0	24.2	8.1	7.9	15.6	9.0
TED	17.1	8.3	157.3	0.49	0.0	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	2.1	72.3	3.0
TED+AM	1.4	107.6	—	—	—	4.8	50.8	5.2	5.0	56.9	5.0	5.2	55.2	5.2
TEW	15.6	41.8	162.5	0.49	1.1	5.7	13.0	8.1	7.2	12.2	9.3	2.4	71.5	3.1
TEW+AM	1.5	175.8	—	—	—	5.5	47.9	5.5	5.9	53.0	5.9	5.0	60.7	5.0

*1: AED、AEW、SED、SEW、SLW、TED及びTEWは原子炉格納容器破損時点の値。AED+AM、AEW+AM、SED+AM、SEW+AM、SLI、TED+AM及びTEW+AMは原子炉格納容器が破損しないため解析終了時点の値。

*2: 発生する水素量を補正するに当たっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量も含む。但し、発生水素量の合計が全炉心Zr量の75%を上回る場合は補正を行っていない。

第3.1.3.1-44表 事故進展解析結果のパラメータの確率評価への影響

パラメータ		影響するヘディング	確率評価への影響
原子炉容器破損前	1次系圧力	溶融物分散放出(RPV)	原子炉容器破損前の1次系圧力により、原子炉容器破損直後の溶融物分散放出(RPV)の分岐確率を設定しており、溶融物分散放出(RPV)の成功、失敗によって、CV雰囲気直接加熱(DCH)、原子炉格納容器への直接接触等による格納容器破損の可能性の有無が変わる。
	原子炉下部キャビティ水量	キャビティ内水量(DC)	キャビティ内水量の成功、失敗により炉外水蒸気爆発による格納容器破損の可能性の有無が変わる。また、原子炉下部キャビティ内の溶融炉心が冷却される効果及び分散する溶融炉心が冷却される効果を想定するためキャビティ内水量の成功、失敗により溶融炉心冷却の成功の可能性及びCV雰囲気直接加熱(DCH)による格納容器破損等の確率が変わる。
原子炉格納容器破損前	原子炉格納容器雰囲気温度 原子炉格納容器圧力	格納容器過温破損(OT)	格納容器破損直前は「原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍に到達又は原子炉格納容器内温度が200℃到達」としている。格納容器破損直前の原子炉格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力を参照することで原子炉容器破損後長期の過温破損(OT)の分岐確率を変える。
	ベースマツト侵食深さ	ベースマツト溶融貫通(BM)	格納容器破損直前のベースマツト侵食深さを参照することで、原子炉容器破損後長期のベースマツト溶融貫通(BM)の分岐確率を変える。
原子炉容器破損前／ 原子炉容器破損直後(30分) ／ 原子炉容器破損後長期	水素濃度	水素燃焼 (HP1、HP2及びHP3)	各時期の水素濃度、水蒸気濃度を参照することで、各時期の水素燃焼(HP1、HP2及びHP3)の分岐確率を設定する。炉心への注水(LR)に成功した場合には、炉心への注水によるジルコニウム-水反応の促進を想定しジルコニウム-水反応割合75%の水素濃度を参照して分岐確率を設定する。
水蒸気濃度			
水素濃度 (ジルコニウム-水反応割合75%)			

第3.1.3.1-45表 各ヘディングの分岐確率の設定の考え方(1/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの分岐確率の設定の考え方	分類
1	バイパス	BP	プラント損傷状態が格納容器バイパスの場合失敗	レベル1PRA結果
2	CV隔離	CI	システム信頼性解析によりCV隔離に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
3	先行破損	PF	プラント損傷状態が格納容器先行破損の場合失敗	レベル1PRA結果
4	1次系強制減圧	FD	システム信頼性解析により加圧器逃がし弁(制御用空気系、窒素ポンペ)による1次系強制減圧に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
5	配管クリープ破損	HCF	NUREGレポート等を基に設定	過去の知見(文献) 工学的判断
6	TI-SGTR	ITR	TI-SGTRに至る可能性がある事故シーケンスに対し、NUREGレポート等を基にAPET評価により設定	レベル1PRA結果 APET 評価 過去の知見(文献) 工学的判断
7	炉心への注水	LR	炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、炉心損傷後も炉心に注水される事故シーケンスの割合から設定	レベル1PRA結果 工学的判断
8	炉内水蒸気爆発	ISX	米国での専門家の評価(NUREGレポート等)を基に設定	過去の知見(文献) 工学的判断
9	イグナイタ	IG	システム信頼性解析により電気式水素燃焼装置(イグナイタ)の作動に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
10	水素燃焼	HPI	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
11	溶融物分散放出	RPV	事故進展解析のRV破損前の1次系圧力から溶融物分散放出の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
12	キャビティ内水量	DC	事故進展解析のRV破損前のキャビティ内水量から設定	事故進展解析 工学的判断

*:水素が着火するタイミングについては不確かさがあることから、第3.1.3.1-43表に示す原子炉容器破損前の水素濃度、水蒸気濃度を代表的に用いて水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の分岐確率を設定する。

第3.1.3.1-45表 各ヘディングの分岐確率の設定の考え方(2/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの分岐確率の設定の考え方	分類
13	CV内注水(キャビティ水張り)	CF	システム信頼性解析によりCVスプレイ(手動起動)及び常設電動注入ポンプによる代替CVスプレイに失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
14	炉外水蒸気爆発	ESX	DET評価により炉外水蒸気爆発によるCV破損の確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
15	CV雰囲気直接加熱	DCH	DET評価によりDCHによるCV破損の確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
16	CV直接接触	MA	BWR Mark I特有の問題として捉えられていることを踏まえ、工学的判断で設定	過去の知見(文献) 工学的判断
17	水素燃焼	HP2	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度*から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
18	CV内自然対流冷却(CCW通水)	NCC1	システム信頼性解析によりCV内自然対流冷却(CCW通水)に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
19	CV内注水(液相蓄熱)	HSL	システム信頼性解析により常設電動注入ポンプ(水源補給後)による代替CVスプレイに失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
20	CV内自然対流冷却(海水通水)	NCC2	システム信頼性解析によりCV内自然対流冷却(海水通水)に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
21	デブリ冷却	EVC	DET評価により溶融炉心冷却に失敗する確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
22	水素燃焼	HP3	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度*から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
23	ベースマツト溶融貫通	BM	事故進展解析結果の熱水力挙動及び溶融炉心冷却の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断
24	CV過温破損	OT	事故進展解析結果の熱水力挙動及び過温破損の生じやすさに関して溶融炉心分散、キャビティ冠水の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断

*:水素が着火するタイミングについては不確かさがあることから、第3.1.3.1-43表に示す原子炉容器破損直後又は原子炉容器破損後長期の水素濃度、水蒸気濃度を代表的に用いて水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の分岐確率を設定する。

第3.1.3.1-46表 格納容器機能喪失モード別の評価結果

格納容器機能喪失モード	発生頻度 (／炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	5.0E-11	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	3.8E-08	16.2
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	3.5E-10	0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.5E-07	61.7
ε (ベースマツト溶融貫通)	6.3E-10	0.3
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.8E-08	12.0
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	8.6E-10	0.4
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0
ν (インターフェイスシステムLOCA)	1.0E-09	0.4
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.1E-08	8.9
τ (格納容器過温破損)	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	2.3E-07	100.0
ϕ (格納容器ベント)	1.7E-08	—
ϕ (格納容器健全)	1.1E-06	—

ε : カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

* : 全 CFF に対する寄与割合

第3.1.3.1-47表 放出カテゴリの選定

原子炉格納容器の状態	内的／外的	大規模放出開始のタイミング	No.	放出カテゴリ記号	格納容器機能喪失モード	PDS
格納容器バイパス	内的	炉心損傷時又は炉心損傷後	①	F1	g (SGTR、TI-SGTR) ν	G (起因)、S** / T** (TI-SGTR) V
	外的	炉心損傷時	②	F2	g (SGTR(複数本破損))	G(起因)
格納容器破損	内的(エナジェティック)	炉心損傷後	③-a	F3A	α 、 γ 、 γ' 、 γ'' 、 η 、 σ 、 μ	S** / T** (σ 、 μ モード) 全て(α 、 γ 、 γ' 、 γ'' 、 η モード)
	内的(先行破損)	炉心損傷時	③-b	F3B	θ	ALC、SLC
	内的(その他)	炉心損傷後	③-c	F3C	ε 、 τ 、 δ	全て
	外的	炉心損傷時	④	F4	χ	B
隔離失敗	内的及び外的	炉心損傷時	⑤	F5	β	全て
健全(設計漏えい)	内的及び外的	— (大規模放出なし)	⑥	F6	ϕ	AED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEI
放射性物質管理放出	内的及び外的	— (大規模放出なし)	⑦	F7	ϕ	AED、SED、TED

注)ハッチング箇所は内部事象出力運転時PRAにて考慮しない放出カテゴリ

第3.1.3.1-48表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器の状態	分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	寄与 割合 (%)
格納容器バイパス	—	F1	2.2E-08	1.7
格納容器破損	エナジェティック	F3A	1.3E-09	<0.1
	先行破損	F3B	2.8E-08	2.1
	その他	F3C	1.5E-07	11.0
隔離失敗	—	F5	3.8E-08	2.9
健全(設計漏えい)	—	F6	1.1E-06	81.0
放射性物質管理放出	—	F7	1.7E-08	1.3

第3.1.3.1-49表 特定重大事故等対処施設有無による格納容器機能喪失モード別評価結果

格納容器機能喪失モード	特重施設なし		特重施設あり (ベースケース)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	5.0E-11	<0.1	5.0E-11	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	3.8E-08	15.1	3.8E-08	16.2
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	3.5E-10	0.1	3.5E-10	0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.6E-07	63.8	1.5E-07	61.7
ε (ベースマット溶融貫通)	1.6E-09	0.6	6.3E-10	0.3
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.8E-08	11.2	2.8E-08	12.0
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	8.6E-10	0.3	8.6E-10	0.4
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0	0
ν (インターフェイスシステムLOCA)	1.0E-09	0.4	1.0E-09	0.4
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.1E-08	8.3	2.1E-08	8.9
τ (格納容器過温破損)	5.1E-12	<0.1	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	2.5E-07	100	2.3E-07	100
φ (格納容器ベント)	—	—	1.7E-08	—
φ (格納容器健全)	1.1E-06	—	1.1E-06	—

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

* : 全 CFF に対する寄与割合

第3.1.3.1-50表 特定重大事故等対処施設有無による放出カテゴリ別評価結果

原子炉格納容器 の状態	分類	放出カテ ゴリ記号	特重施設なし		特重施設あり (ベースケース)	
			発生頻度 (/炉年)	寄与 割合 (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与 割合 (%)
格納容器バイパス	—	F1	2.2E-08	1.7	2.2E-08	1.7
格納容器破損	エナジエテ ィック	F3A	1.3E-09	<0.1	1.3E-09	<0.1
	先行破損	F3B	2.8E-08	2.1	2.8E-08	2.1
	その他	F3C	1.6E-07	12.3	1.5E-07	11.0
隔離失敗	—	F5	3.8E-08	2.9	3.8E-08	2.9
健全(設計漏えい)	—	F6	1.1E-06	81.0	1.1E-06	81.0
放射性物質管理放出	—	F7	—	—	1.7E-08	1.3

第3.1.3.1-51表 特定重大事故等対処施設を考慮した感度解析結果

(格納容器機能喪失モード別)

格納容器機能喪失モード	特重施設あり (ベースケース)		特重施設あり (感度解析ケース)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	5.0E-11	<0.1	5.0E-11	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	3.8E-08	16.2	3.8E-08	36.0
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	3.5E-10	0.1	3.6E-10	0.3
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.5E-07	61.7	1.6E-08	14.8
ε (ベースマット溶融貫通)	6.3E-10	0.3	6.4E-10	0.6
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.8E-08	12.0	2.8E-08	26.7
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	8.6E-10	0.4	8.7E-10	0.8
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0	0
ν (インターフェイスシステムLOCA)	1.0E-09	0.4	1.0E-09	0.9
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.1E-08	8.9	2.1E-08	19.7
τ (格納容器過温破損)	ε	<0.1	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	2.3E-07	100	1.1E-07	100
φ (格納容器ベント)	1.7E-08	—	1.5E-07	—
φ (格納容器健全)	1.1E-06	—	1.1E-06	—

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

* : 全 CFF に対する寄与割合

第3.1.3.1-52表 MAAPコードにおける核種グループの分類

グループ	代表核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO ₂
4	SrO
5	MoO ₂
6	CsOH
7	BaO
8	La ₂ O ₃
9	CeO ₂
10	Sb
11	Te ₂
12	UO ₂

第 3.1.3.1-53 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全) (1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
評価事象	大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮する)*	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象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量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	4	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	11,200m ³	アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定
アニュラス部からの放出流量	226m ³ /min	アニュラス空気浄化設備ファン流量の設計値を設定

*:SA 対策として代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却を考慮

第 3.1.3.1-53 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全) (2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス負圧達成 時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分) 起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化 設備微粒子フィルタ による除去効率	0～78分: 0% 78分～ :99%	設計上期待できる値を設定

第 3.1.3.1-54 表 炉心内蓄積量(被ばく線量評価対象核種) (gross 値)

核種グループ ^(注)	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 1.1E+19
よう素類	約 2.3E+19
Cs類	約 1.0E+18
Te類	約 6.6E+18
Sr類	約 9.8E+18
Ru類	約 2.0E+19
La類	約 4.5E+19
Ce類	約 6.4E+19
Ba類	約 9.7E+18

(注) 実効線量評価対象核種

第 3.1.3.1-55 表 大気中への放出放射エネルギー(被ばく線量評価対象核種)

(事故後 7 日間積算) (gross 値) (格納容器健全)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)
希ガス類	約 4.4E+16
よう素類	約 2.4E+14
Cs類	約 9.9E+12
Te類	約 4.1E+13
Sr類	約 2.2E+12
Ru類	約 1.2E+13
La類	約 1.7E+11
Ce類	約 1.8E+12
Ba類	約 3.8E+12

(注) 実効線量評価対象核種

第 3.1.3.1-56 表 大気中への放出放射エネルギー(Cs 類内訳) (gross 値)
(格納容器健全)

同位体	放出放射エネルギー (Bq)
Rb-86	約 9.0E+10
Cs-134	約 5.1E+12
Cs-136	約 1.5E+12
Cs-137	約 3.2E+12 (注)

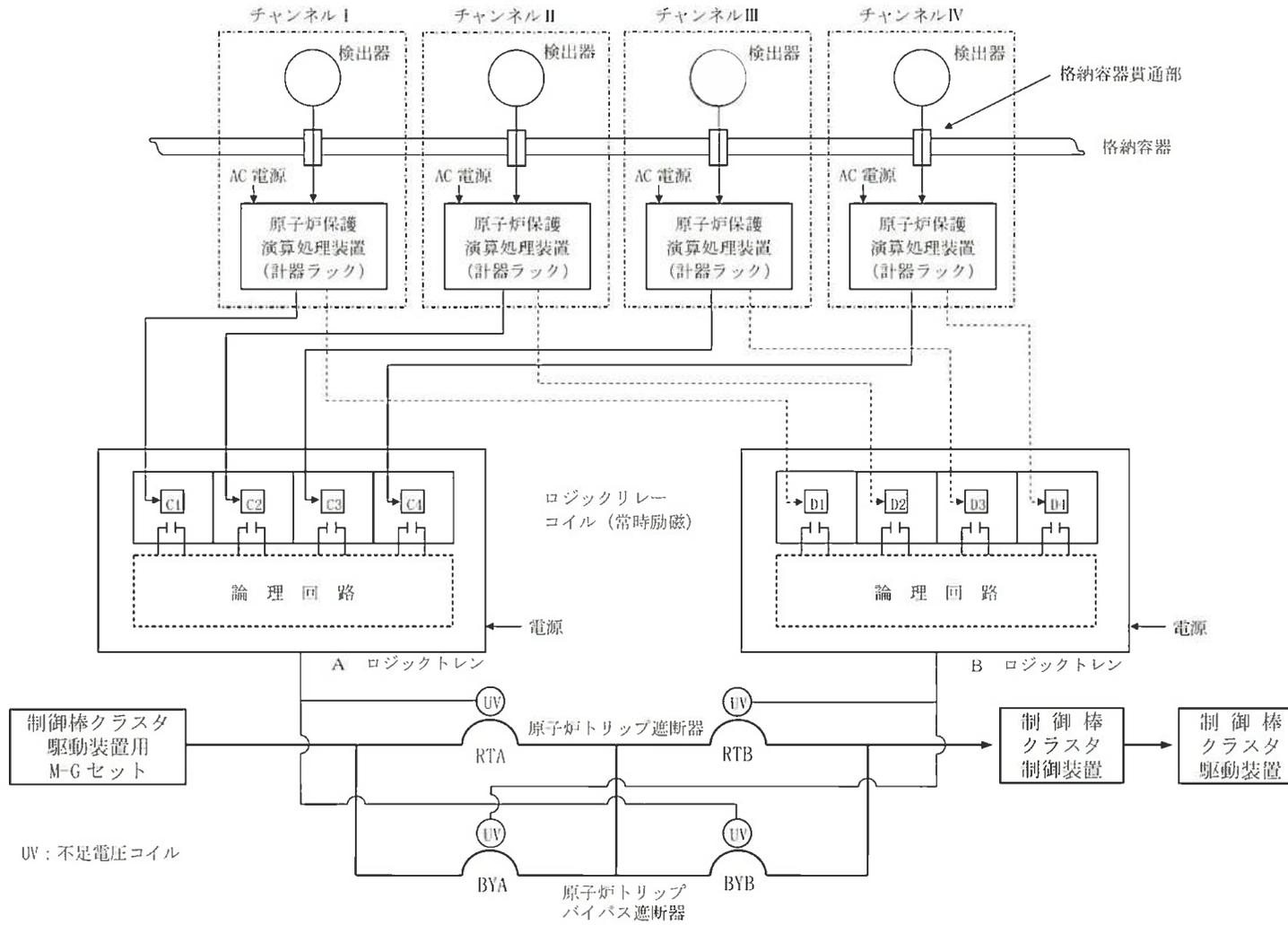
(注) 四捨五入値を示す。なお、有効数字 2 桁に切上げた値は約 3.2E+12Bq である

第3.1.3.1-57表 放出カテゴリごとのCs-137放出量の評価結果

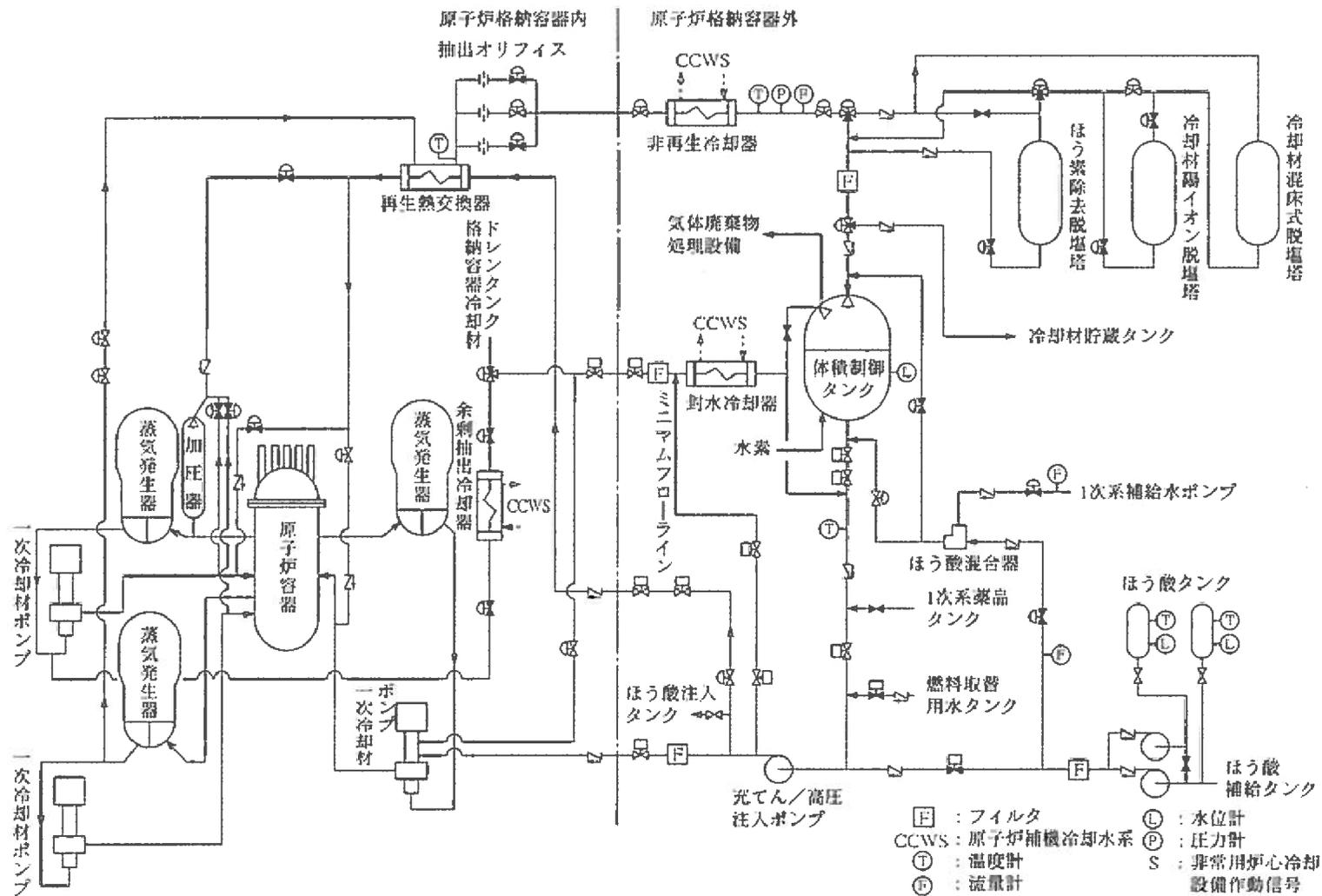
原子炉格納容器の 状態	分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)		ソースターム解析結 果(Cs-137放出量の 定量的結果又は定性 的结果)(TBq)
格納容器バイパス	—	F1	2.2E-08	2.3E-07	>100
格納容器破損	エナジェティック	F3A	1.3E-09		>100
	先行破損	F3B	2.8E-08		>100
	その他	F3C	1.5E-07		>100
隔離失敗	—	F5	3.8E-08	>100	
健全(設計漏えい)	—	F6	1.1E-06		3.2 ^(注1)
放射性物質 管理放出	—	F7	1.7E-08		0.79 ^(注1、2)

(注1) 有効数字2桁に切り上げ。

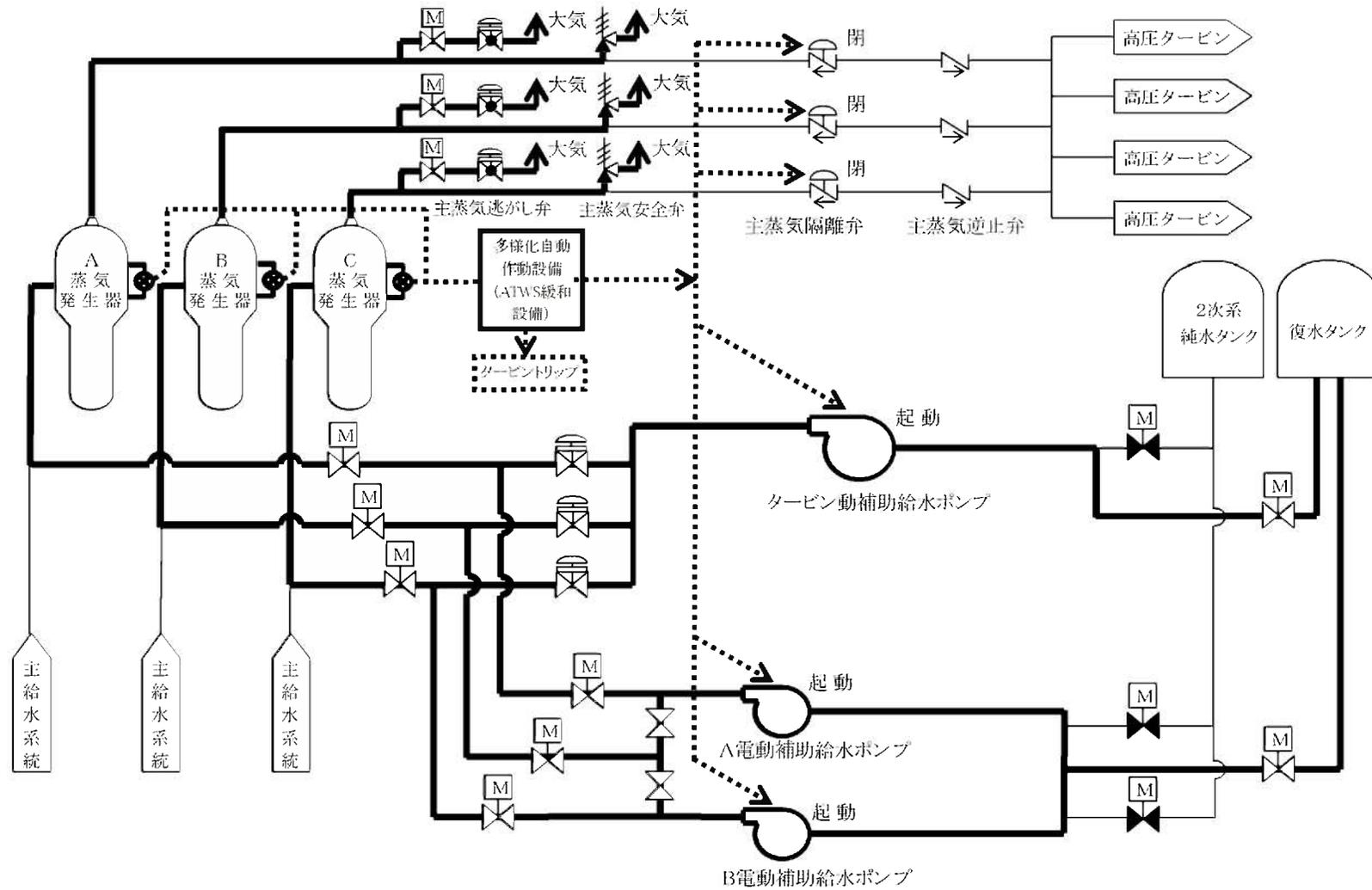
(注2) 設計漏えい：0.78TBq、フィルタベント：0.0069TBq（四捨五入値）



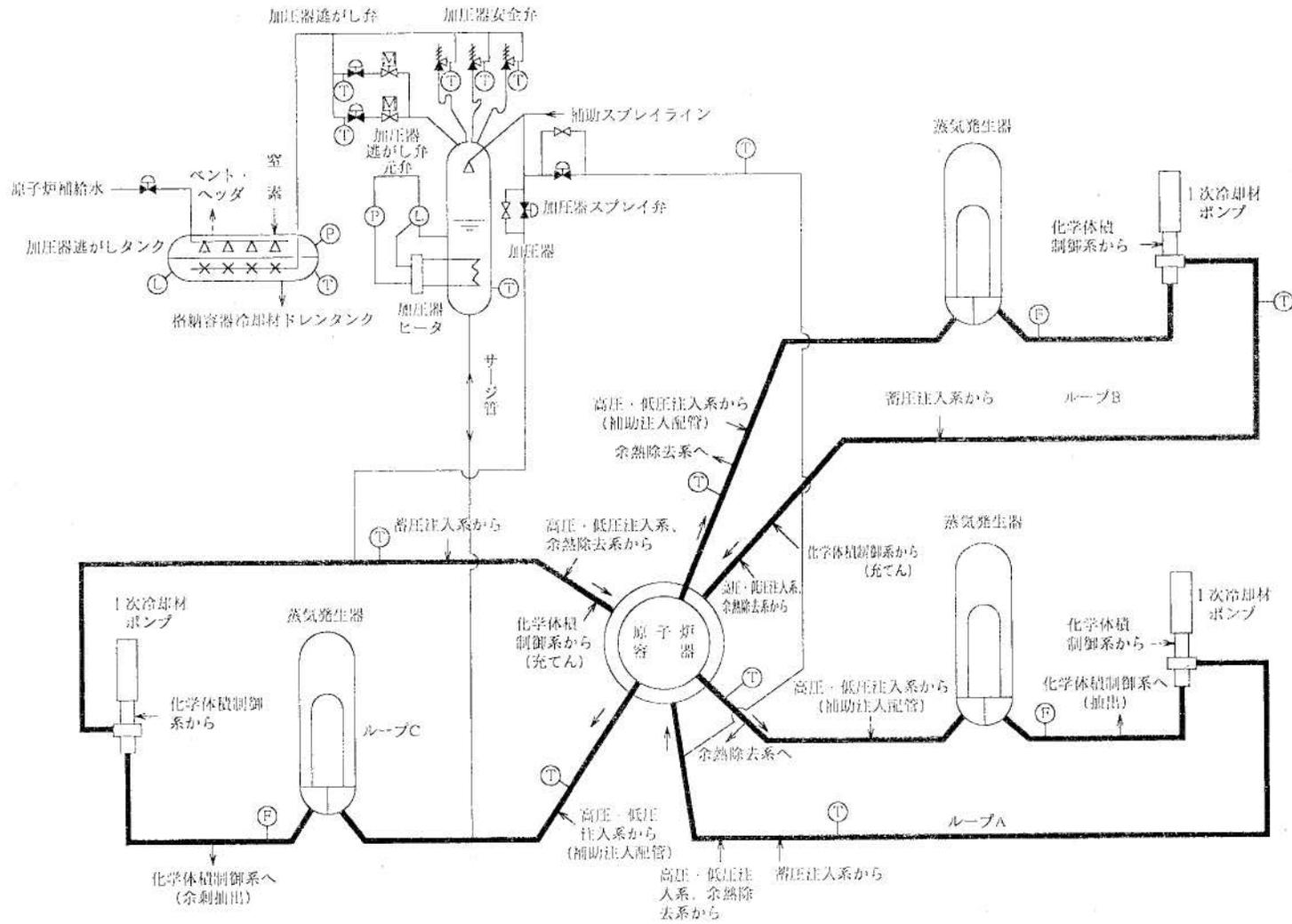
第 3.1.3.1-1 図 原子炉保護設備概略図



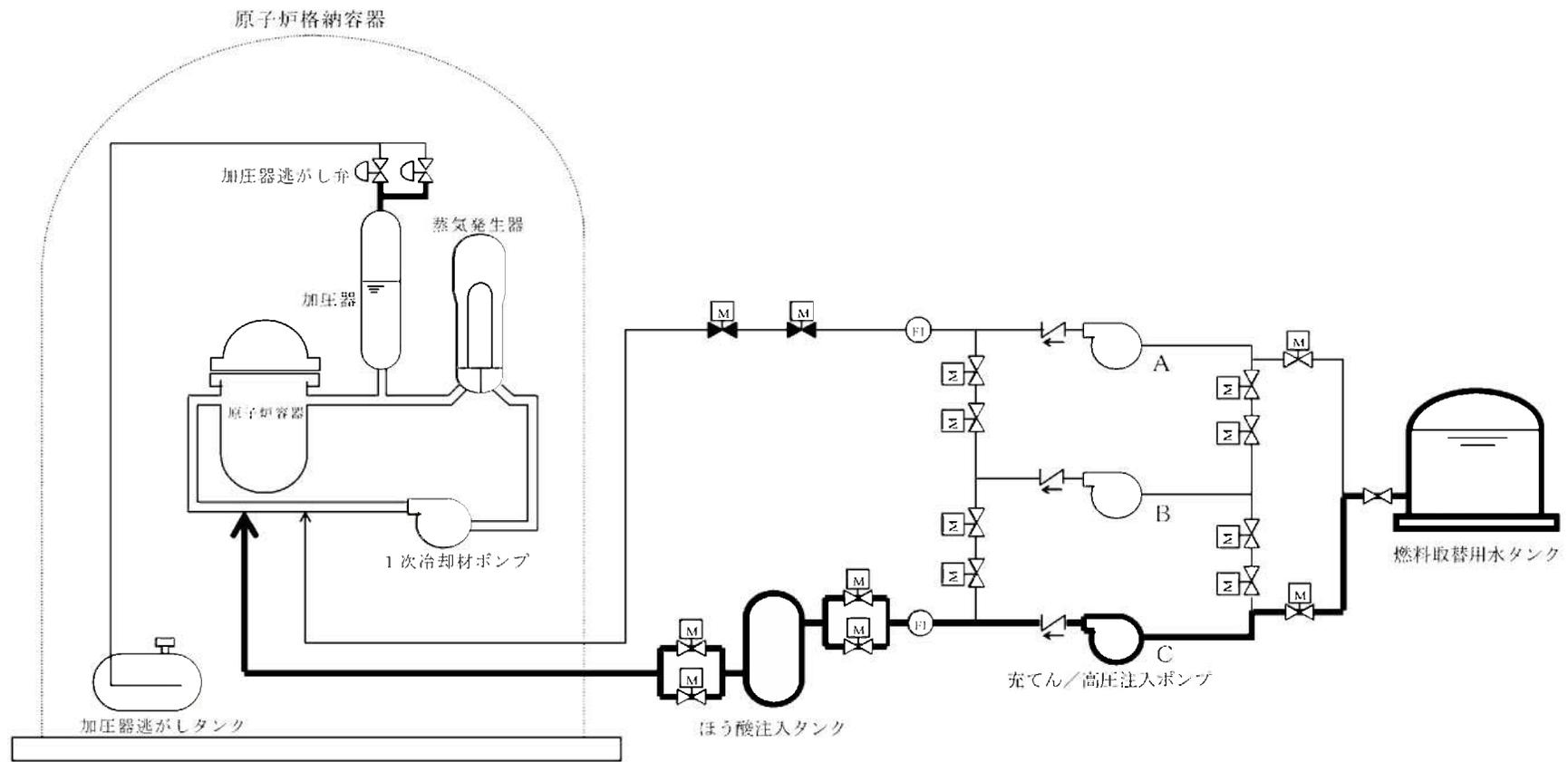
第 3.1.3.1-2 図 化学体積制御設備系統概略図



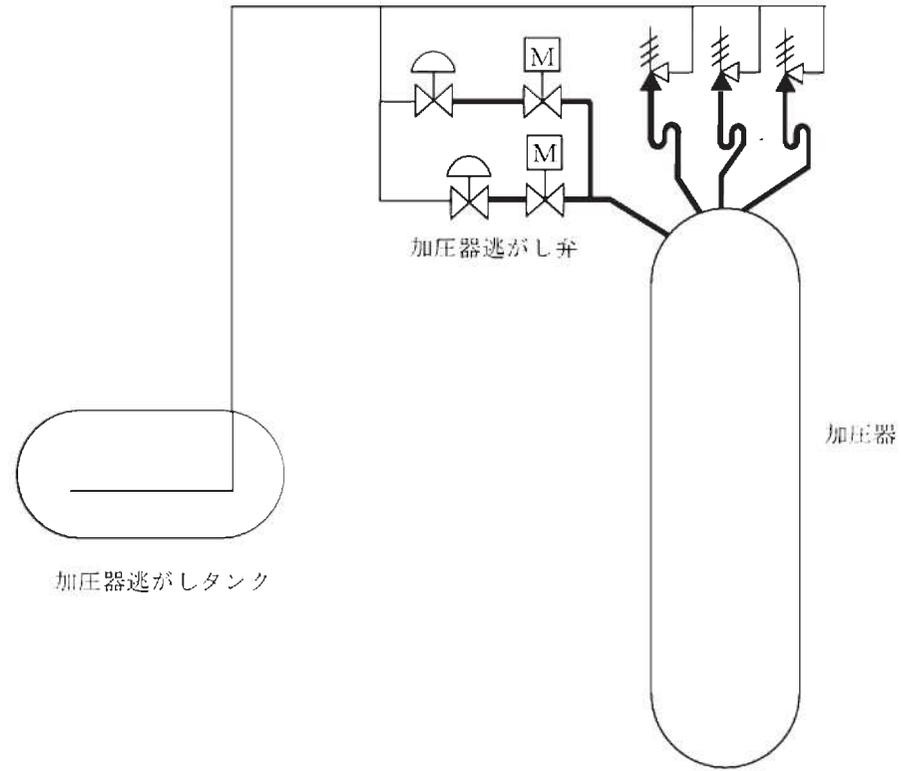
第 3.1.3.1-3 図 多様化自動作動設備 (ATWS 緩和設備) 概略図 (作動時)



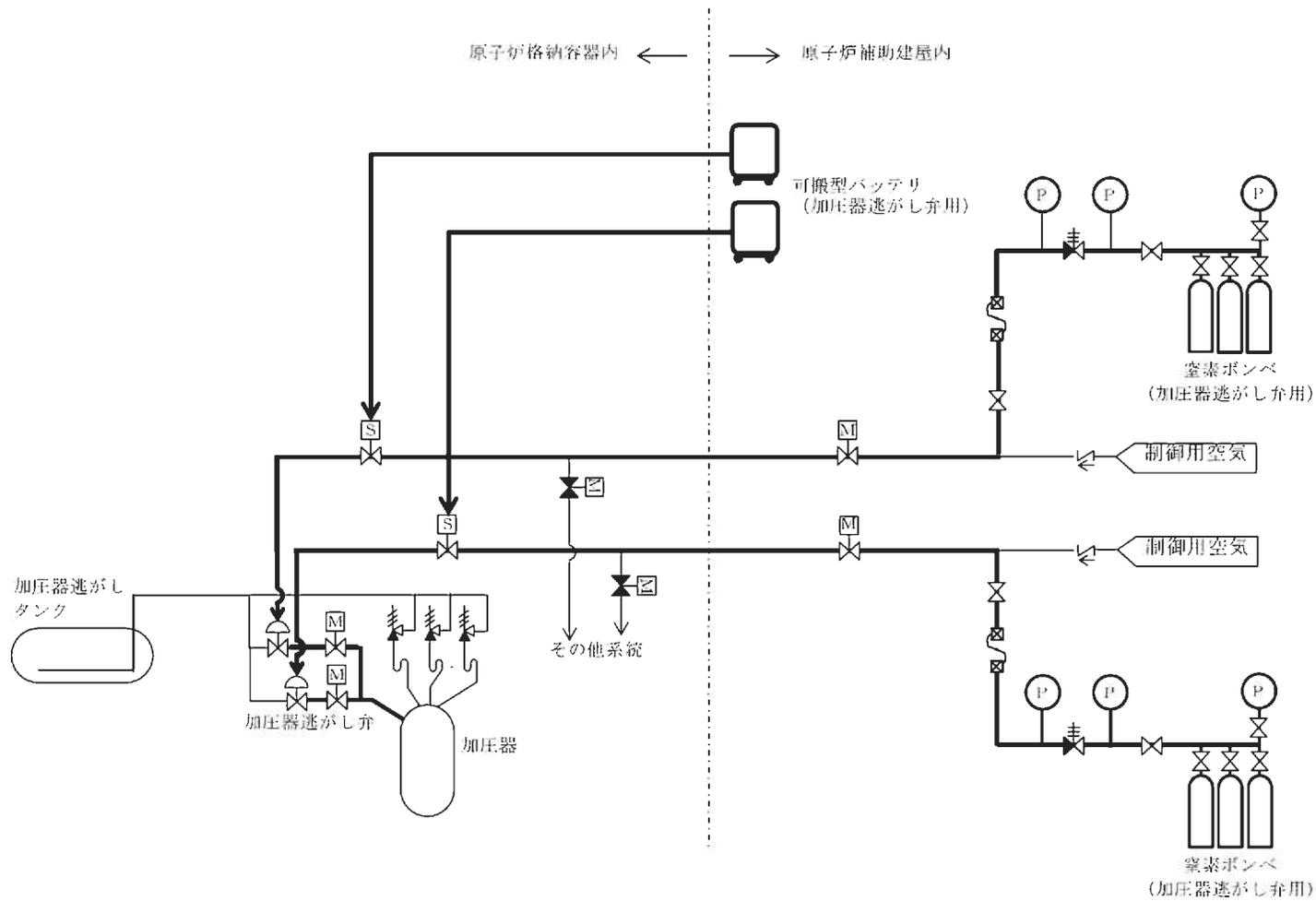
第 3.1.3.1-4 図 1 次冷却設備系統概略図



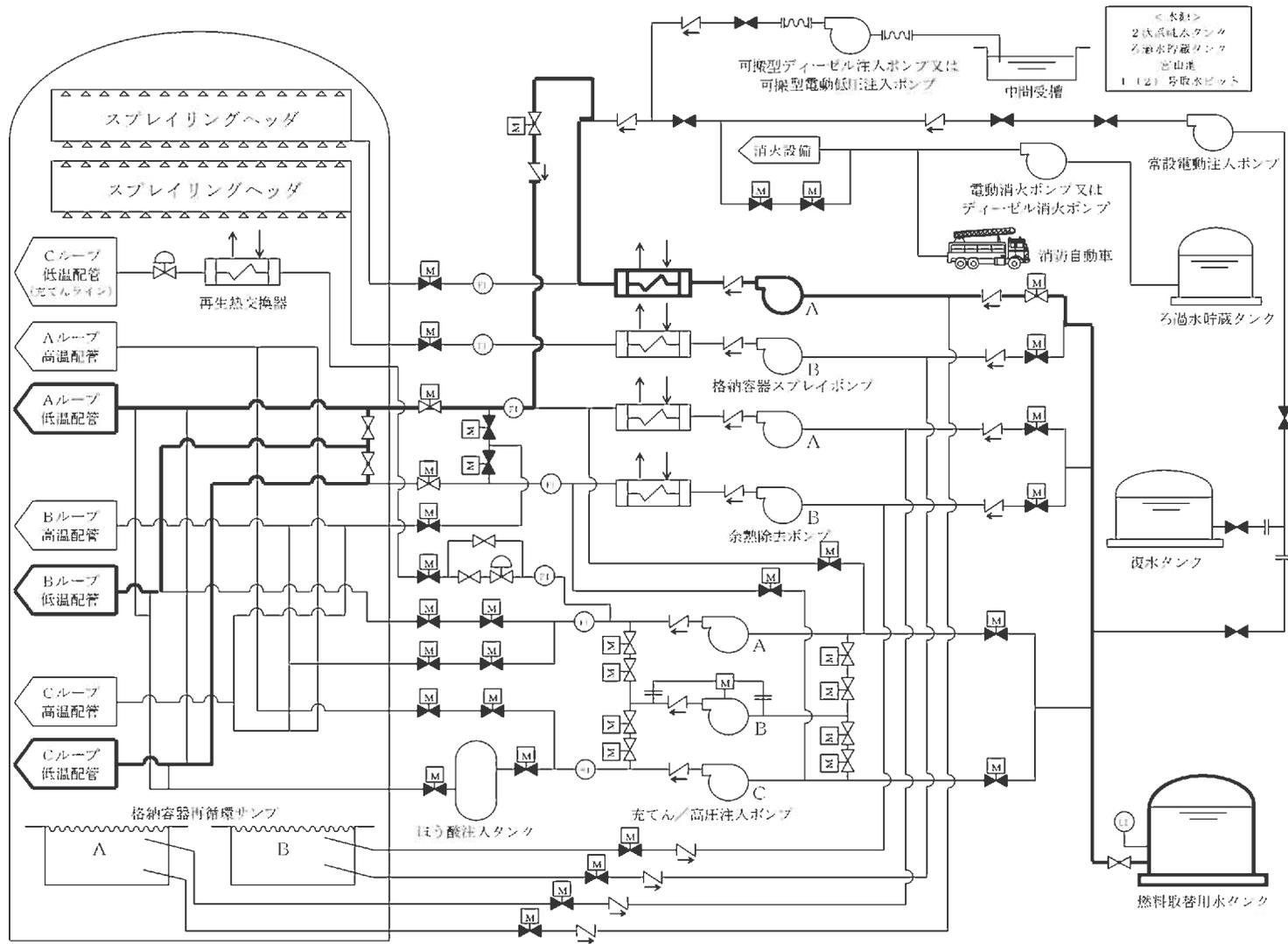
第 3.1.3.1-7 図 フィードアンドブリード概略図



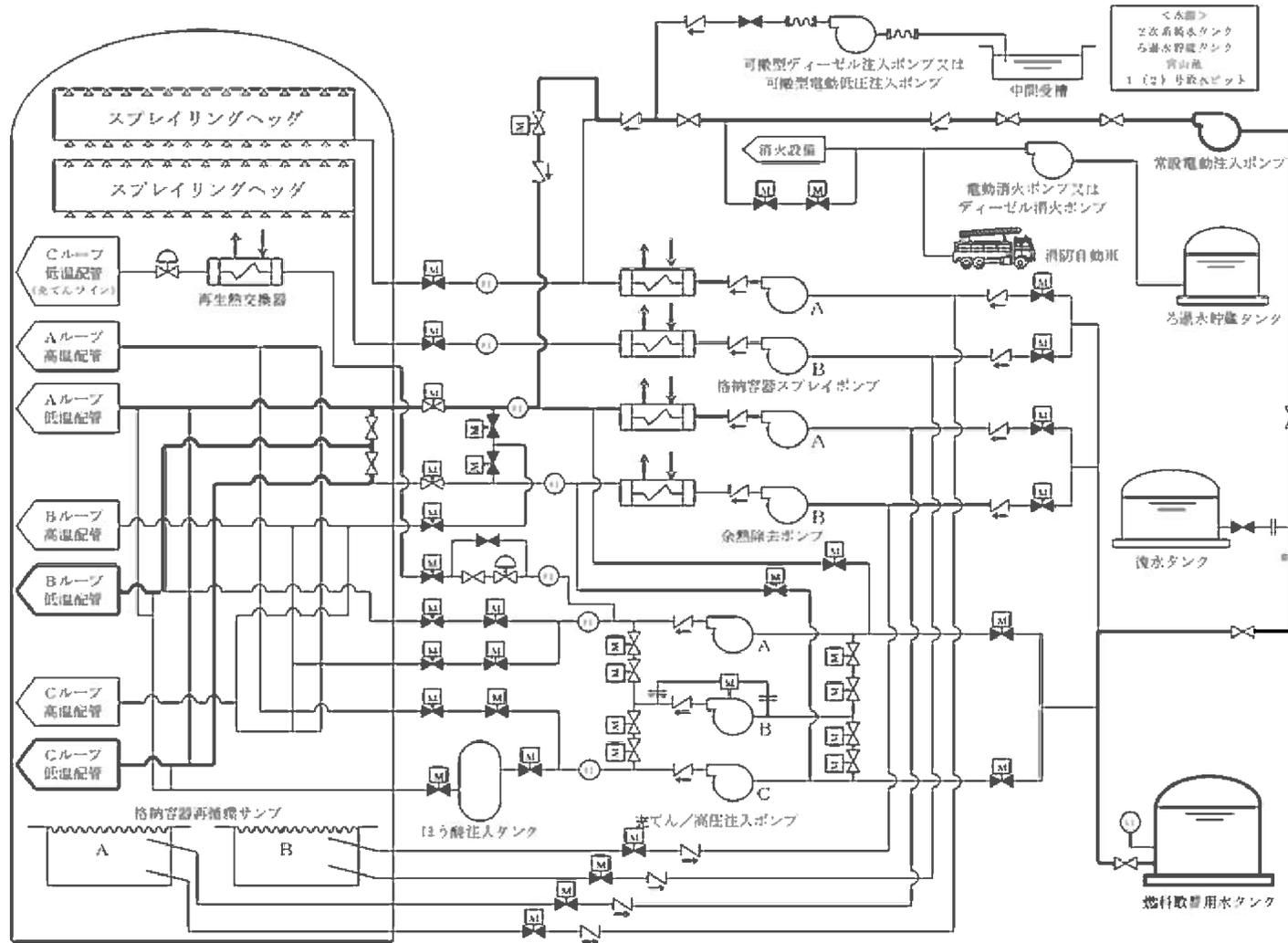
第 3.1.3.1-8 図 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧概略図



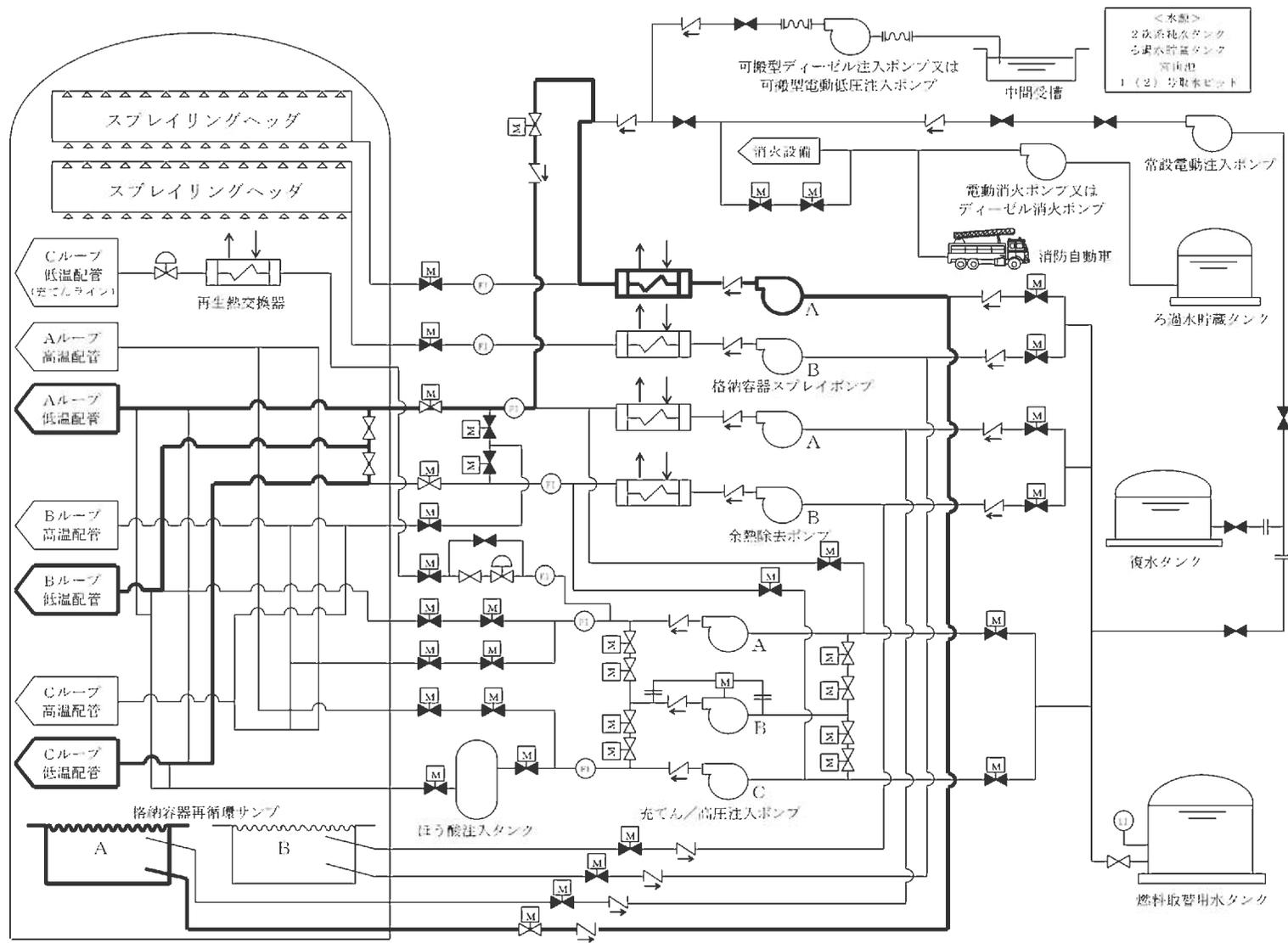
第 3.1.3.1-9 図 窒素ポンペによる加圧器逃がし弁への駆動用空気の供給概略図



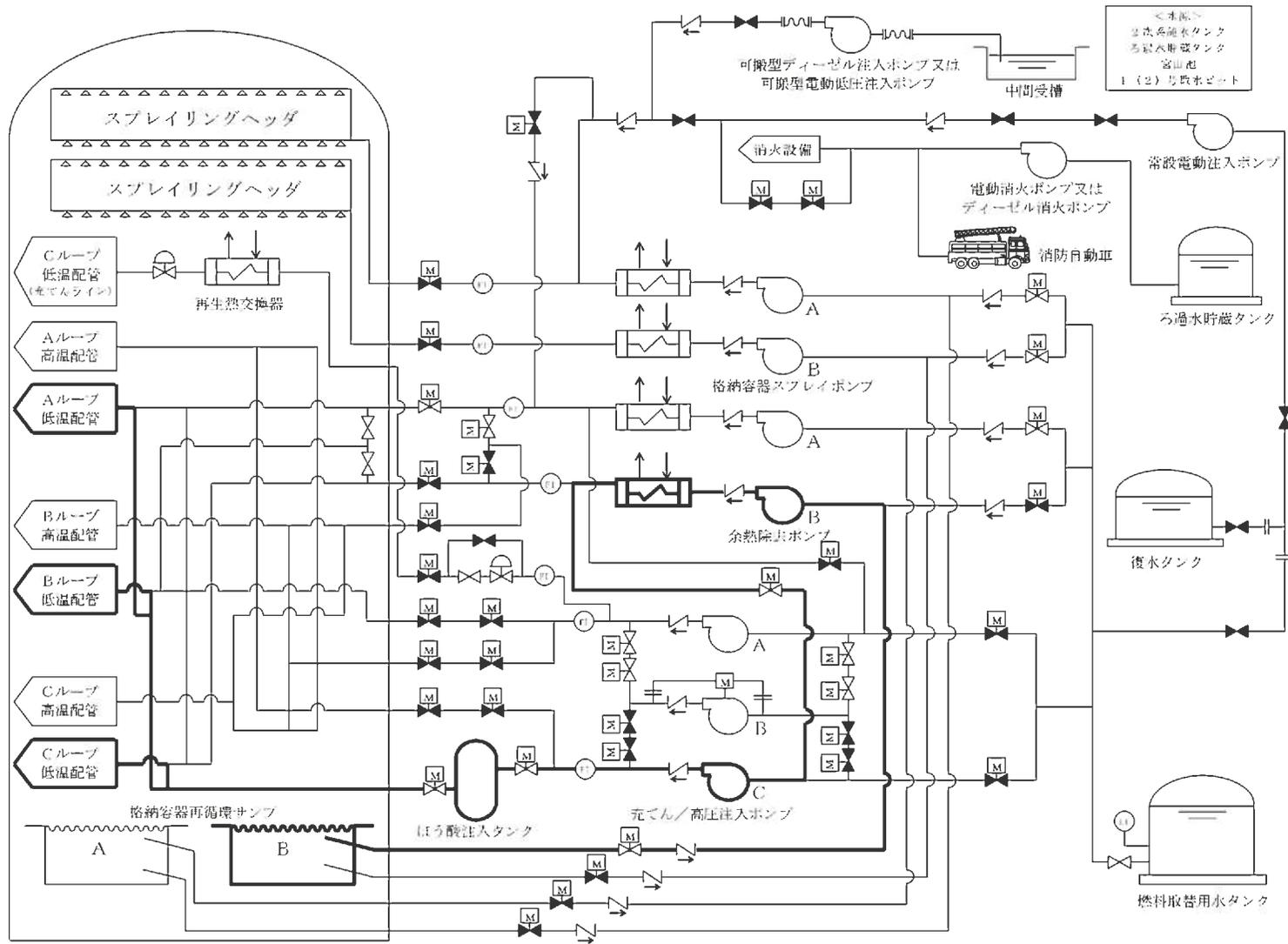
第 3.1.3.1-10 図 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入概略図



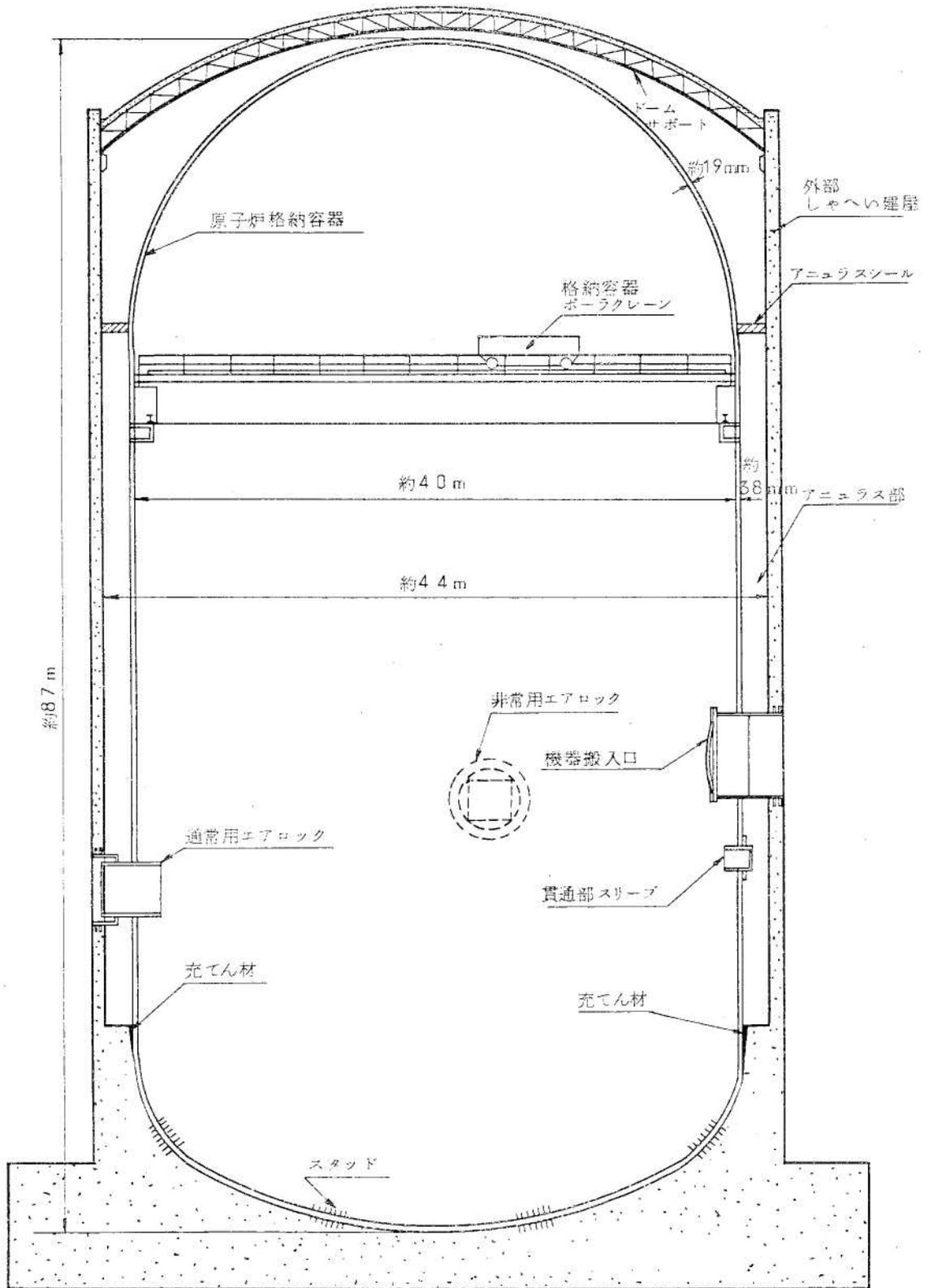
第 3.1.3.1-11 図 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入概略図



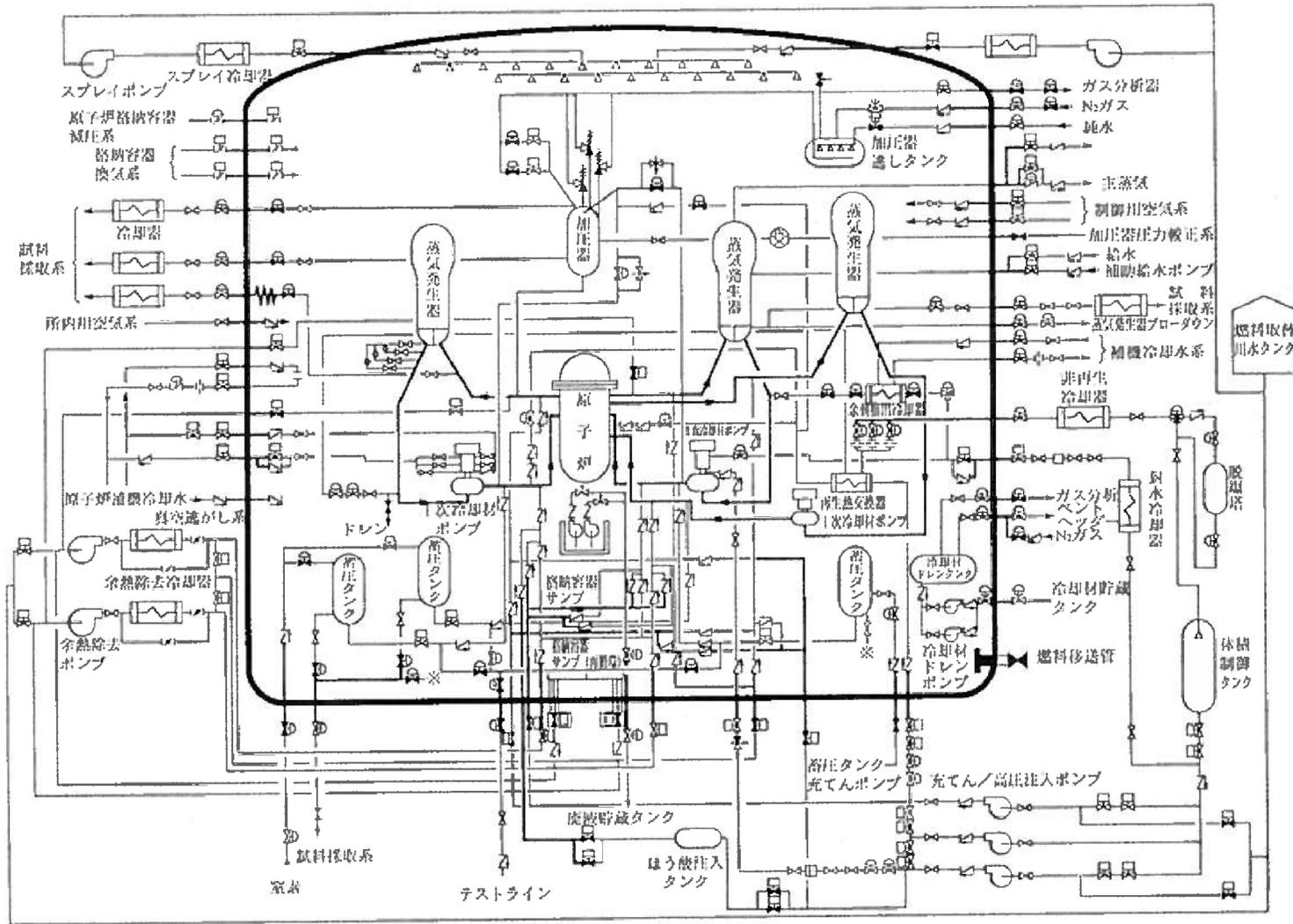
第 3.1.3.1-12 図 格納容器スプレイポンプによる代替再循環概略図



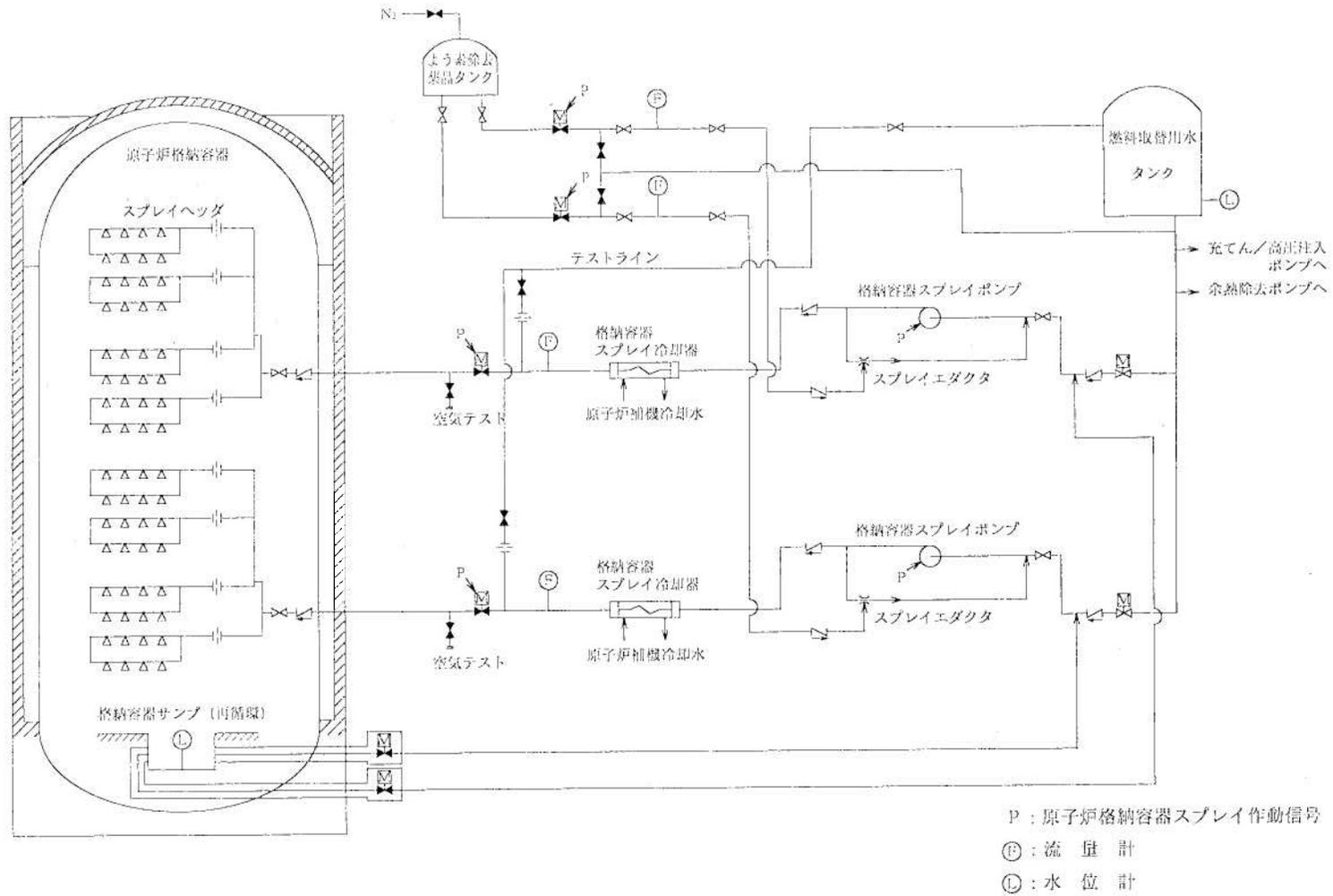
第 3.1.3.1-13 図 余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプによる代替再循環概略図



第 3.1.3.1-14 図 原子炉格納容器概略図



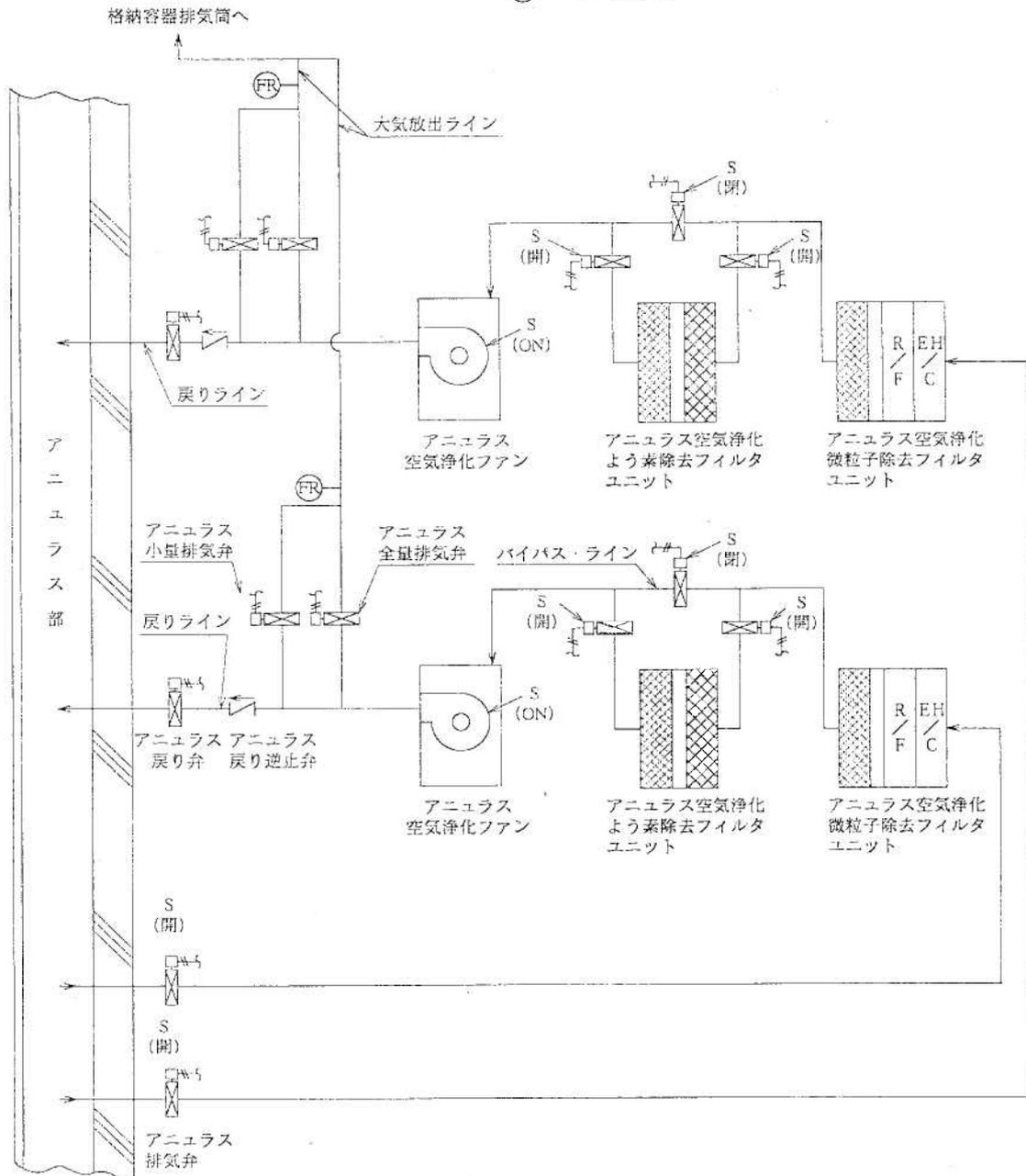
第 3.1.3.1-15 図 原子炉格納容器バウンダリ概略図



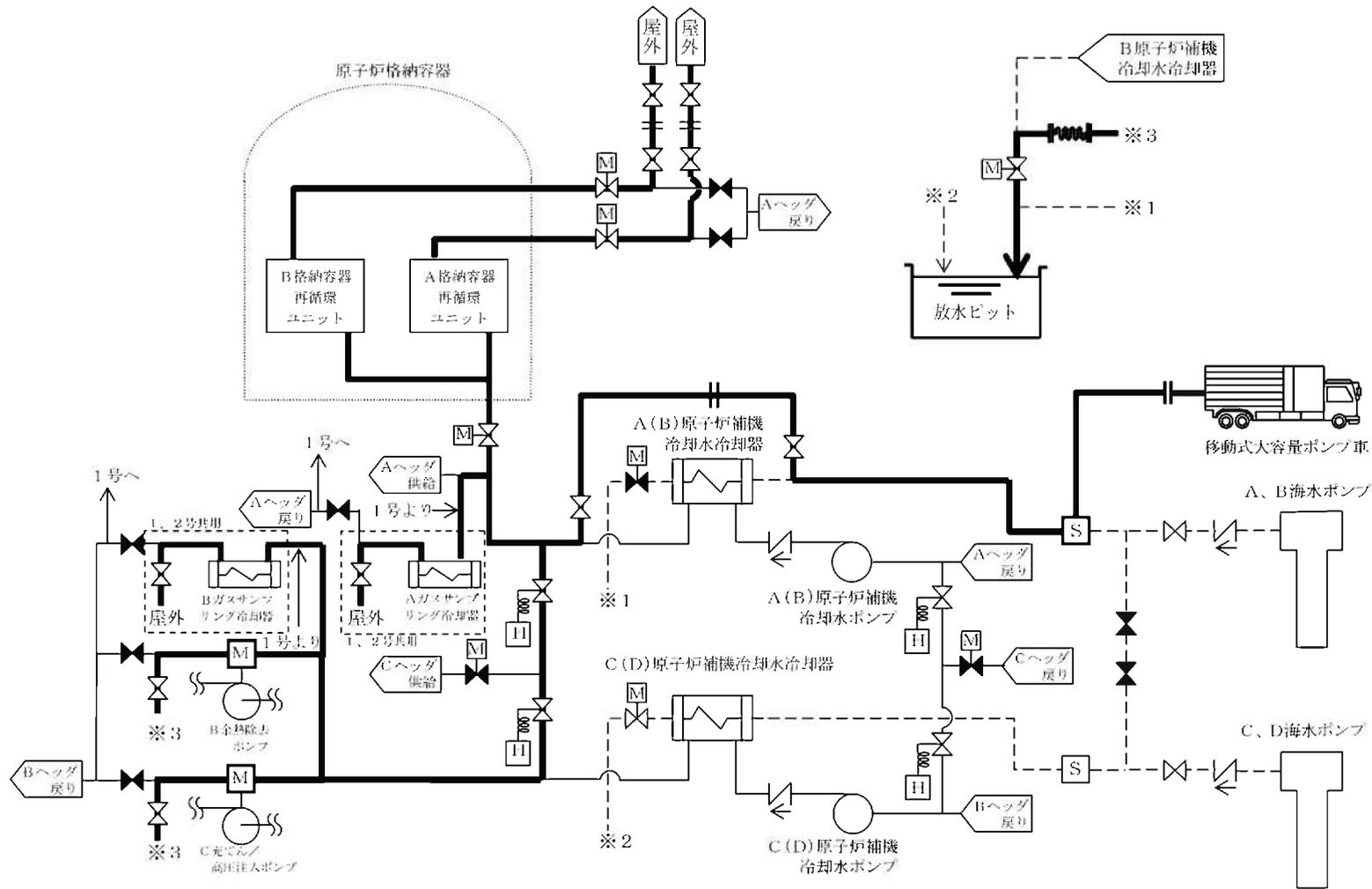
第 3.1.3.1-16 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統概略図

凡 例

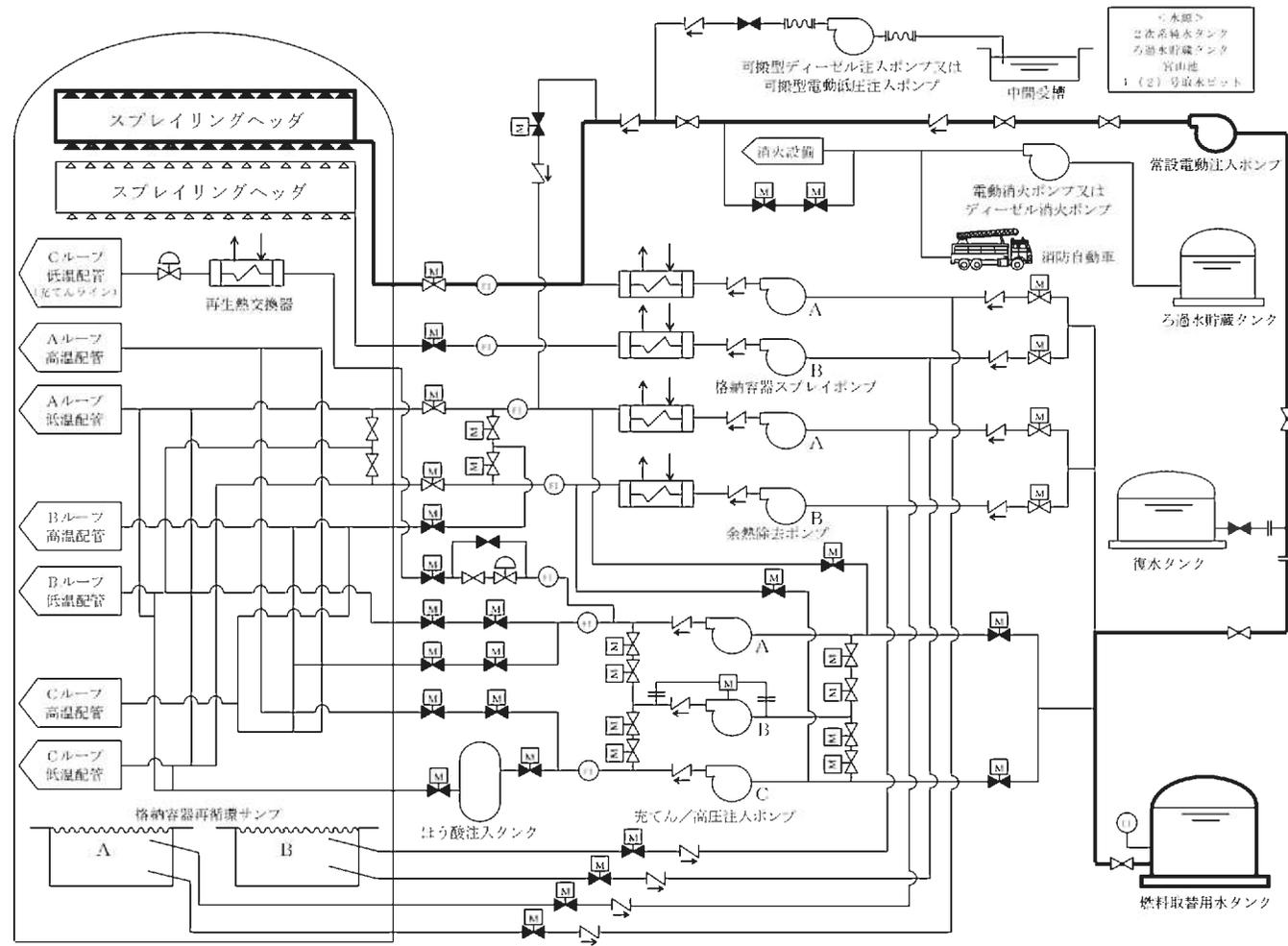
- R/F : 粗フィルタ
- S : 非常用炉心冷却設備
作動信号
- ⊠ : 微粒子フィルタ
- EH/C : 電気加熱コイル
- ⊞ : よう素フィルタ
- FR : 空気流量計



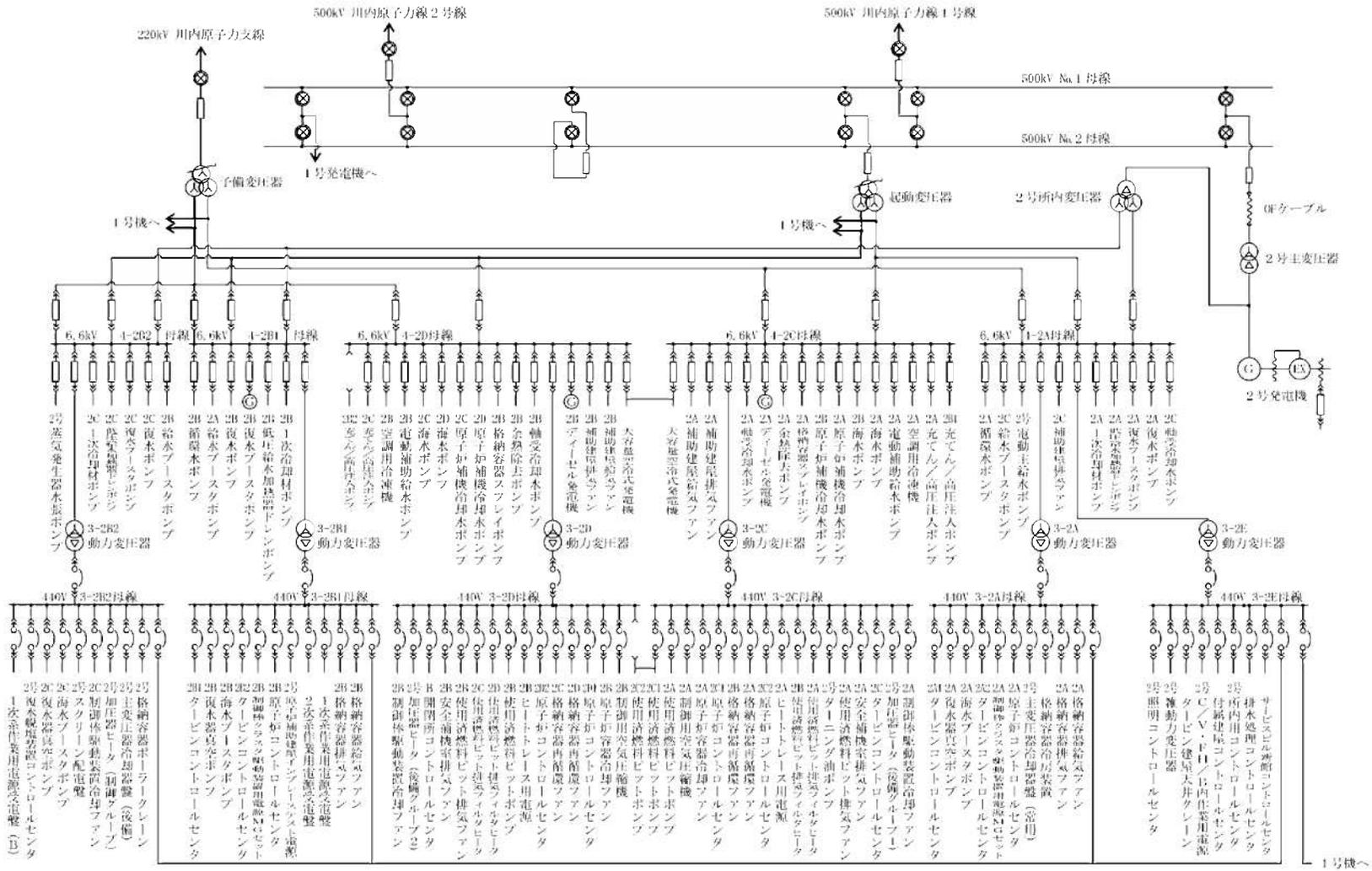
第 3.1.3.1-17 図 アニュラス空気浄化設備系統概略図



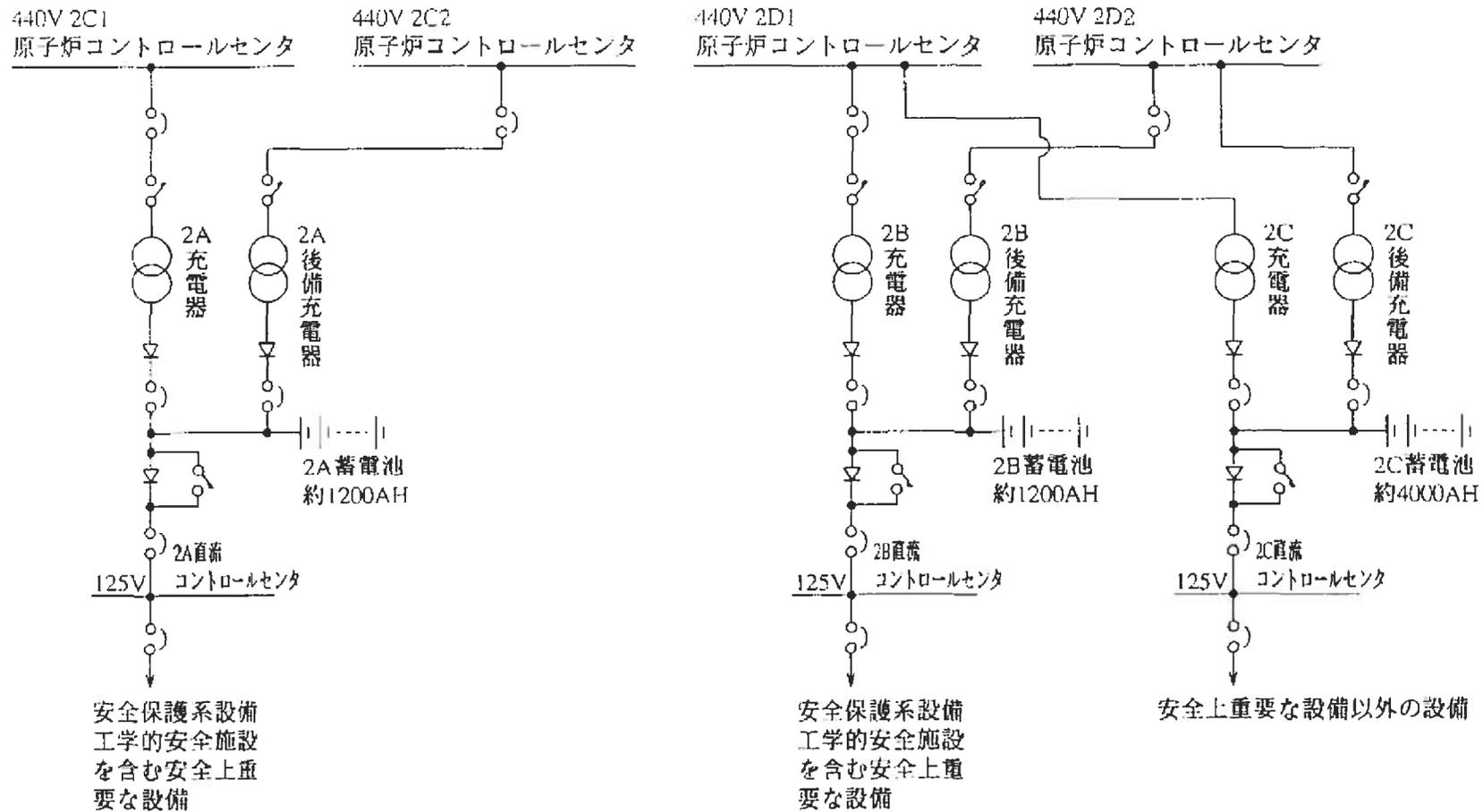
第 3.1.3.1-20 図 格納容器内自然対流冷却(海水通水時)概略図



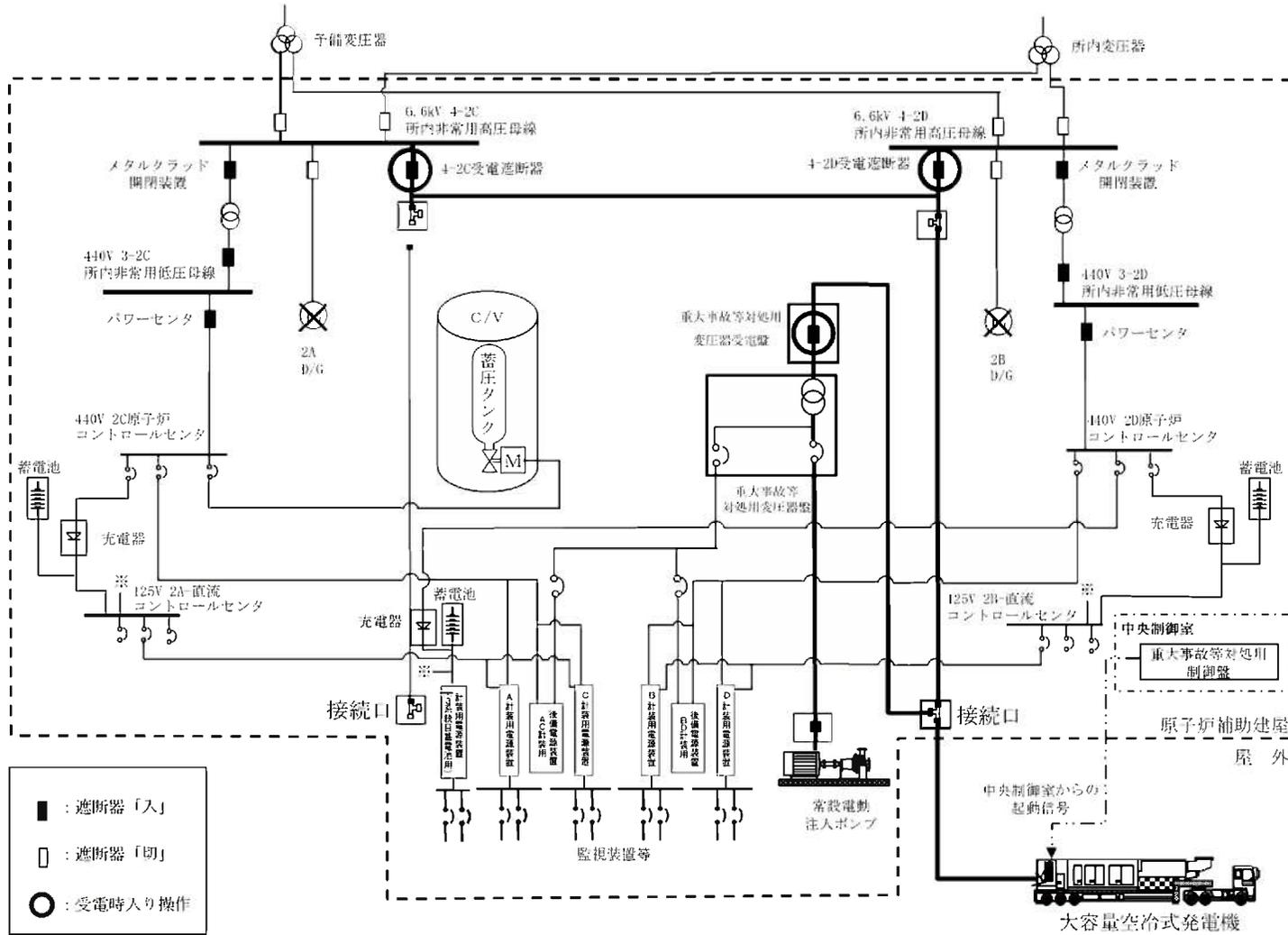
第 3.1.3.1-21 図 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレィ概略図



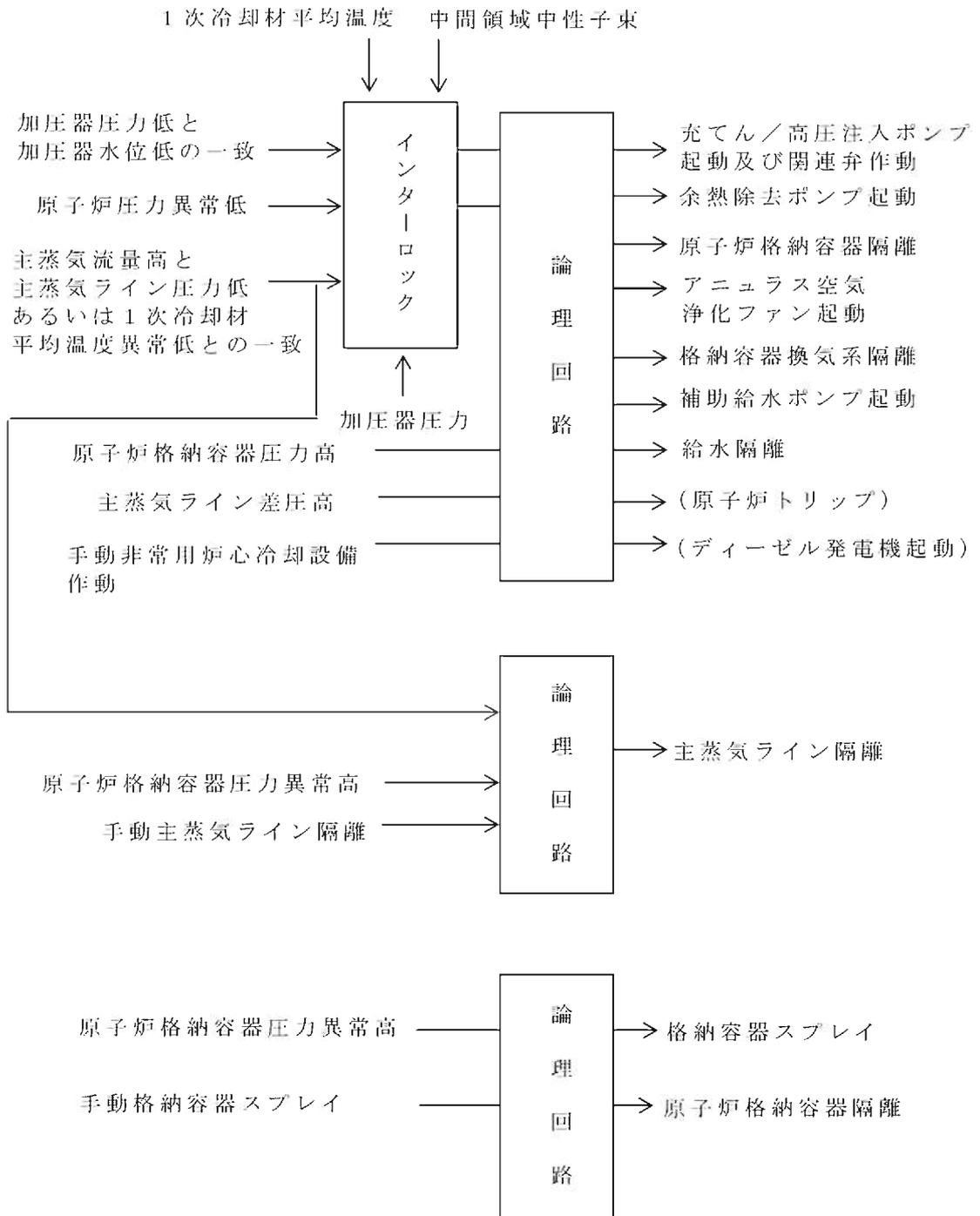
第 3.1.3.1-22 図 所内単線結線図



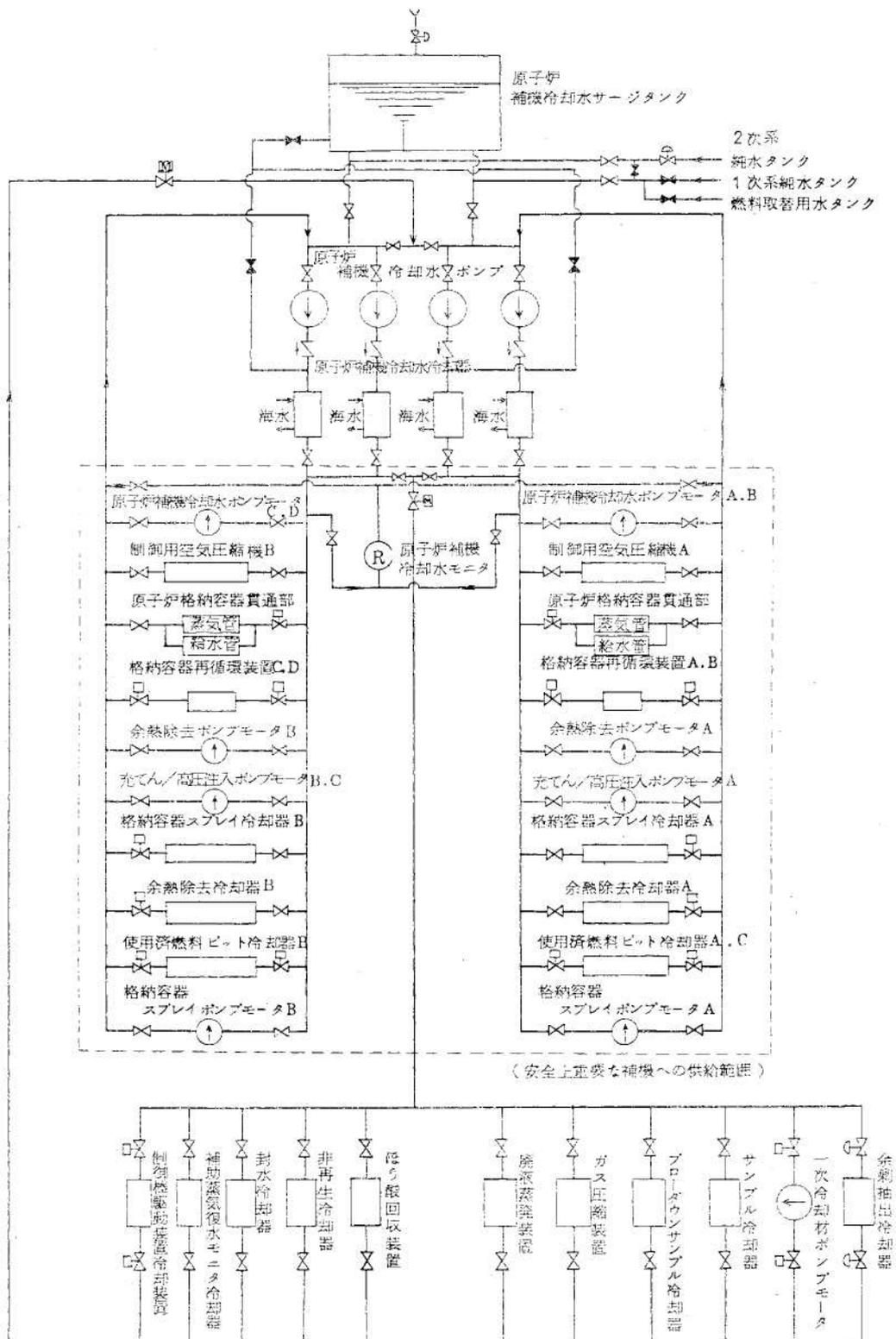
第 3.1.3.1-23 図 直流単線結線図



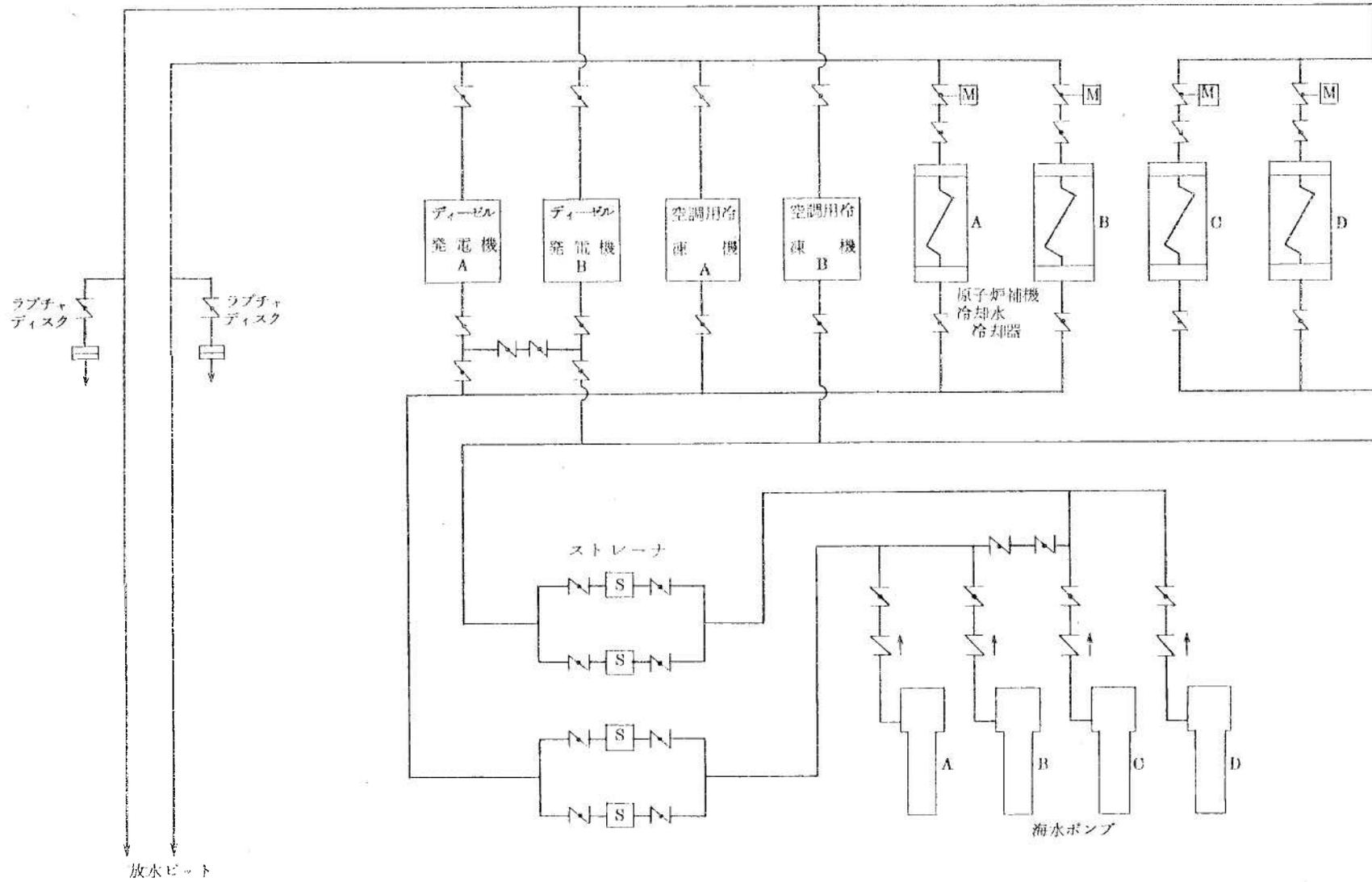
第 3.1.3.1-24 図 代替電源設備(大容量空冷式発電機)概略図



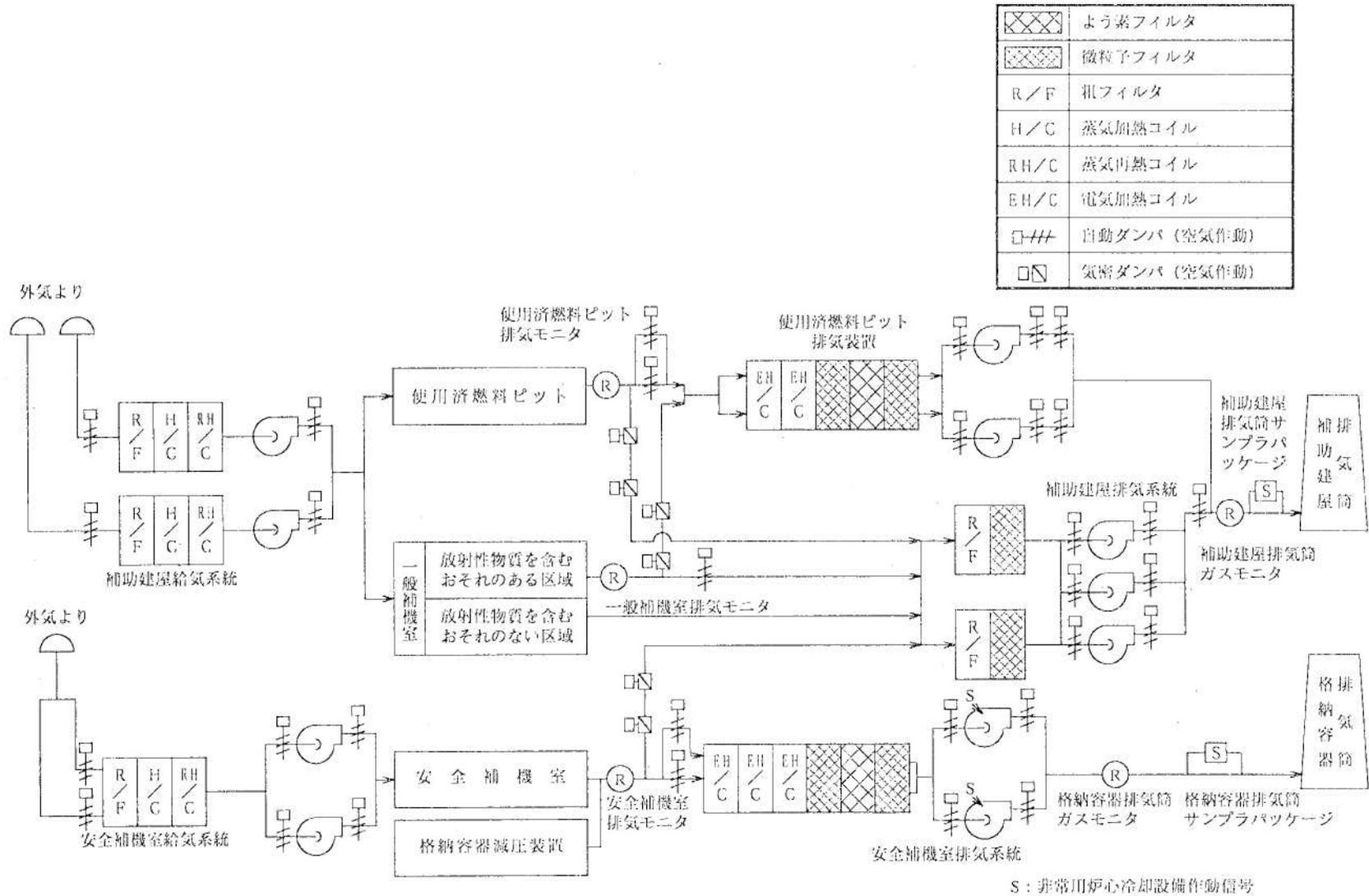
第 3.1.3.1-25 図 工学的安全施設作動概略図



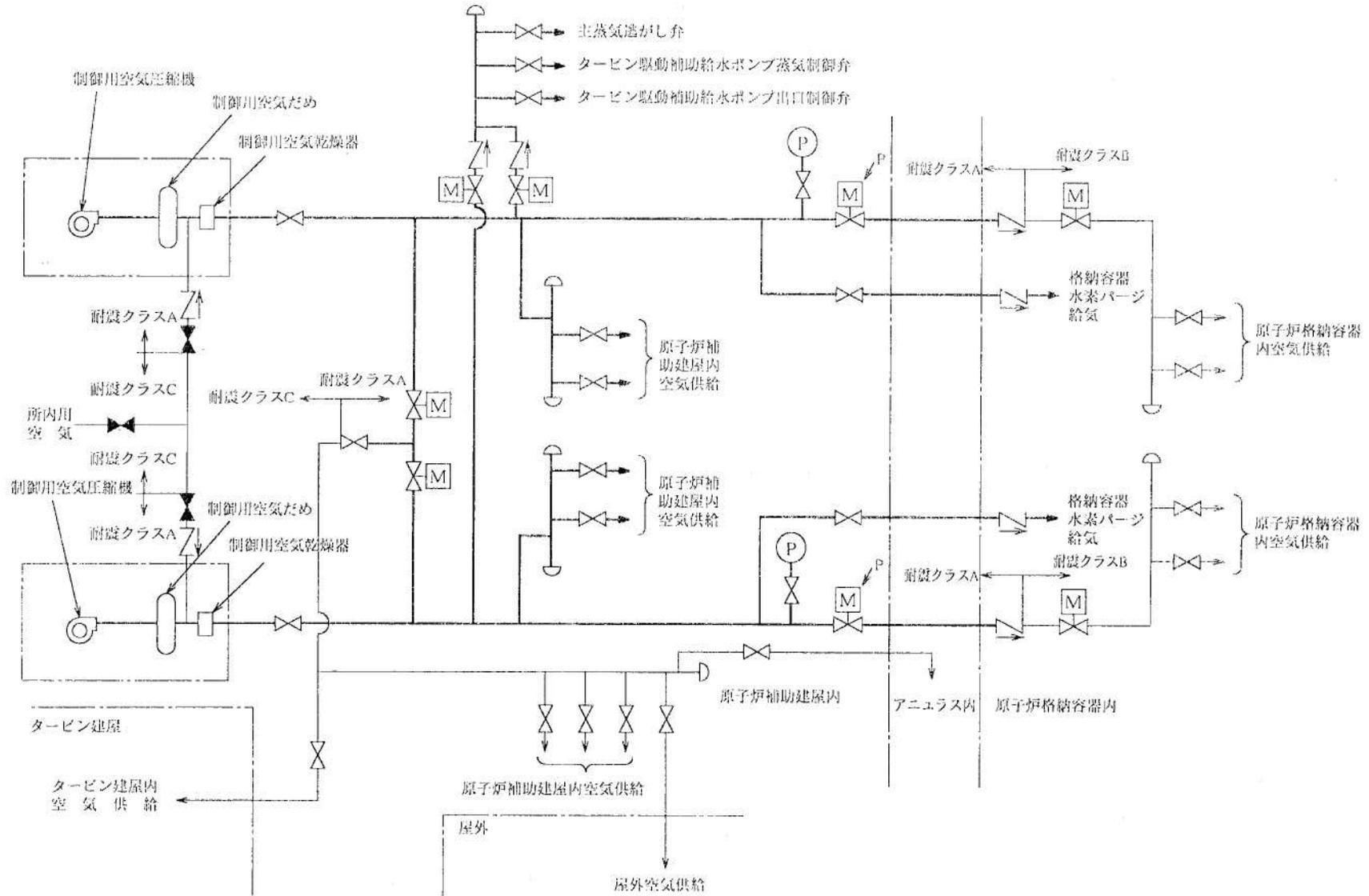
第 3.1.3.1-26 図 原子炉補機冷却水設備系統概略図



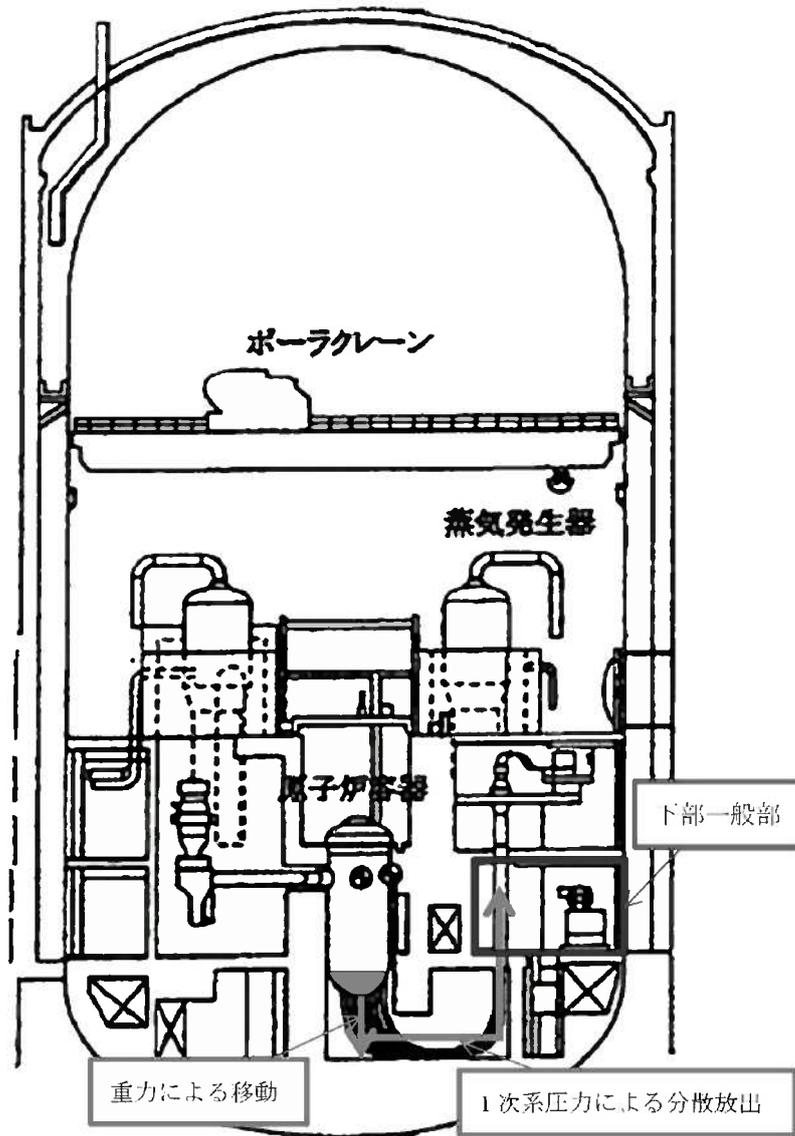
第 3.1.3.1-27 図 原子炉補機冷却海水設備系統概略図



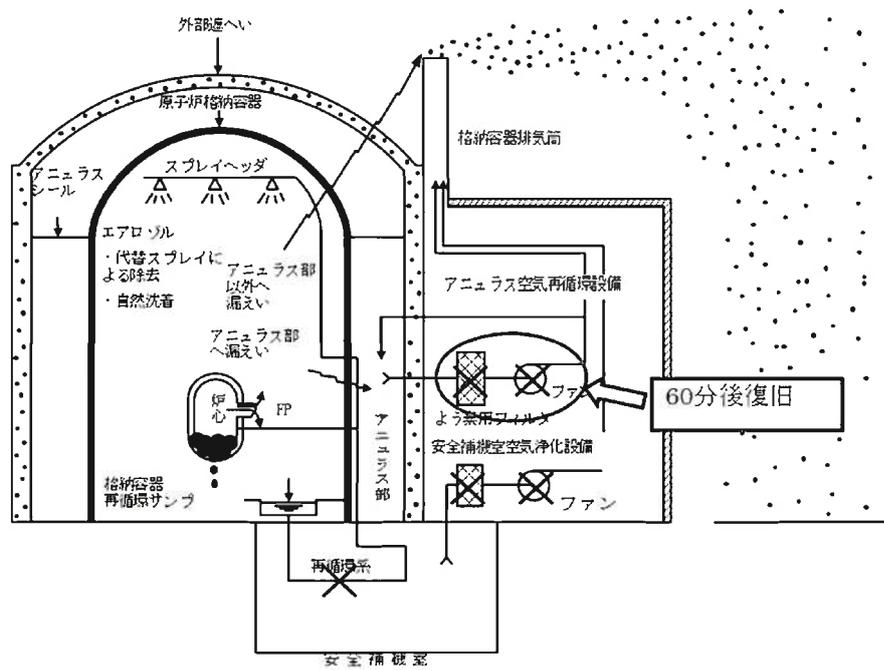
第 3.1.3.1-28 図 原子炉補助建屋換気設備系統概略図



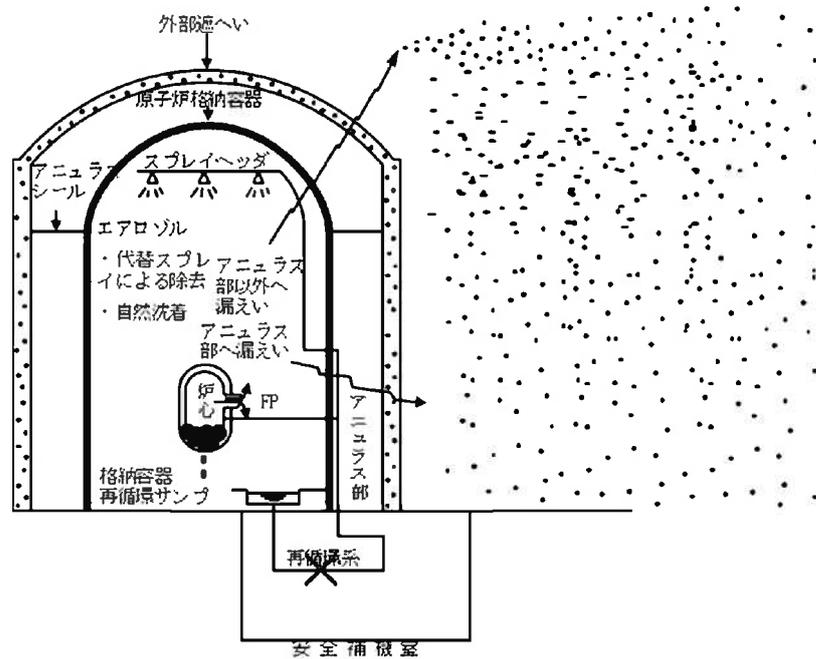
第 3.1.3.1-29 図 制御用圧縮空気設備系統概略図



第 3.1.3.1-30 図 燃料及び溶融炉心の移動経路の概念図

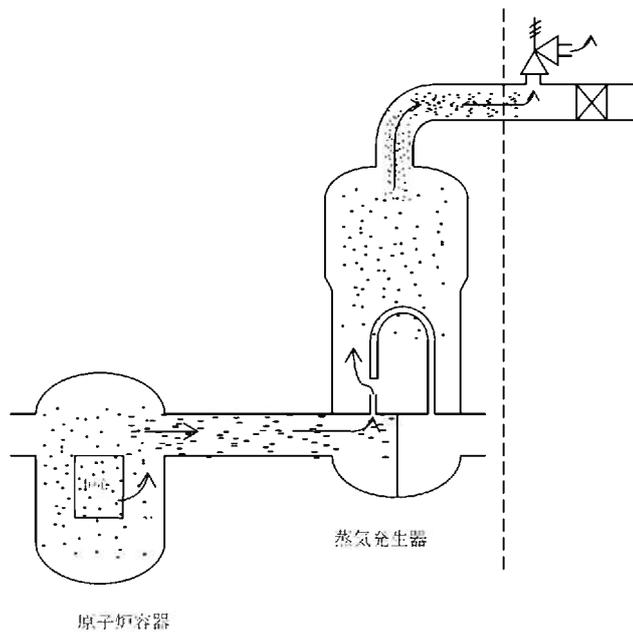


① 格納容器健全性が維持されている場合(②を除く)

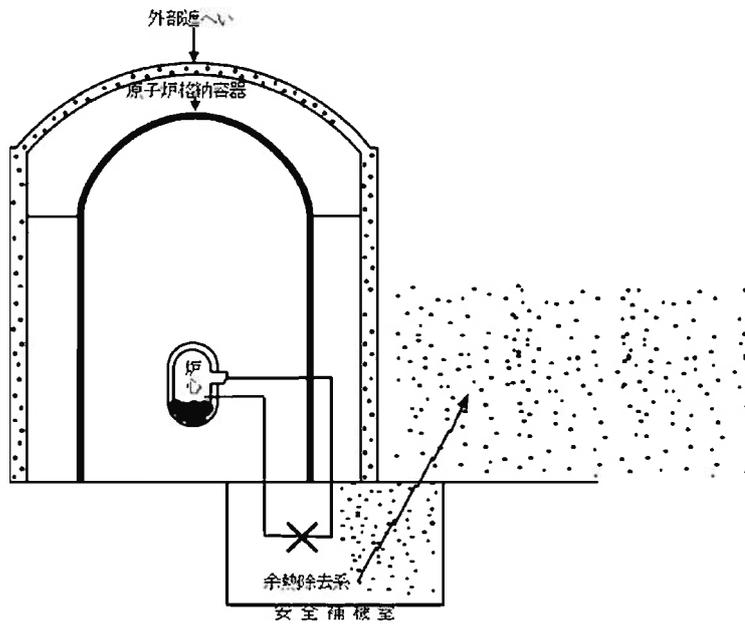


③ 格納容器機能喪失が生じた場合(④、⑤以外)

第 3.1.3.1-31 図 放出経路の概念図(1/2)

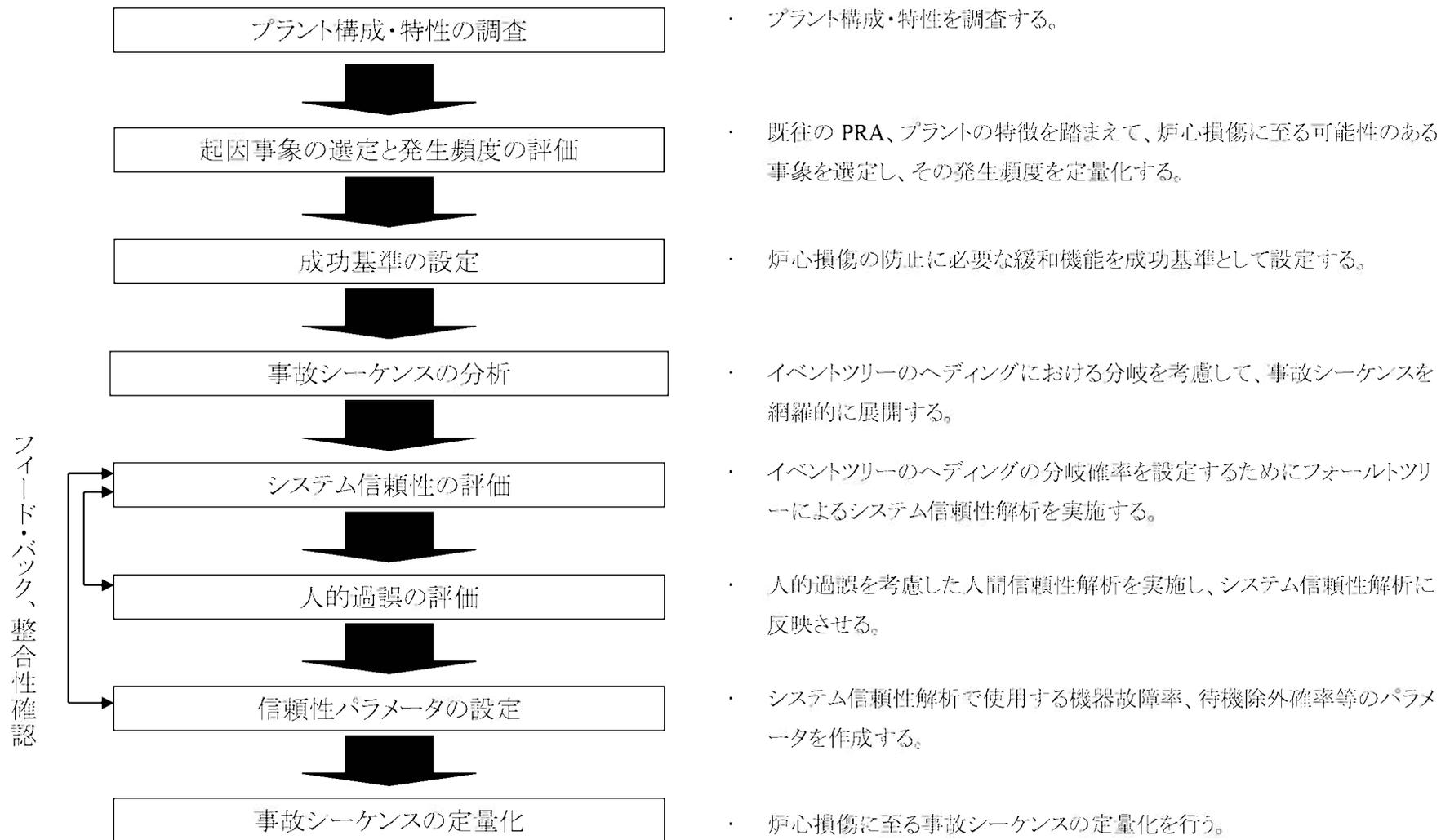


④ SGTR が生じた場合

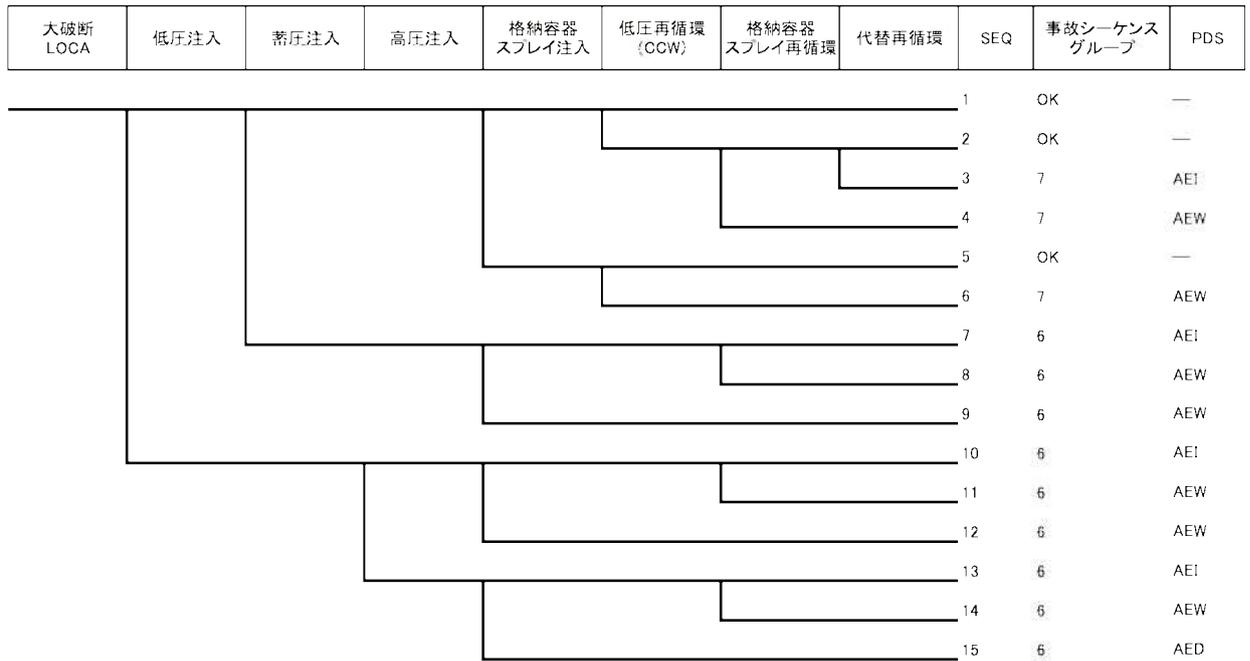


⑤ インターフェイスシステム LOCA が生じた場合

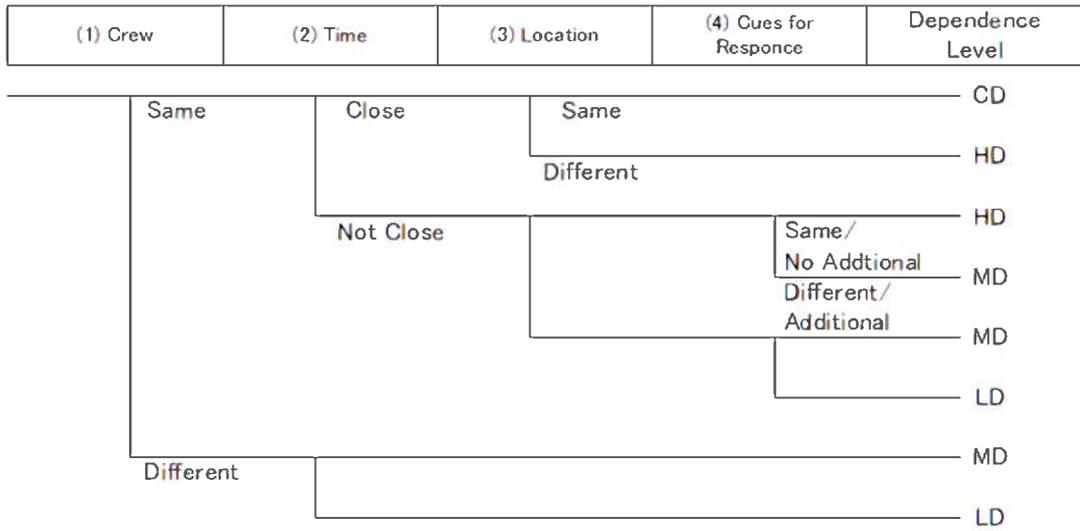
第 3.1.3.1-31 図 放出経路の概念図 (2/2)



第 3.1.3.1-32 図 内部事象出力運転時レベル 1PRA の評価フロー



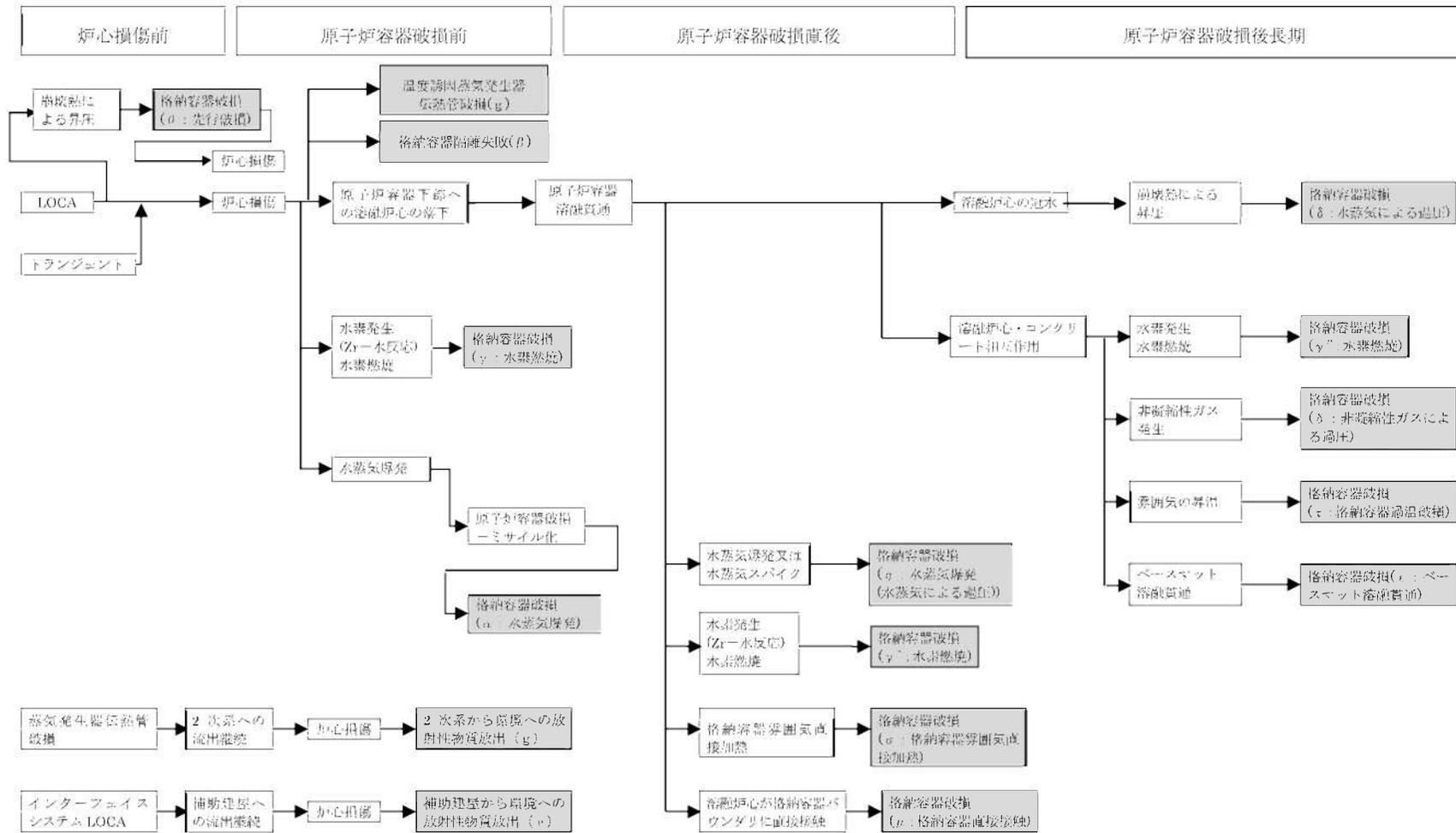
第 3.1.3.1-33 図 大破断 LOCA イベントツリー



第 3.1.3.1-34 図 従属性評価用イベントツリー



第 3.1.3.1-35 図 内部事象出力運転時レベル 2PRA の評価フロー



第 3.1.3.1-36 図 PWR のシビアアクシデントで考えられている事故進展

前図の 継続記号	溶融物 分散放出	キャビティ 内水量	CV内注水 (キャビティ 水張り)	炉外水蒸 気爆発	CV雰囲気 直接加熱	CV直接 接触	水素燃焼	後図の 継続記号	CV 機能喪失 モード
A	RPV	DC	CF	ESX	DCH	MA	HP2		
A	分散放出	多量	成功	無し	無し	無し	無し	B	—
				有り	有り	有り	有り	—	α ⁺
				無し	無し	無し	無し	—	β
				有り	有り	有り	有り	—	σ
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	B	—
				有り	有り	有り	有り	—	α ⁺
			失敗	無し	無し	無し	無し	—	β
				有り	有り	有り	有り	—	σ
	電力低下	多量	成功	無し	無し	無し	無し	B	—
				有り	有り	有り	有り	—	α ⁺
				無し	無し	無し	無し	—	β
				有り	有り	有り	有り	—	σ
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	B	—
				有り	有り	有り	有り	—	α ⁺
			失敗	無し	無し	無し	無し	—	β
				有り	有り	有り	有り	—	σ

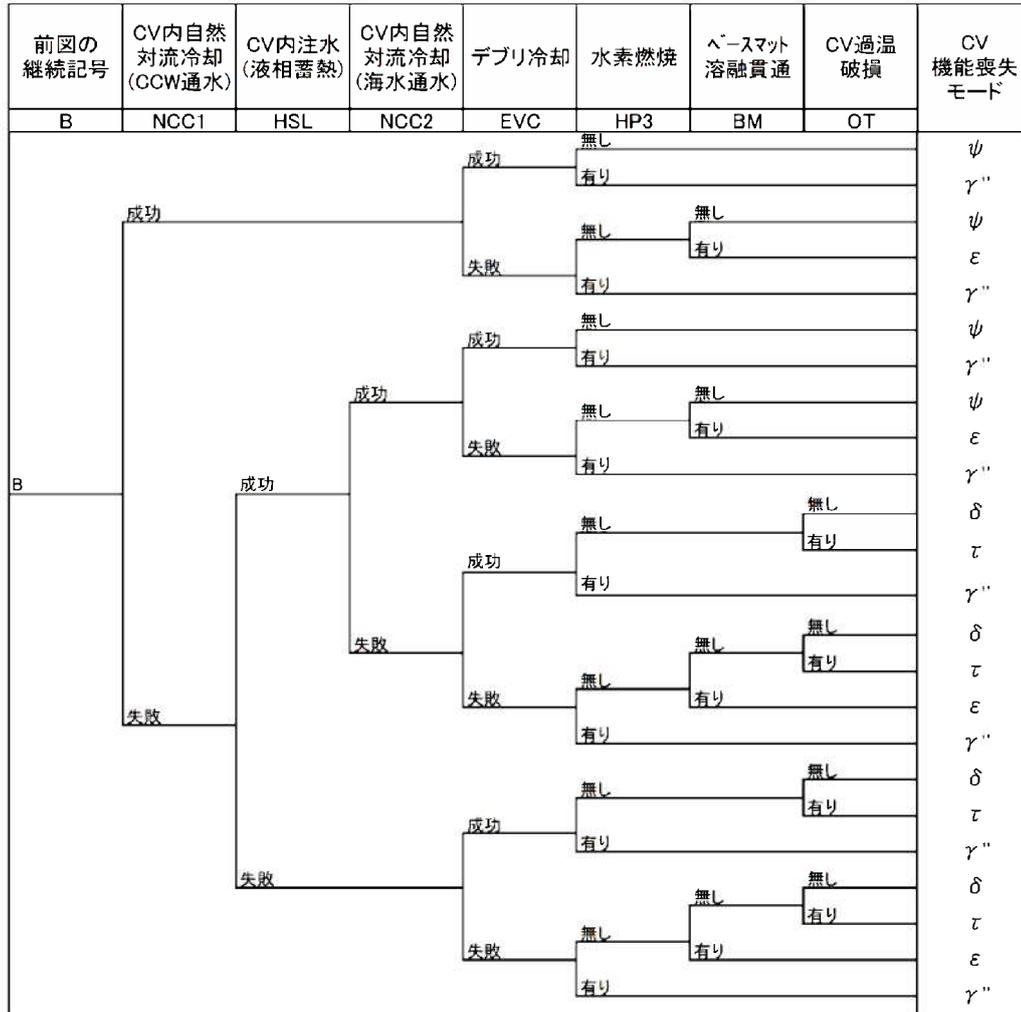
注1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注2) 格納容器機能喪失モード：

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼 (原子炉容器破損前)
- γ⁺ = 水素燃焼 (原子炉容器破損直後)
- γ⁺ = 水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット熔融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- h = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.1-37 図 格納容器イベントツリー (2/3)



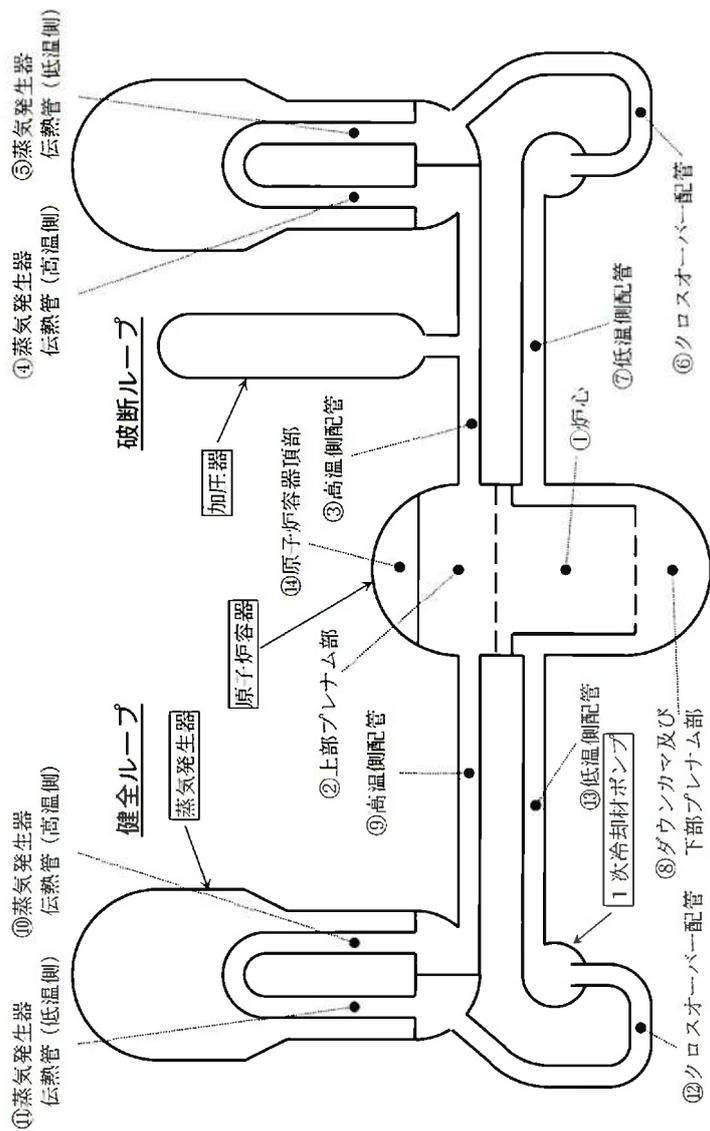
注 1) 後図の継続記号の-は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

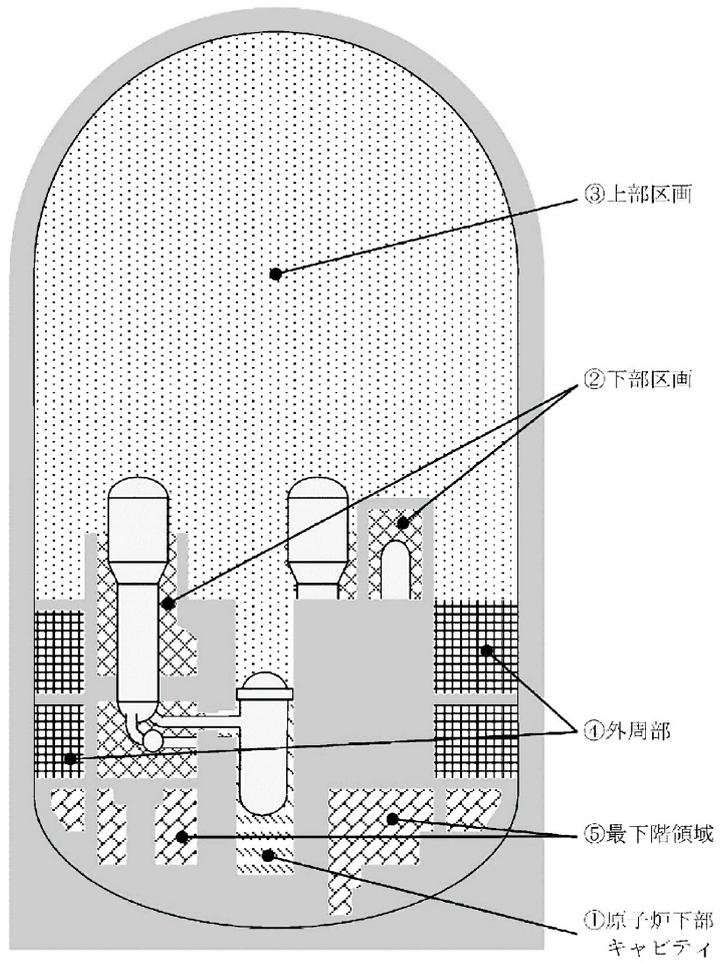
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼（原子炉容器破損前）
- γ' = 水素燃焼（原子炉容器破損直後）
- γ'' = 水素燃焼（原子炉容器破損後長期）
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- ο = 格納容器雰囲気直接加熱
- ξ = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- ψ = 格納容器健全

(c) 原子炉容器破損後長期

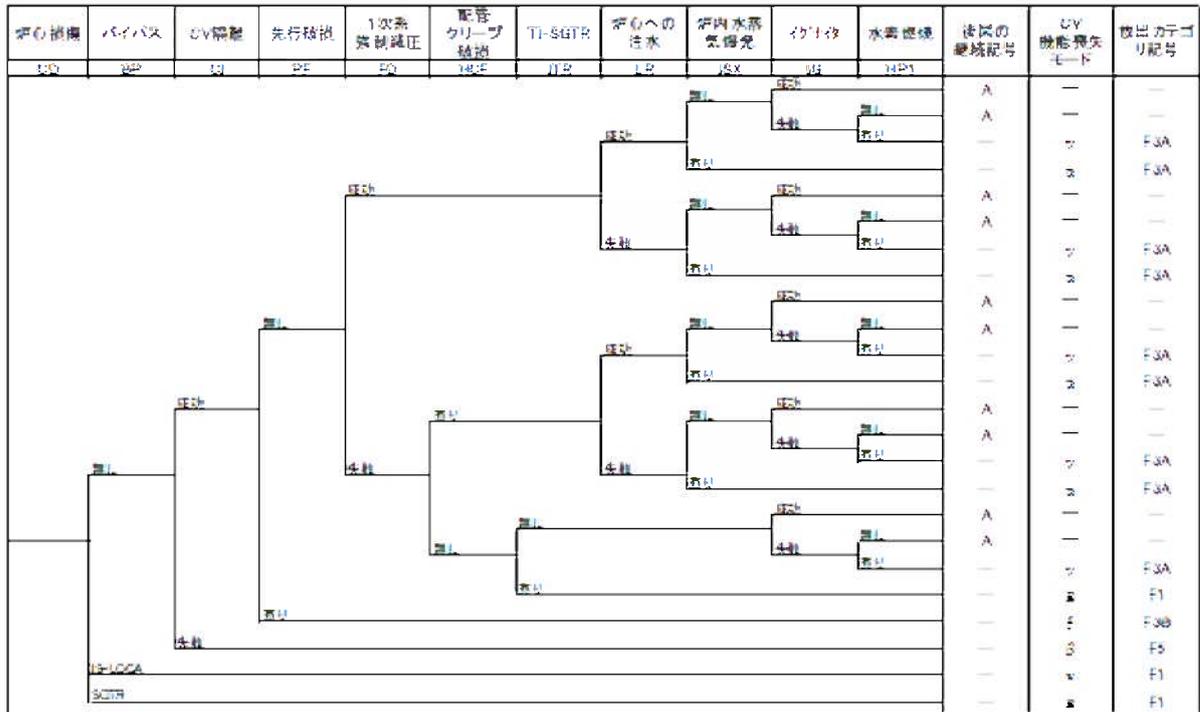
第 3.1.3.1-37 図 格納容器イベントツリー (3/3)



第 3.1.3.1-38 図 1 次系ノーデイング



第 3.1.3.1-39 図 格納容器ノーディング



注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼（原子炉容器破損前）
- γ' = 水素燃焼（原子炉容器破損直後）
- γ'' = 水素燃焼（原子炉容器破損後長期）
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット熔融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- ο = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス（内的）
- F2 = 格納容器バイパス（外的）
- F3A = 格納容器破損（内的）（エナジェティック）
- F3B = 格納容器破損（内的）（先行破損）
- F3C = 格納容器破損（内的）（その他）
- F4 = 格納容器破損（外的）
- F5 = 隔離失敗（内的及び外的）
- F6 = 健全（設計漏えい）（内的及び外的）

(a) 原子炉容器破損前

第 3.1.3.1-40 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類(1/3)

前回の 継続記号	溶融物 分散放出	キャピ 内水量	CV内注水 (キャピテイ 水張り)	炉外水蒸 気爆発	CV雰囲気 直接加熱	CV直接 接触	水素燃焼	後図の 継続記号	CV 機能喪失 モード	放出カテ ゴリ記号	
A	RPV	DC	CF	ESX	DCH	MA	HE2	B	—	—	
A	分散放出	多量	成功	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
								—	γ ²	F3A	
								—	α	F3A	
								—	γ	F3A	
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
									—	γ ²	F3A
									—	α	F3A
									—	γ	F3A
	失敗	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
								—	γ ²	F3A	
								—	α	F3A	
								—	γ	F3A	
	電力低下	多量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
									—	γ ²	F3A
									—	α	F3A
									—	γ	F3A
少量		成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
									—	γ ²	F3A
									—	α	F3A
									—	γ	F3A
失敗	成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
								—	γ ²	F3A	
								—	α	F3A	
								—	γ	F3A	

注1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注2) 格納容器機能喪失モード：

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼 (原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼 (原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス (内的)
- F2 = 格納容器バイパス (外的)
- F3A = 格納容器破損 (内的) (エナジエティック)
- F3B = 格納容器破損 (内的) (先行破損)
- F3C = 格納容器破損 (内的) (その他)
- F4 = 格納容器破損 (外的)
- F5 = 隔離失敗 (内的及び外的)
- F6 = 健全 (設計漏えい) (内的及び外的)

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.1-40 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類(2/3)

前図の 継続記号	CV内自然 対流冷却 (CCW通水)	CV内注水 (液相管熱)	CV内自然 対流冷却 (海水通水)	溶融炉心 冷却	水素燃焼	ベースマツト 溶融貫通	CV過温 破壊	CV 機能喪失 モード	放出カテ ゴリ記号
B	NO.1	HSL	NO.2	EVC	HE2	BM	DT		
B	成功	成功	成功	成功	無し			φ	F6
				成功	有り			γ ^{''}	F3A
				成功	無し	無し		φ	F6
				成功	有り	有り		ε	F3C
				成功	無し	有り		γ ^{''}	F3A
				成功	無し			φ	F6
				成功	有り	有り		ε	F3C
				成功	無し	有り		γ ^{''}	F3A
				成功	無し			φ	F6
				成功	有り	有り		ε	F3C
				成功	無し	有り		γ ^{''}	F3A
				成功	無し			φ	F6
				成功	有り	有り		ε	F3C
				成功	無し	有り		γ ^{''}	F3A
				成功	無し			φ	F6
				B	失敗	成功	成功	成功	無し
成功	有り		有り					τ	F3C
成功	有り							γ ^{''}	F3A
成功	無し	無し	無し					δ	F3C
成功	有り	有り	有り					ε	F3C
成功	無し	有り						γ ^{''}	F3A
成功	無し							φ	F3C
成功	有り	有り						τ	F3C
B	失敗	失敗	成功	成功	無し		無し	δ	F3C
				成功	有り		有り	τ	F3C
				成功	有り			γ ^{''}	F3A
				成功	無し	無し	無し	δ	F3C
				成功	有り	有り	有り	ε	F3C
				成功	無し	有り		γ ^{''}	F3A
				成功	無し			φ	F3C
				成功	有り	有り		τ	F3C
B	失敗	失敗	失敗	成功	無し		無し	δ	F3C
				成功	有り		有り	τ	F3C
				成功	有り			γ ^{''}	F3A
				成功	無し	無し	無し	δ	F3C
				成功	有り	有り	有り	ε	F3C
				成功	無し	有り		γ ^{''}	F3A
				成功	無し			φ	F3C
				成功	有り	有り		τ	F3C

注1) 格納容器機能喪失モード：

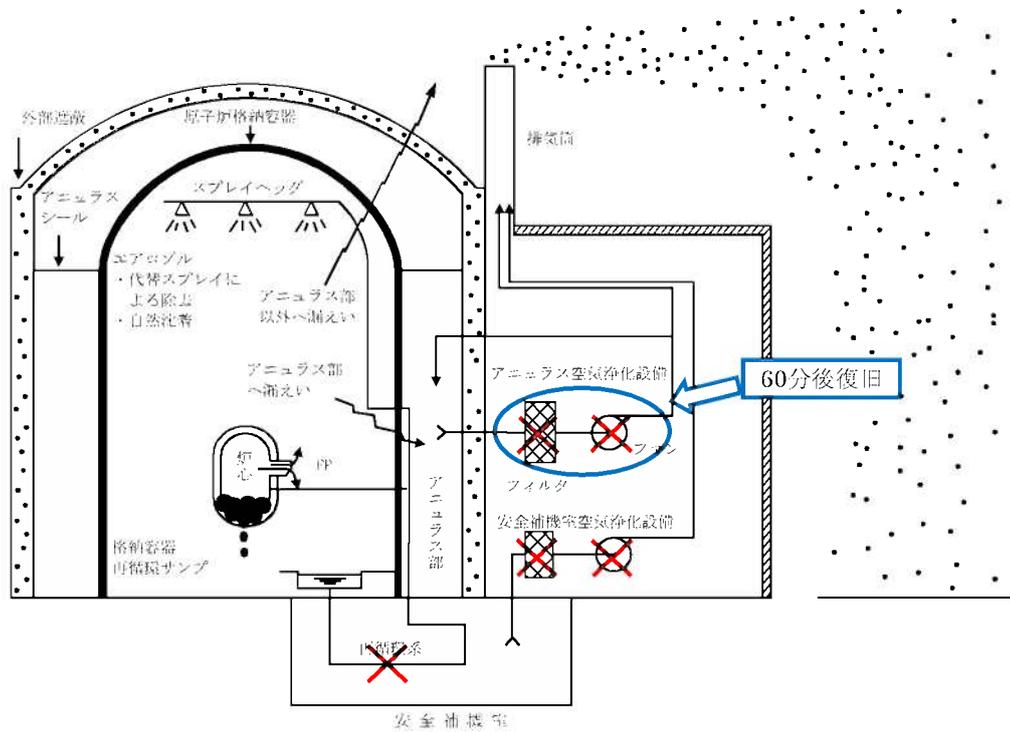
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼 (原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼 (原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注2) 放出カテゴリ記号

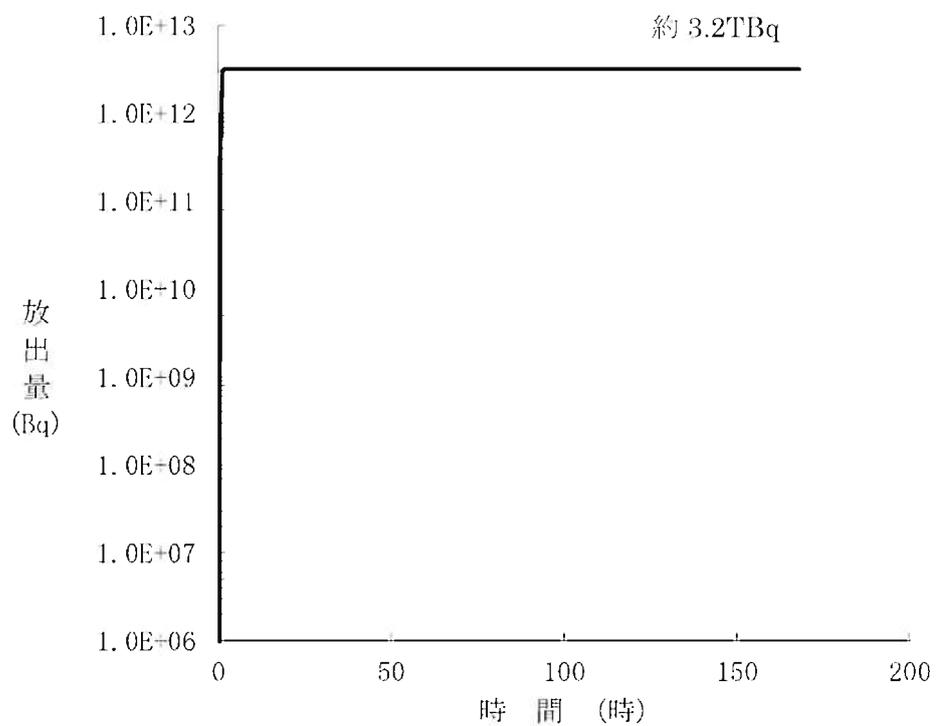
- F1 = 格納容器バイパス (内的)
- F2 = 格納容器バイパス (外的)
- F3A = 格納容器破損 (内的) (エナジエティック)
- F3B = 格納容器破損 (内的) (先行破損)
- F3C = 格納容器破損 (内的) (その他)
- F4 = 格納容器破損 (外的)
- F5 = 隔離失敗 (内的及び外的)
- F6 = 健全 (設計漏えい) (内的及び外的)

(c) 原子炉容器破損後長期

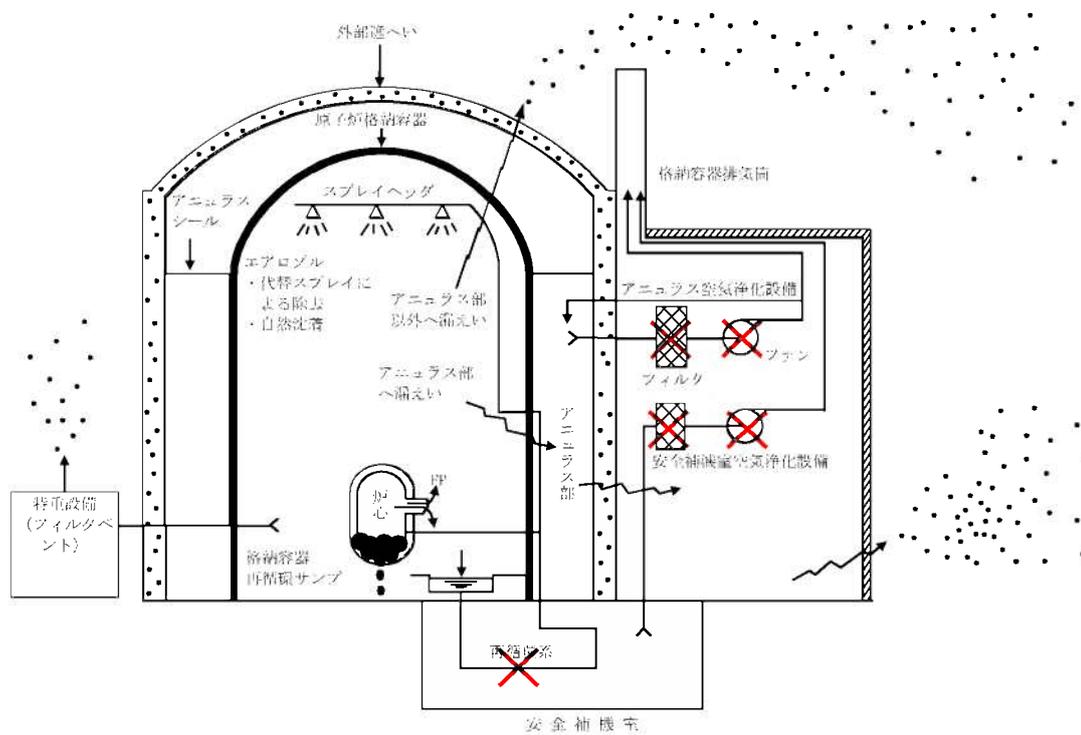
第 3.1.3.1-40 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類 (3/3)



第 3.1.3.1-41 図 放出放射エネルギー評価イメージ（格納容器健全）



第 3.1.3.1-42 図 Cs-137 積算放出量の推移(格納容器健全)



第 3.1.3.1-43 図 放出放射能量評価イメージ (放射性物質管理放出)

3.1.3.2 内部事象停止時PRA

内部事象停止時 PRA については、炉心損傷頻度を評価するレベル 1PRA のみを評価しており、本届出で評価をする特定重大事故等対処施設による格納容器機能喪失防止の効果を評価する観点での影響はないことから、第 1 回届出書評価から改訂しない。

3.1.3.3 地震出力運転時 PRA

地震出力運転時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」(以下「地震PRA学会標準」という。)及びレベル2PRA学会標準を参考に評価を実施した。

なお、今回の地震出力運転時PRAでは、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波(重畳事象)等は対象としていない。地震出力運転時レベル1PRAの評価フローを第3.1.3.3-1図に示す。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

内部事象出力運転時 PRA の 3.1.3.1(1) a.における収集及び分析に加え、以下を実施した。

a. サイト・プラント情報の収集・分析

(a) 耐震設計関連情報及び震害情報等の収集及び分析

地震出力運転時 PRA を実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。また、地震出力運転時 PRA におけるモデル上の仮定の妥当性を確認するため、震害情報を確認している。具体例を以下に示す。

- ・地震出力運転時 PRA では主給水系や常用電源等、耐震性の低い設備は必ず損傷するとの仮定に対し、例えば新潟県中越沖地震では主変圧器等の耐震クラスが低い設備の損傷が確認された事例を確認している。
- ・地震後の外部支援の困難さを考慮して評価期間を 7 日間としている仮定に対し、例えば東北地方太平洋沖地震では、サイト外も含めた広範囲の地域で地震による被災があったことを確認している。
- ・地震発生後の運転員操作に期待している仮定に対し、新潟県中越沖地震後、運転員操作によってプラントの停止操作が実施されていることを確認している。

地震出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源を第 3.1.3.3-1 表に示す。

(b) プラントウォークダウン

地震出力運転時PRAでは、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認のため、地震出力運転時PRAの観点から重要な建屋・構築物、システム、機器(以下「SSC」という。)を対象にプラントウォークダウンを実施した。

地震出力運転時PRAにおいて調査対象とするSSCを第3.1.3.3-2図及び第3.1.3.3-3図のフローに従い選定し、第3.1.3.3-4図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を行った。なお、特重施設以外の評価対象設備については、評価結果に影響を与えるような設備変更がないことを過去のプラントウォークダウン結果及び机上検討により確認していることから、プラントウォークダウンを実施していない。

- ・耐震安全性の確認
- ・地震後のアクセス性及び現場操作の確認
- ・地震出力運転時 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

プラントウォークダウンの結果、地震出力運転時PRAの実施に必要な基本的な情報について、構築したPRAモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因はないことを確認した。

b. 事故シナリオの同定

(a) 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

- ・耐震性の低い以下の設備は必ず損傷する。
 - 常用電源系 (但し、外部電源には期待する)
 - 主給水系
 - 常用系の 2 次系の水源
 - 所内用空気系
 - 制御用空気系 C ヘッダ
 - 主蒸気圧力制御系 (主蒸気隔離弁下流)
 - タービントリップ信号

- ・地震出力運転時 PRA では地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、後述のとおり、イベントツリーにおいて複数機器が同時に損傷する場合を考慮して評価を行った。
- ・評価の対象とする地震動の強さは、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度 0.2G 以上）とし、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。ここで、0.2G は内部事象出力運転時 PRA で起因事象としてカウントされる事象発生実績とのダブルカウントを避けるために設定した地震加速度であり、地震により緩和系の機能に影響するとは考えにくい地震加速度高の設定値付近を目安として定めたものである。

(b) 事故シナリオの概括的な分析・設定

収集したプラント関連情報及びプラントワークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事故シナリオを選定した。

イ 炉心損傷に至る事故シナリオの分析

地震出力運転時レベル 1PRA では、収集したプラント関連情報及びプラントワークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷に至る事故シナリオを選定した。事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する SSC の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化の影響を考慮した。

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化の影響を考慮した場合の事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有する SSC の損傷が直接

炉心損傷事故に繋がる事故シナリオと合わせて事故シナリオの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化等の影響を考慮した事故シナリオに対するスクリーニングの内容を第 3.1.3.3-2 表に示す。スクリーニングの結果、以下の事故シナリオが評価対象となった。

- ・本震による炉心損傷事故に直接的に繋がり得る事故シナリオ
- ・本震による炉心損傷事故に間接的に繋がり得る事故シナリオ
- ・SA 対策を考慮すべき事故シナリオ

ロ 格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析

地震出力運転時レベル 2PRA では、地震を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスに対して、地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオを考慮した上で、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの発生頻度を評価する。

第 3.1.3.3-3 表に地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニングのまとめを示す。スクリーニングの結果、以下の事故シナリオが評価対象となった。地震出力運転時レベル 2PRA の対象は本震による安全機能への直接的な影響によって炉心損傷に至る事故シーケンスであり、以下のような原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能への特有の影響が考えられる。

- ・地震動による原子炉格納容器本体の損傷
- ・地震動による格納容器隔離の失敗
- ・地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失
- ・地震動による原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失
- ・地震動による放射性物質抑制機能の喪失
- ・地震動によるその他の緩和手段の喪失

(c) 起回事象の分析

事故シーケンス評価を行うために、イ項において想定した事故シナリオを対象とし、事故シナリオの発生要因となる SSC を抽出し、地震動の強さに応じて発生する損傷規模を想定することにより、地震特有の要因による事故シナリオを以下のとおり分類した。

- ・建屋・大型構築物の損傷
- ・放射性物質格納機能の喪失(格納容器バイパス事象)
- ・1次系保有水維持機能の喪失(LOCA 事象)
- ・炉心冷却機能の喪失
- ・蒸気発生器除熱機能の喪失
- ・サポート機能の喪失
- ・反応度制御機能の喪失

その後、事故シナリオの包絡性、代表性、発生する可能性を考慮してグループ化とスクリーニングを行い、事故シーケンス評価で考慮すべき起回事象の分析を行った。

また、本項で対象とした起回事象は、(3)項の建屋・機器リストの作成において活用するとともに、(4)項においてモデル化の検討を行った。

イ 建屋・大型構築物の損傷

(イ) 原子炉建屋の損傷

損傷規模として、一部の部材が損傷する程度から構造的に大規模な損壊が生じることまで考えられるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず以下の起回事象とした。

- ・原子炉建屋損傷

(ロ) 原子炉格納容器の損傷

損傷規模として、一部の部材が損傷する程度から構造的に大規模な損壊が生じることまで考えられるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず、以下の起因事象とした。

- ・原子炉格納容器損傷

(ハ) 原子炉補助建屋の損傷

建屋内の機器の機能喪失を想定した。本事象は、起因事象として扱わず、(4) d. (a) に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ロ 放射性物質格納機能の喪失(格納容器バイパス事象)

(イ) 蒸気発生器伝熱管破損(1本破損～複数本破損)

蒸気発生器伝熱管の1本破損に対しては緩和系が有効であるが、複数本破損した場合には緩和系による炉心損傷防止が無効になる。したがって、起因事象としては緩和系が有効な破断本数と、緩和系が無効になる複数本破損の2種類の分類となる。但し、評価上、蒸気発生器の伝熱管の破損本数を特定する事が困難であることから、保守的に複数本破断にまとめて、以下の起因事象とした。

- ・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)

(ロ) インターフェイスシステム LOCA

インターフェイスシステム LOCA については、地震により複数の電動弁等が同時に誤開するような事象は稀有であると考えられるため、本起因事象は対象外とした。稀有な事象であると判断した理由は以下のとおりである。

電動弁の損傷モードには、「機能損傷」と「構造損傷」がある。一般的に地震による電動弁の機能損傷発生時には、弁の開閉動作が適切に実施できなくなり、地震発生前の状態となる。そのため、地震発生時に

閉状態の弁は、機能損傷した場合でも閉状態を維持することとなる。加えて、余熱除去系隔離弁は出力運転中に電源断運用されており、電気盤の誤作動を考えた場合でも、当該弁は閉状態が維持される。

構造損傷については、厚肉構造の弁の構造損傷に比べ薄肉構造の配管の構造損傷の方が先行して発生する。また、隔離弁は閉弁時、規定トルクで弁体を弁座に食い込ませシール機能を維持させている。そのため、配管の構造損傷に先行して隔離機能が損なわれる事は考えにくい。したがって、地震により弁の内部破損のような構造損傷が発生し、インターフェイスシステム LOCA が発生するよりも、配管の構造損傷の方が先行して発生し、LOCA 事象になると考えられる。

ハ 1 次系保有水維持機能の喪失 (LOCA 事象)

(イ) 1 次冷却材圧力バウンダリの損傷

LOCA の緩和に必要な ECCS の組合せにより、起因事象が分類される。内部事象出力運転時 PRA では LOCA に対する成功基準の違いから、極小 LOCA、小破断 LOCA、中破断 LOCA、大破断 LOCA に分類している。地震出力運転時 PRA では、これに加え、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (以下「Excess LOCA」という。)が発生する可能性を考慮した。なお、極小 LOCA については、成功基準の観点で小破断 LOCA に包絡されるため、小破断 LOCA で代表している。

以上より、LOCA に係る起因事象として以下を選定した。

- ・Excess LOCA
- ・大破断 LOCA
- ・中破断 LOCA
- ・小破断 LOCA

ニ 炉心冷却機能の喪失

(イ) 1次冷却材の流量喪失(バウンダリ内での変形)

1次冷却材バウンダリ内での変形による1次系流路閉塞を想定する。本事象は、起因事象として扱わず、2次冷却系からの除熱機能及びECCS注入機能が喪失するものとして(4)d.(a)に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ホ 蒸気発生器除熱機能の喪失

(イ) 主蒸気系の損傷

主蒸気隔離弁より下流は耐震性が低いため、全ループの蒸気発生器除熱機能が喪失することを想定し、以下の起因事象とした。

- ・主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

主蒸気隔離弁の上流は耐震性が高く、配管の損傷する本数を特定することが困難であるため、1ループ破断相当である以下の起因事象とした。

- ・主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

(ロ) 主給水系の損傷

主給水逆止弁より上流は耐震性が低いため、全ループの蒸気発生器除熱機能が喪失することを想定し、以下の起因事象とした。

- ・主給水流量喪失

主給水逆止弁の下流は耐震性が高く、配管の損傷する本数を特定することが困難であるため、1ループ破断相当である以下の起因事象とした。

- ・主給水管破断

へ サポート機能の喪失

(イ) 外部電源喪失

外部電源系が機能喪失する場合に対し、以下の起因事象とした。

- ・外部電源喪失

(ロ) 制御設備の損傷による安全系の制御機能喪失

主要電気盤など、複数の信号系損傷に関連する設備の機能喪失を想定した。本事象は、起因事象として扱わず、影響があるシステムごとに

(4) d. (a) に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

(ハ) 原子炉補機冷却機能の喪失

低耐震部の損傷は、隔離又はバウンダリの機能を考慮する。高耐震部の損傷は、冗長系の SSC の完全相関を仮定していることから、全喪失で代表するものとし、以下の起因事象とした。

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失

(ニ) 複数の弁の機能喪失

弁の損傷については、ある種類の弁が損傷した場合、機能に期待する全ての弁の機能が喪失するものとして評価する。本事象は、起因事象として扱わず、影響があるシステムごとに(4) d. (a) に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ト 反応度制御機能の喪失

(イ) 原子炉トリップ信号の発信失敗による制御棒挿入失敗(全挿入失敗)

原子炉トリップ信号の発信失敗により制御棒の全挿入に失敗するため、以下の起因事象とした。

- ・ATWS

(ロ) 制御棒挿入機構の変形による制御棒挿入失敗(一部挿入失敗～全挿入失敗)

損傷の規模によっては、制御棒の一部の挿入失敗に留まる可能性はあるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず、全挿入失敗を想定して、「(イ) 原子炉トリップ信号発信失敗による制御棒挿入失敗(全挿入失敗)」と同様の取扱いとした。

(2) 確率論的地震ハザード評価

確率論的地震ハザードは、設置変更許可申請書において、基準地震動の超過確率を参照したものである。

a. 評価方針

確率論的地震ハザード評価については、日本原子力学会(2007)の方法に基づき、以下の流れで検討した。

b. ハザード評価

(a) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

イ 特定震源モデル

基本的に川内原子力発電所敷地から 100km 程度以内にある「新編 日本の活断層」に掲載されている確実度 I 及び II の活断層、地震調査研究推進本部の長期評価等を踏まえてモデル化し、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果に基づいてモデル化した。

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

て発生確率を評価する。

第 3.1.3.3-5 図に敷地周辺の主な活断層の図を、第 3.1.3.3-4 表に主な活断層の震源モデルの諸元を示す。また、第 3.1.3.3-6 図に主な活断層の応答スペクトルを示す。

第 3.1.3.3-7 図にその他の活断層の図を、第 3.1.3.3-5 表にその他の活断層の諸元を示す。

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

ロ 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分に基づき、サイトから 100km 以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値等をもとに設定した。第 3.1.3.3-8 図に萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分の図を示す。また、第 3.1.3.3-9 図に川内原子力発電所周辺の各領域区分と地震発生状況の図を示し、これに対応する各領域の諸元を第 3.1.3.3-6 表に示す。参考として地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及び b 値に関する図を第 3.1.3.3-10 図に示す。

(b) 地震動伝ばモデルの設定

地震動伝ばモデルとしては Noda et al.(2002)による距離減衰式を用いることとし、距離減衰式のばらつきは、自然対数標準偏差 0.53 と設定する。基準地震動の策定では、川内原子力発電所の敷地地盤で得られた地震観測記録の分析により、Noda et al.(2002)による応答スペクトルよりも敷地における揺れは小さい傾向にあることを確認しているものの、安全側に観測記録に

基づく距離減衰式の補正を考慮していない。確率論的地震ハザード評価では、ロジックツリーにおいて地震観測記録との補正の有無を考慮する。第 3.1.3.3-11 図に観測記録による補正に関する図を示す。

地下構造については、地質調査結果、地震観測記録及び微動アレイ探査結果等により、地下構造に特異な増幅特性が見られないことから、水平成層とする。解放基盤表面の S 波速度は 1.5km/s、P 波速度は 3.2km/s と設定する。

(c) ロジックツリーの作成

日本原子力学会(2007)に示される専門家活用水準 1 を採用し、震源モデル及び地震動伝ばモデルの設定において、選定した認識論的不確実さの要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を考慮して、ロジックツリーを作成した。考慮した不確実さを第 3.1.3.3-7 表に示す。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層(甕断層帯甕区間、市来断層帯市来区間、市来断層帯甕海峡中央区間)については、基準地震動策定における地質調査、地震調査委員会(2013)の知見反映、考慮した不確かさを詳細にロジックツリーに展開し、評価した。作成したロジックツリーを第 3.1.3.3-12 図に、ロジックツリーの分岐の根拠及び重みの考え方を第 3.1.3.3-8 表に示す。

c. ハザード曲線の作成

(a) 地震ハザード曲線

上記により作成した平均地震ハザード曲線を第 3.1.3.3-13 図に、特定震源モデルによる地震ハザード曲線の内訳第 3.1.3.3-14 図に示す。第 3.1.3.3-14 図より、特定震源の地震ハザード曲線において、甕断層帯甕区間による地震の寄与度が高い。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第

3.1.3.3-15 図に示し、距離減衰式に対する観測記録による補正の有無を第 3.1.3.3-16 図、第 3.1.3.3-17 図に示す。

(b) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第 3.1.3.3-18 図に示す。基準地震動 S_s の年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの平均地震ハザード曲線を第 3.1.3.3-19 図に示す。特定震源 + 距離減衰式に対する平均地震ハザード曲線、領域震源 + 距離減衰式に対する平均地震ハザード曲線及び全体のロジックツリーによる平均地震ハザード曲線を比較したものを第 3.1.3.3-20 図に示す。 10^{-4} よりも小さい年超過確率においては、特定震源が領域震源よりも寄与度が高い。

(c) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は年超過確率 10^{-4} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬波とし、経時特性を基準地震動の策定と同様に Noda et al.(2002)に基づき地震規模 $M=7.0$ 、等価震源距離 $X_{eq}=10\text{km}$ とした。年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波を第 3.1.3.3-21 図に示す。また、特重施設に係るフラジリティ評価用地震動については、3.1.1.4 に示す。

(3) フラジリティ評価

a. 評価対象SSCの選定

(1) b. (c)にて選定した起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震出力運転時PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。また、特重施設に係る評価対象SSCは、設置変更許可申請書をもとに、地震による影響を考慮した上で選定する。

建屋、機器の選定に際しては、内部事象出力運転時PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定される機器を追加した。第3.1.3.3-9表に評価対象とした建屋・機器の選定方法を、第3.1.3.3-10表に建屋・機器リストの例を示す(後述のフラジリティデータを合わせて記載)。

b. 建屋のフラジリティ

(a) 評価対象及び損傷モードの設定

イ 評価対象物の設定

建屋のフラジリティ評価の対象は、評価対象機器を設置する建屋として、原子炉建屋(O/S、I/C)、原子炉補助建屋(A/B)、ディーゼル建屋(DG/B)、燃料取扱建屋(FH/B)及び主蒸気管室建屋(MS/R)とする。また特重施設の建屋フラジリティ評価の対象については参考資料Ⅱに示す。

各建屋の概略平面図及び概略断面図を参考資料Ⅰに示す。

ロ 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定することを基本とするが、建屋の応答性状、構造形式、構造種別及び形状を考慮し、適切な構造的損傷モードを選定する。

具体的には、鉄筋コンクリート造の場合、壁式構造については、損傷モー

ドとして壁のせん断破壊を選定し、ラーメン構造については、損傷モードとして柱の曲げ破壊を選定する。また、鉄骨造の場合、損傷モードとして層崩壊を考慮する。なお、鉄筋コンクリート造であっても、アスペクト比が大きい構造物で、せん断破壊ではなく曲げ破壊が先行する可能性が高い場合は、損傷モードとして曲げ破壊を選定する。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法(応答解析に基づく方法)」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

(c) フラジリティ評価上の主要な仮定

イ 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確かさ β_R 及び認識論的不確かさ β_U については、地震PRA学会標準に基づき評価する。考慮する不確かさ要因の例を第3.1.3.3-11表に示す。

ロ 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、鉄筋コンクリート造部は耐震壁のせん断破壊の程度を表すことができる指標としてせん断ひずみを、鉄骨造部は鉄骨造部の損傷の程度を表わすことができる指標として層間変形角を選定する。

(d) フラジリティ評価における耐力情報

鉄筋コンクリート造部については、せん断破壊が先行する部材については、現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は、地震PRA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定する。実験結果に基づく値を第3.1.3.3-12表に示す。また、曲げ破壊が先行する部材については、現実的耐力である損傷限界時の曲げモーメントは、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版

((社)日本電気協会)」のM- ϕ スケルトンカーブのM3評価式によって得られた値に対して、実験値と計算値の比のばらつきを考慮して得られた値を用いることとし、対数正規分布を仮定する。鉄骨造部については、現実的耐力である損傷限界時の層間変形角は対数正規分布に従うと仮定し、その中央値を「震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針(財団法人 日本建築防災協会)」に基づき1/30とし、対数標準偏差を0.2として考慮する。

(c) フラジリティ評価における応答解析

現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行う。現実的な物性値は地震PRA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定する。鉄筋コンクリート造部の損傷評価の指標である耐震壁のせん断ひずみ及び鉄骨造部の損傷の指標である層間変形角に対しては、水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

イ 入力地震動

入力地震動は、川内原子力発電所の年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。また、特重施設に係る入力地震動については、3.1.1.4で作成した模擬波を用いる。

ロ 現実的な物性値と応答解析モデル

応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PRA学会標準に示された評価方法に基づき、設計で用いられた物性値を基に算出する。評価方法を第3.1.3.3-13表に示す。但し、この評価方法によって評価された現実的な物性値は確率分布として与えられ、それを直接用いて地震応答解析を実施することは困難であるため、2点推定法によって連続的な確率分布を離散化し、離散化された物性値を用いて地震応答解析を実施する。2点推定法によって算出した現実的な物性値を第3.1.3.3-14表に示す。原子炉建屋、原子炉

補助建屋、ディーゼル建屋、燃料取扱建屋及び主蒸気管室建屋に係る地盤定数を第3.1.3.3-15表に示す。原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋、燃料取扱建屋及び主蒸気管室建屋の物性値をそれぞれ第3.1.3.3-16表～第3.1.3.3-20表に示す。

2点推定法のサンプル点のコンクリート強度 F_c に応じたコンクリートの弾性定数を第3.1.3.3-21表に示す。特重施設に係る物性値は参考資料Ⅱに示す。

フラジリティ評価用の応答解析モデルは、川内2号機の既工事計画認可申請書(平成27年5月22日付け原規規発第1505221号にて認可)添付資料3-16(以下「既工認」という。)に記載のモデルをベースとして設定する。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-22図及び第3.1.3.3-22表～第3.1.3.3-24表に、原子炉補助建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-23図及び第3.1.3.3-25表～第3.1.3.3-26表に、ディーゼル建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-24図及び第3.1.3.3-27表に、燃料取扱建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-25図及び第3.1.3.3-28表～第3.1.3.3-29表に、主蒸気管室建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を3.1.3.3-26図及び第3.1.3.3-30表に示す。特重施設に係る建屋の解析モデル及び解析モデル諸元は参考資料Ⅱに示す。

ハ 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、コンクリート強度 F_c 、コンクリートの減衰定数 h 及び地盤のせん断波速度 V_s の3つの主要動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点を全て組み合わせて、 $2^3=8$ ケースの解析を実施する。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第3.1.3.3-31表及び第3.1.3.3-32表に示す。

ニ 現実的応答

現実的応答は地震PRA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出する。

(f) 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力及び現実的応答よりフラジリティ曲線及びHCLPF (High Confidence Low Probability of Failure)を算出した。フラジリティ曲線は、入力加速度レベルごとに評価された損傷確率のうち、最大の損傷確率を示す部材を対象にフラジリティ曲線を評価した。ここで、損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。

選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出する。

HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋及び主蒸気管室建屋のフラジリティ曲線を第3.1.3.3-27図～第3.1.3.3-30図に示す。なお、燃料取扱建屋については、入力レベルが $3,000\text{cm/s}^2$ であっても損傷確率が非常に小さく、フラジリティ曲線を近似評価することはできないレベルである。

また、原子炉建屋(O/S、NS方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $3,440\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.15、原子炉補助建屋(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $2,200\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.15、ディーゼル建屋(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $1,950\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.20、主蒸気管室建屋(NS方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $1,690\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.20である。特重施設に係る建屋のフラジリティ曲線は参考資料Ⅱに示す。

c. 屋外重要土木構築物のフラジリティ

(a) 評価対象及び損傷モードの設定

イ 評価対象物の設定

屋外重要土木構造物は、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物の支持機能又は補機冷却用海水の通水機能を有する。このうち、通水機能については、構造部材の損傷が直ちに通水断面を閉塞し機能喪失に繋がる事象に至らないことから、評価対象とする屋外重要土木構造物は、支持機能を有するものから選定する。

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、支持機能を有する取水ピット及び海水管ダクトのうち、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物の支持機能を有する構造部材の耐震裕度がより厳しい取水ピットとする。また、特重施設の土木構造物のフラジリティ評価の対象については参考資料Ⅱに示す。

取水ピットの平面図を第3.1.3.3-31図に、断面図を第3.1.3.3-32図に示す。

ロ 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、全ての部材を評価対象とする。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

但し、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値／応答値）として評価する。

(c) フラジリティの評価上の主要な仮定

イ 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確かさ β_R 及び認識論的不確かさ β_U については、地震PRA学会標準等に基づき評価する。

ロ 損傷評価の指標

せん断破壊に対する損傷評価の指標について、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル(土木学会、2005)」に基づき、以下の式で求まるせん断耐力のうち、いずれか大きい方とする。

(イ) 棒部材式

$$V_{vd} = V_{cd} + V_{sd}$$

ここで、

V_{cd} : コンクリートが分担するせん断耐力

V_{sd} : せん断補強鉄筋が分担するせん断耐力

$$V_{cd} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_n \cdot \beta_a \cdot f_{vcd} \cdot b_w \cdot d / \gamma_{bc}$$

$$f_{vcd} = 0.20 \sqrt[3]{f'_{cd}}$$

但し、 $f_{vcd} > 0.72$ (N/mm²)となる場合は $f_{vcd} = 0.72$ (N/mm²)

$\beta_d = \sqrt[4]{1/d}$ 但し、 $\beta_d > 1.5$ となる場合は $\beta_d = 1.5$

$\beta_p = \sqrt[3]{100 p_v}$ 但し、 $\beta_p > 1.5$ となる場合は $\beta_p = 1.5$

$\beta_n = 1 + M_0 / M_d$ ($N'_d \geq 0$) 但し、 $\beta_n > 2.0$ となる場合は $\beta_n = 2.0$

$= 1 + 2M_0 / M_d$ ($N'_d < 0$) 但し、 $\beta_n < 0$ となる場合は $\beta_n = 0$

$\beta_a = 0.75 + \frac{1.4}{a/d}$ 但し、 $\beta_a < 1.0$ となる場合は $\beta_a = 1.0$

f'_{cd} : コンクリート圧縮強度の設計用値(N/mm²)でコンクリート強度 f_c を材料係数 γ_{mc} (1.0)で除したもの

$p_v = A_s / (b_w \cdot d)$: 引張鉄筋比

A_s : 引張側鋼材の断面積

b_w : 部材の有効幅

d : 部材の有効高さ

N'_d : 設計軸圧縮力

M_d : 設計曲げモーメント

$M_0 = N'_d \cdot D / 6$: M_d に対する引張縁において、軸方向力によって発生する応力を打消すのに必要なモーメント(デコンプレッションモーメント)

D : 断面高さ

a/d : せん断スパン比

γ_{bc} : 部材係数 (1.0)

$V_{sct} = \{A_w \cdot f_{wyd} (\sin \alpha + \cos \alpha) / s\} z / \gamma_{bs}$

A_w : 区間sにおけるせん断補強鉄筋の総断面積

f_{wyd} : せん断補強鉄筋の降伏強度を材料係数 γ_{ms} (1.0) で除したもので、400N/mm²以下とする。但し、コンクリート圧縮強度の特性値 f'_{ck} が60N/mm²以上のときは、800N/mm²以下とする。

α : せん断補強鉄筋と部材軸のなす角度

s : せん断補強鉄筋の配置間隔

z : 圧縮応力の合力の作用位置から引張鋼材区心までの距離で、 $d/1.15$ とする。

γ_{bs} : 部材係数 (1.0)

(ロ) ディープビーム式

$$V_{yddl} = V_{cddl} + V_{sddl}$$

ここで、

V_{cddl} : コンクリートが分担するせん断耐力

V_{sddl} : せん断補強鉄筋が分担するせん断耐力

$$V_{cddl} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_a \cdot f_{dd} \cdot b_w \cdot d / \gamma_{bc}$$

$$f_{dd} = 0.19 \sqrt{f'_{cd}}$$

$$\beta_d = \sqrt[4]{1/d} \quad \text{但し、} \beta_d > 1.5 \text{ となる場合は } \beta_d = 1.5$$

$$\beta_p = \sqrt[3]{100 p_v} \quad \text{但し、} \beta_p > 1.5 \text{ となる場合は } \beta_p = 1.5$$

$$\beta_a = \frac{5}{1 + (a/d)^2}$$

γ_{bc} : 部材係数 (1.0)

$$V_{sddl} = \phi \cdot V_{sd}$$

$$\phi = -0.17 + 0.3a/d + 0.33/p_{wb} \quad \text{但し、} 0 \leq \phi \leq 1$$

p_{wb} : せん断補強鉄筋比 (%)

(d) フラジリティ評価における応答解析

現実的応答及び現実的応答に基づくせん断耐力については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価する。

イ 入力地震動

入力地震動は、川内原子力発電所の年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。また、特重施設の土木構造物のフラジリティ評価における入力地震動については、

3.1.1.4で作成した模擬波を係数倍して用いる。

ロ 地震応答解析手法

fragility評価用の地震応答解析モデルは、既工認に記載のモデルをベースとして設定し、地盤と構造物の非線形を考慮した地盤－構造物連成系の2次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。第3.1.3.3-33図に地震応答解析モデルを示す。また、特重施設の土木構造物の fragility評価における地震応答解析モデルは参考資料Ⅱに示す。

ハ 変動因子

fragility評価においては、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる、埋戻土の初期せん断剛性 G_0 、躯体側方の地盤改良の初期せん断剛性 G_0 及びコンクリート強度 F_c の3つの変動因子を考慮する。第3.1.3.3-33表に考慮した変動因子の考え方を示す。また、特重施設の土木構造物の fragility評価における変動因子は参考資料Ⅱに示す。

ニ 解析ケース

損傷確率を評価するための地震応答解析では、上記3つの変動因子に対して得られる2つのサンプル点を全て組み合わせて、 $2^3 = 8$ ケースの解析を実施する。第3.1.3.3-34表に解析ケースを示す。また、特重施設の土木構造物の fragility評価における解析ケースは参考資料Ⅱに示す。

ホ 損傷確率

損傷確率は、地震応答解析より得られる部材の発生せん断力が、せん断耐力を上回る確率とし、2点推定法を用いて算定する。

(e) 屋外重要土木構造物の fragility評価結果

各入力レベルによる損傷確率より fragility曲線とHCLPFを算出する。

ここで、損傷確率は、地震応答解析より得られる各部材の発生せん断力が、せん断耐力を上回る確率とし、各入力レベルでの損傷確率を対数正規累積

分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線とする。また、HCLPFは、信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出する。

取水ピットのフラジリティ曲線を第3.1.3.3-34図に示す。また、特重施設の土木構造物のフラジリティ曲線は参考資料Ⅱに示す。

d. 機器のフラジリティ

(a) 評価対象と損傷モードの設定

イ 評価対象

機器のフラジリティ評価の対象は作成した建屋・機器リストに記載されたものとする。

ロ 損傷モード及び部位の設定

タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷(延性破壊、脆性破壊等)の観点から、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷・機能損傷(動的機能限界、電氣的機能限界等)双方の観点から、可搬型重大事故等対処設備については転倒による機能損傷の観点から、当該機器のフラジリティを評価する。

なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震性評価が実施されるが、部位間で裕度(例えば、設計許容値/発生応力)が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類(引張応力、曲げ応力、組合せ応力等)によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「耐力係数と応答係数による方法(安全係数

法)」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

機器 fragility 評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大地動加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大地動加速度 A を fragility 加速度と称し、機器 fragility 解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

$$A = A_m \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで、

A_m : 機器が損傷に達するときの地震動強さ (fragility 加速度) A の中央値

ε_R : 物理現象固有の偶然的な不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布 (中央値は 1.0、対数標準偏差は β_R で表される)

ε_U : 認識論的な不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布 (中央値は 1.0、対数標準偏差は β_U で表される)

fragility 加速度 A を累積分布関数で示したものが機器 fragility 曲線である。

なお、fragility 評価では、直接 A_m 、 ε_R 、 ε_U から fragility 加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様に算定する。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式 3.1.3.3-1})$$

ここで、

F : 安全係数 (裕度)

A_d : 基準地震動の最大地動加速度

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式3.1.3.3-2})$$

$$= \frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}} \times \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}$$

応答に関する係数 耐力に関する係数

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式3.1.3.3-3})$$

ここで、

F_{ER} : 機器応答係数

F_{SR} : 建屋応答係数

F_{EC} : 耐力係数

(式3.1.3.3-1)の安全係数(裕度)は、(式3.1.3.3-2)のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、(式3.1.3.3-3)のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合(応答に関する安全係数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。

但し、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。

機器応答係数 F_{ER} 、建屋応答係数 F_{SR} 及び耐力係数 F_{EC} は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布に従う確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第3.1.3.3-35表に示す。

各安全係数の詳細は以下のとおり。

イ 機器応答係数 F_{ER} の評価法

$$F_{ER} = F_{ESS} \times F_D \times F_{EM} \times F_{EMC}$$

ここで、

F_{ESS} : 機器応答評価用入力地震動に関する係数

F_D : 機器の設計用減衰定数に関する係数

F_{EM} : 機器の解析モデル化に関する係数

F_{EMC} : 機器のモード合成に関する係数

(イ) 機器応答評価用入力地震動に関する係数 F_{ESS}

設計評価において用いた機器入力動に対する機器応答値と、機器入力動の中央値に対する機器応答値を用いて、次式により評価することができる。

$$F_{ESS} = \frac{\text{設計評価での機器入力動に対する機器応答値}}{\text{機器入力動の中央値に対する機器応答値}}$$

“機器入力動の中央値”としては、設計評価における振幅前床応答曲線による機器の1次固有周期で応答値等が適用できる。なお、機器入力動には、建屋の応答特性や建屋への入力地震動に起因する不確かさが内在し得るが、これらについては建屋応答係数において考慮されるため、本係数では評価不要である。

(ロ) 機器の設計用減衰定数に関する係数 F_D

減衰定数の保守性及び不確かさが、機器の応答に与える影響を安

全係数として評価する。

設計評価で一般に使用されるJEAG4601 記載の設計用減衰定数は、既往の各種試験から得られた実機の減衰定数に関するデータ等を基に、機器種別ごとに保守的に定められたものである。したがって、設計用減衰定数が現実的減衰定数の中央値に対して持つ保守性を評価するために、設計用減衰定数及び現実的減衰定数の中央値に対する床応答曲線による機器の1次固有周期での応答値を用いて、次式により算定する。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}}$$

不確実さの評価では、設計で設定されている減衰定数には強い保守性があると考え、工学的判断により設計減衰での応答が減衰中央値に対して99%下限値に相当すると仮定し、次式により評価する。

$$\beta_R = 0$$
$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{\text{設計減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}} \right)$$

(ハ) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

設計評価での機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因する保守性及び不確実さが、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

保守性及び不確実さの評価では、解析における固有周期・振動モード形状と試験などによる実機の固有振動数・振動モード形状の差異等を考慮した評価や、米国の評価事例を参考とした工学的判断に基づく評

価が適用できる。

具体的には、設計評価において1質点系でモデル化される機器については、比較的単純な形状で実機の現実的な応答も1次の振動モードが応答に支配的であると考えられる、かつ、設計評価において解析モデルの諸元が保守的に与えられているため、安全係数は1.0で不確かさは考慮しない。

多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確かさが生じ得るため、米国の評価事例を参考として安全係数は1.0とし、認識論的不確かさを0.15とした。

(二) 機器のモード合成に関する係数 F_{EMC}

設計評価において機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確かさが生じるため、これが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。設計評価では一般にモード合成はSRSS(二乗和平方根法)により行われており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから、 $F_{EMC}=1.0$ とする。

また、モード合成の不確かさは、1質点系でモデル化される機器の場合は、モード合成の必要がないため、不確かさは考慮しない。多質点系でモデル化される機器については、文献に基づき、 $\beta_R=0.15$ 、 $\beta_U=0$ とする。

ロ 建屋応答係数 F_{SR} の評価法

$$F_{SR} = F_{SI} \times F_D \times F_M \times F_{NI}$$

ここで、

F_{SS} : 入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_{δ} : 建屋の減衰に関する係数

F_M : 建屋のモデル化に関する係数

F_{NL} : 建屋の非線形応答に関する係数

建屋応答係数について、原子炉建屋 (O/S、I/C、C/V)、原子炉補助建屋 (A/B)、ディーゼル建屋 (DG/B)、燃料取扱建屋 (FH/B) 及び主蒸気管室建屋 (MS/R) に対しそれぞれ第3.1.3.3-36表～第3.1.3.3-42表の値を使用する。水平方向についてはNS、EWのうち、厳しい方向を適用する。特重施設に係る建屋応答係数については、参考資料Ⅱに示す。

(イ) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS}

基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

$$F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$$

(ロ) 建屋の減衰に関する係数 F_{δ}

基準応答用減衰定数と現実的減衰定数の差が建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

$$F_{\delta} = \frac{\text{基準減衰値応答スペクトルの基準応答モデル建屋の1次周期に対する値}}{\text{現実的減衰値基準スペクトルの基準応答モデル建屋の1次周期に対する値}}$$

(ハ) 建屋のモデル化に関する係数 F_M

建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

$$F_M = \frac{\text{基準応答スペクトルの基準応答モデル建屋の1次周期に対するスペクトル値}}{\text{基準応答スペクトルの現実的な建屋の1次周期に対するスペクトル値}}$$

(ニ) 建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL}

建屋の非線形応答によるスペクトル形状の変動から機器の応答への影響を評価する係数である。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。そのため、建屋の入力レベル増に伴い、スペクトル形状の変動が大きくなる領域に固有値を有する機器に対しては、中央値は1.0 とし、スペクトル形状の変動を不確かさとして考慮する。ここでは米国の評価事例を参考として、偶然的な不確かさを0.17、認識論的な不確かさを0.10とした。

ハ 耐力係数 F_{EC} の評価法

$$F_{EC} = F_S \times F_{\mu}$$

ここで、

F_S : 機器の限界強度に関する係数

F_{μ} : 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

(イ) 機器の限界強度に関する係数 F_S

設計評価における入力地震動に対して算出された地震荷重に対して、限界耐力が持つ保守性及び限界耐力の不確かさを強度に関する係数 F_S として評価する。

構造損傷に対しては次式により評価する。

$$F_S = \frac{a_U - a_N}{a_S}$$

ここで、

a_U : 着目している損傷モードに対する限界荷重

a_S : 設計評価における入力地震動により発生する荷重

a_N : 通常運転時に発生する荷重

ここで、限界荷重については、JSME記載の物性値をベースに、既往の研究から物性値の1.1倍を中央値として設定する。

また、機能損傷に対しては次式により評価する。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{基準応答加速度}} = \frac{\text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))}{\text{基準応答加速度}}$$

ここで、

$\beta_R = 0.11$ 、 $\beta_U = 0.17$ (電氣的機器の場合)

$\beta_R = \beta_U = 0.10$ (動的機器の場合)

損傷加速度の中央値については、一般に加振試験結果(機能確認済加速度等の試験加速度)に基づき評価を行う。動的・電氣的機器の加振試験では、実際に誤動作や損傷等が生じるような加速度レベルで加振されることは少ないため、機能確認済加速度を損傷加速度の中央

値とみなすのは過度に保守的な想定となる。そのため、機能確認済加速度が実際に誤動作等を生じる加速度レベルに対して十分に小さいと判断される場合に強度に関する係数を評価する方法として、以下に示すβ設定法により、誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

$$\text{HCLPF} = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

上式より、

$$A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

ここで、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持確認済加速度”とみなし、不確実さ β_R 及び β_U を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定することができる。

(ロ) 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F_{μ}

評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果を評価する係数である。

本係数は、弾塑性によるエネルギー吸収が見込まれると考えられる設備(部位)については、弾塑性挙動を考慮した耐震余裕に関する過去の知見を踏まえ、工学的判断により安全側となるように設定している。

なお、脆性損傷及び弾性域機能損傷する機器については $F_{\mu}=1.0$ としている。

(c) フラジリティ評価結果における参照データ

フラジリティ評価に当たっては、現実的な耐力、応答を参照するが、その

際の基本的考え方を以下に示す。

なお、保守的な評価によってPRAへの影響が大きくなると考えられる機器については、より現実的な耐力又は応答を参照している。

イ 耐力に関する情報

評価部位に使われる部材のJSMEに記載されている物性値を適用する。

ロ 応答に関する情報

評価部位に対する、基準地震動を用いた耐震評価により得られた発生応力を適用する。

(d) 機器のフラジリティ評価結果

各起因事象の発生や緩和系の機能喪失要因となる機器フラジリティ評価結果の例を第3.1.3.3-10表に示す。また、機器フラジリティ評価の具体例を以下のとおり示す。

イ 原子炉補機冷却水冷却器(構造損傷)

(イ) 対象機器の基本情報

- ・設置位置:原子炉補助建屋 EL.5.0m
- ・耐震クラス:S
- ・固有振動数:24.9Hz
- ・各部位の基準地震動 S_s (水平:540Gal、上下:324Gal)に対する発生応力
- ・評価対象部位:胴板
- ・評価応力:せん断応力
- ・評価対象部位及び評価応力

第3.1.3.3-43表に、各部位の基準地震動 S_s に対する原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果を示す。各部位・各評価応力のうち、フラジリティが最弱である胴板が、原子炉補機冷却水冷却器の地震時の損傷

に支配的であると考えられる。今回、各安全係数は、原子炉補機冷却水冷却器の胴板に着目した評価結果を以下に示す。

(ロ) 機器応答係数 F_{ER} の評価

I 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、次式により評価する。

$$F_{ESS} = \frac{\text{設計評価での機器入力動に対する機器応答値}}{\text{機器入力動の中央値に対する機器応答値}}$$

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_{ESS} = \frac{Sa(\text{拡幅有り})}{Sa(\text{拡幅無し})}$$

ここで、

Sa(拡幅有り): 拡幅床応答曲線での応答加速度値

Sa(拡幅無し): 拡幅無(生)床応答曲線での応答加速度値

耐震評価で用いている拡幅有りの場合の応答値とこれに対応する拡幅無しの応答値は下記のとおりである。

拡幅有り: 1.32G

拡幅無し: 1.25G

以上から、

$$F_{ESS} = \frac{1.32}{1.25} = 1.05$$

床応答曲線の拡幅は、本来は建屋物性値及び地盤物性値の不確実

さを考慮して実施されるものである。これらの物性値の不確かさを含めた建屋応答解析に起因する不確かさは、建屋応答係数で評価される。また、床応答時刻歴波から床応答曲線を作成する過程では、有意な不確定要因は含まれないと考えられる。したがって、本係数では不確かさは考慮しない。

以上から、本係数は以下のとおりとなる。

$$F_{ESS} = 1.05, \beta_R = \beta_U = 0$$

II 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_D = \frac{Sa(\text{設計用減衰定数})}{Sa(\text{損傷時の減衰定数中央値})}$$

ここで、

$Sa(\text{設計用減衰定数})$: 設計用減衰定数での応答加速度値

$Sa(\text{損傷時の減衰定数中央値})$: 中央値減衰定数での応答加速度
値

耐震評価で用いている設計減衰1.0%の場合の応答値とこれに対応する中央値減衰3.0%の応答値は下記のとおりである。

設計減衰1.0%: 1.25G

中央値減衰3.0%: 1.20G

以上から、

$$F_D = \frac{1.25}{1.20} = 1.04$$

また、不確実さとして、減衰定数の中央値3.0%に対して、設計用減衰定数1.0%が99%信頼下限(応答加速度では99%信頼上限)と考え、次式により評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{Sa(\text{減衰}1.0\%)}{Sa(\text{減衰}3.0\%)} \right) = \frac{1}{2.33} \ln(1.04) = 0.02 (\beta_R = 0)$$

III 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

耐震評価において原子炉補機冷却水冷却器は1質点系モデルを用いて行われており、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0$$

IV モード合成法に関する係数 F_{EMC}

当機器は多質点系でモデル化されており、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0$$

V 地震方向成分の組合せに関する係数 F_{ECC}

本係数は水平・上下組合せ評価の際の保守性を考慮するものであるが、保守的に本係数は考慮しないものとした。したがって、下記の値を用いる。

$$F_{ECC}=1.0、\beta_R=0、\beta_U=0$$

(ハ) 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、建屋 fragility 評価において評価する原子炉補助建屋の建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの短周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確実さとして考慮するため、文献に基づき、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=0.17、\beta_U=0.10$$

(二) 機器耐力係数 F_{EC} の評価

I 強度に関する係数 F_S の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、

σ_C : 限界応力の中央値

σ_T : 地震時発生応力

σ_N : 通常運転時応力

評価対象部位である胴板の材質はSGV410であることから、限界応力としてJSME発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005年版)第I

編付録図表Part5の引張応力 $S_u = 373 \text{ N/mm}^2$ (評価温度 95°C)が適用可能であり、それを限界応力の中央値とする。

したがって、

$$\sigma_C = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 373 = 410.03 \text{ N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力としては耐震評価で考慮されていないため、0とする。

$$\sigma_N = 0 \text{ N/mm}^2$$

以上から、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times S_u}{\sigma_T} = 3.83$$

不確かさ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times S_u$ に対して、告示値 S_u が95%信頼下限に相当すると考える。

$$\beta_U = \frac{1}{1.65} \ln \left(\frac{1.1 \times S_u}{S_u} \right) = 0.06 \quad (\beta_R = 0)$$

II 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_R

胴板の塑性変形によるエネルギー吸収効果はある程度期待できると考えられるが、今回の評価では安全側に本係数は考慮しないものとする。

即ち、以下のとおりとする

$$F_{\mu} = 1.0、\beta_R = 0、\beta_U = 0$$

(ホ) 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を以下に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水冷却器の fragility 加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} A_m &= F_S \times F_{\mu} \times F_{ESS} \times F_D \times F_{EM} \times F_{EMC} \times F_{ECC} \times F_{SS} \times F_{\delta} \times F_M \times F_{NL} \times A_d \\ &= 2.43 \text{ (G)} \end{aligned}$$

$$\beta_R = 0.19 \text{ (全 } \beta_R \text{ の SRSS)}、\beta_U = 0.20 \text{ (全 } \beta_U \text{ の SRSS)}$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.43 \times \exp[-1.65 \times (0.19 + 0.20)] \\ &= 1.30 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(注) 表示桁処理の関係上、第3.1.3.3-44表の数値で計算しても上記の数値に一致しない。

この結果から得られる fragility 曲線を第3.1.3.3-35図に示す。

(c) 損傷の相関の取扱い

冗長設備は、基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されているため、機器が損傷する場合は冗長性のある全ての機器は損傷するとして完全相関を想定した。それ以外の機器間の相関は完全独立を想定した。

(4) 炉心損傷頻度評価

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

a. 起回事象の発生確率の評価

地震時特有の要因による分類を踏まえた地震出力運転時レベル1PRAにおける起回事象の扱いは(1) b. (c)に記載のとおりである。また、起回事象の加速度区分別の条件付き発生確率を第3.1.3.3-45表に示す。

b. 成功基準の設定

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと地震出力運転時レベル1PRAでは相違がないため、内部事象出力運転時レベル1PRAで設定した成功基準を用いる。また、使命時間についても内部事象出力運転時レベル1PRAと同様の設定とする。

なお、地震出力運転時レベル1PRA特有の起回事象については、直接炉心損傷に至るため、成功基準を設定していない。

c. 事故シーケンスの分析

(a) イベントツリーの作成

本評価では、内部事象出力運転時レベル1PRAモデルと同様に小イベントツリー／大フォールトツリー法を採用し、起回事象階層イベントツリー、フロントライン系イベントツリーの2つのイベントツリーを作成し、これらを統合して評価する。地震出力運転時レベル1PRAのイベントツリーの展開構成の概要を第3.1.3.3-36図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおりである。

イ 起因事象階層イベントツリー

地震時の事故シナリオでは、複数のSSCが同時に損傷することにより、複数の起因事象が同時に発生する可能性がある。このような場合の影響を合理的に評価するために、起因事象の階層化を行う。

起因事象の階層化では、地震発生時のプラント影響の厳しさや必要とする緩和策の組合せに着目して、複数の起因事象の同時発生を合理的に整理した。階層化は、起因事象が重畳した場合、先行の起因事象の緩和系により、後続の起因事象の事象進展の抑制が可能であること、又は、後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がないことを考慮し、後続の起因事象も含めた考慮をしている。

具体的には、影響の厳しさとしては、

- ・放射性物質が炉外に影響を与える可能性がある事象
- ・緩和系に期待できないと判断される事象
- ・1次冷却材喪失
- ・2次冷却系の破断

以降、サポート系の喪失として、

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・外部電源喪失

の順番に大きく分類し、更に必要に応じてSSCごとに詳細に分類した。以上の要領で整理した起因事象階層イベントツリーを第3.1.3.3-37図に示す。本イベントツリーで、発生する起因事象を特定し、下流で各起因事象に対し期待する緩和系のフロントライン系イベントツリーを結合する。一方、直接炉心損傷に至るものと想定した起因事象はフロントライン系イベントツリーに結合しない。

起因事象階層イベントツリーにおける起因事象発生確率の評価では、後

続のヘディングで考慮する起回事象の発生確率が、先行のヘディングで設定した起回事象が発生しない条件付きの確率として評価し、ヘディングにあるすべての起回事象が発生しない場合は主給水流量喪失が発生するものとして評価することで、起回事象階層イベントツリーのヘディングから計算される起回事象発生確率の和が1.0 を超えることはないように取り扱う。

ロ フロントライン系イベントツリー

地震出力運転時レベル1PRAにおける成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様であることから、フロントライン系イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル1PRAで作成された影響緩和系を頂上事象としたフロントライン系イベントツリーを用いた。

フロントライン系イベントツリーとして、大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、主給水流量喪失、外部電源喪失、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)、主給水管破断、原子炉補機冷却機能の全喪失、ATWS及び原子炉容器破損のイベントツリーを参考資料 I に示す。

なお、原子炉容器破損のイベントツリーについては、Excess LOCAに対して適用した。

各フロントラインイベントツリーのイベントヘディングの定義及び成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。

(b) 事故シーケンスの最終状態の分類

炉心損傷に至る事故シーケンスを機能喪失となる要因の観点から事故シーケンスグループとして整理した。地震出力運転時PRAでは、内部事象出力運転時PRAにて定義した事故シーケンスグループに、地震特有の事故シーケンスグループとして「蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)」、「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」を追加する。

なお、「格納容器バイパス」については、蒸気発生器伝熱管破損(1本破損)は、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に包絡しており、インターフェイスシステムLOCAの発生を本評価では評価対象外としている。したがって、地震出力運転時レベル1PRAでは当該グループに分類される事故シーケンスは存在しない。

イ プラント損傷状態の分類

地震出力運転時レベル 1PRA で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、その類似性に基づいて PDS に分類する。

PDS の設定では、炉心損傷以降の事故シナリオの分析を合理的に行えるよう、内部事象出力運転時レベル 1PRA の考え方にに基づき、地震時に特有な影響も考慮して、事故シーケンスの特徴を表す要素を抽出して定義する。

内部事象出力運転時レベル 1PRA では発生頻度が極めて低いとして評価対象外とされているが、地震時には直接炉心損傷に至ると考えられる起因事象としては、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外)、Excess LOCA 及び ATWS が挙げられる。また、これらのうち、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷(座屈以外)では緩和設備又は緩和操作の効果に期待できないと想定して、直接格納容器機能喪失にも至るとする。

地震動による蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)については蒸気発生器伝熱管破損であるため、G に分類する。地震動による原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷(座屈以外)については B に分類する。

また、地震動による Excess LOCA については、直接炉心損傷に至る事象であるが、炉心損傷後は大破断 LOCA と同様の事故進展になるものとして A**に分類する。

一方、内部事象出力運転時レベル 1PRA の評価対象に含まれていたが地震時には評価対象に含まれていない起因事象としてインターフェイスシステム LOCA があり、同事象の発生に伴い炉心損傷に至った場合の PDS である V は考慮しない。

上述の検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと 1 次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づく PDS の分類を整理した結果を第 3.1.3.3-46 表に示す。

d. システム信頼性の評価

(a) フォールトツリーの作成

システム信頼性評価として、システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開し、システムのアンアベイラビリティの定量化を実施するために、フォールトツリーを作成した。

本評価では、イベントツリーヘディングにフォールトツリーを設定し、CDF を算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

イ 起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリー

起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、地震により起因事象が発生する要因となる SSC の損傷をモデル化して作成した。

地震出力運転時 PRA で考慮する起因事象は、地震ハザードにより発生することを想定するため、起因事象のフォールトツリーでは、SSC の地震による損傷のみを考慮し、内部事象による機能喪失は考慮しない。

ロ フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリー

フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、内部事象出力運転時 PRA モデルのフォールトツリー（ランダム故障、共通原因故障、

試験／保守による待機除外及び人的過誤等を扱うフォールトツリー)に地震による損傷のフォールトツリー(地震による機器の損傷を扱うフォールトツリー)を追加することで、地震による損傷が緩和システムに与える影響を考慮した。フォールトツリー構築例を第3.1.3.3-38図に示す。

ハ 長期冷却に必要な換気空調設備

換気空調系が損傷した場合でも、使命時間の間、室内に設置されたSSCの許容温度以下の室温が維持されれば、SSCへの影響はない。内部事象出力運転時レベル1PRAでは使命時間24時間で評価しているため、地震出力運転時レベル1PRAの評価時間7日間を考慮し、損傷により7日以内に室温がSSCの許容温度を超える換気空調系については、地震出力運転時レベル1PRAでモデル化する。

(b) フロントライン系とサポート系の従属性

フロントライン系とサポート系の従属性については、内部事象出力運転時PRAと同様の従属性を考慮する。

e. 信頼性パラメータの設定

信頼性パラメータについては、内部事象出力運転時PRAと同様のパラメータを設定する。

f. 人的過誤の評価

内部事象出力運転時レベル1PRAでは、事故前と事故後の人的過誤についてTHERP手法を用いて評価している。これを基に地震出力運転時PRAでは人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

(a) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前の人的過誤は、試験や点検等による手動弁やダンパの

戻し忘れであり、地震発生前の事象であることから、内部事象出力運転時PRAと同様の評価をしている。

(b) 起因事象発生後人的過誤

内部事象出力運転時PRAの人的過誤確率をベースに、地震発生時における人的過誤への影響を考慮した。地震出力運転時PRAの人的過誤確率の設定方針を第3.1.3.3-47表に示す。特重施設の運転操作に係る人的過誤確率の設定方針については参考資料Ⅱに示す。

診断失敗確率については、以下のとおり加速度区分1と加速度区分2以上で異なる値を設定している。

- ・加速度区分1(0.2G～0.4G)では耐震性の低い設備が比較的健全な可能性が高く、内部事象出力運転時レベル1PRAの状態に近いと考えられるため、診断失敗の値は内部事象出力運転時レベル1PRAと同等としている。
- ・加速度区分2(0.4G～0.6G)以上では、起因事象の発生要因となるSSCが損傷するだけでなく、耐震性の低い他の設備の損傷や警報の誤動作等が発生する可能性が高くなり、当該事象の診断は内部事象出力運転時レベル1PRAと比較して難しくなることが考えられることから、内部事象出力運転時レベル1PRAの診断失敗確率より高い値を設定している。

また、操作・読取失敗に係るストレスレベルについては、操作・読取作業時期における事故発生からの経過時間に応じて、以下のとおり設定している。

- ・事故後早期については、現場へのアクセス性の低下、複数の設備の損傷を考慮し、内部事象出力運転時レベル1PRAよりも高いストレスレベルを設定している。
- ・事故発生から長期間経過している場合は、瓦礫の撤去やプラント状態の把握等が完了していると想定されること及び運転員は外的事象を想

定した訓練も実施していることを考慮し、事故から長時間経過後に実施することが確認できた操作・読取の運転員のストレスレベルについては、内部事象出力運転時PRAと同じストレスレベルを設定している。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 地震動加速度区分別の地震発生頻度

地震動加速度区分(以下「加速度区分」という。)別の地震発生頻度 f_i は、地震動加速度 h_i と h_{i-1} の地震ハザード曲線の超過発生頻度 $F(h_i)$ と $F(h_{i-1})$ から求められる。

$$f_i = -(F(h_i) - F(h_{i-1}))$$

上記の手法で、地震ハザードを入力データとして、計算プログラムRiskSpectrum® HazardLiteを用いて加速度区分別の地震発生頻度を算出する。

評価地震動範囲は0.2G～1.4Gとした。下限値の0.2Gは内部事象出力運転時PRAで起因事象としてカウントされる事象発生実績とのダブルカウントを避けるために設定した加速度であり、地震により緩和系の機能に影響するとは考えにくい地震加速度高の設定値付近を目安として定めたものである。上限値の1.4Gについては、地震動が極端に大きい領域では、施設の状態について信頼性の高い挙動を推定することが困難になるとの考えから、挙動を推定できる領域として設定した。加速度区分別の地震平均発生頻度を第3.1.3.3-48表に示す。

(b) 加速度区分別の機器損傷確率

事故シーケンス評価に当たっては、フラジリティ評価結果を基に、加速度

区分別の損傷確率を算出して使用する。

機器損傷確率は、機器の fragility 評価結果 (A_m , β_R , β_U) を入力データとして、計算プログラム RiskSpectrum® HazardLite を用いて加速度区分別の機器損傷確率を算出する。

また、今回のシステム評価では、水平ハザードについて CDF を評価している。メタルクラッド開閉装置等の fragility が上下方向で評価されている機器についても、水平ハザードにて評価されるため、上下方向の地震ハザード曲線と水平方向の地震ハザード曲線の比を基に補正係数を評価し、上下方向の fragility を補正した。

(c) 炉心損傷頻度の算出方法

加速度区分を m 区分に分けた場合、加速度区分 i で発生する n_i 種類の事故シーケンス j_i における炉心損傷頻度 CDF_{ij} は、加速度区分 i の地震発生頻度 f_i 及び事故シーケンス j_i の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

$$CDF_{ij} = f_i \times CCDP_{ij}$$

全炉心損傷頻度 CDF_t は、加速度区分 i で発生する事故シーケンス j_i における炉心損傷頻度 CDF_{ij} を全ての加速度区分 ($i=1 \sim m$) で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CDF_t = \sum_{i=1}^m \left(\sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDP_{ij} \right)$$

上記の手法で、計算プログラム RiskSpectrum® PSA を用いて全 CDF を算

出する。

(d) 定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは 2.1×10^{-6} (／炉年)となった。

イ 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分別のCDFを第3.1.3.3-49表に示す。加速度区分別では、加速度区分6(1.2G～1.4G)のCDFが全体の68.2%を占め、最も寄与が大きい結果となった。また、加速度区分6(1.2G～1.4G)においては、地震平均発生頻度が 1.6×10^{-6} (／年)であり、条件付き炉心損傷確率は0.88となった。

ロ 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象別のCDFを第3.1.3.3-50表に示す。起回事象別の結果では、原子炉補機冷却機能の全喪失を起回事象とするCDFが全体の55.2%を占めた。これは、地震による海水取水ライン構造物及び制御棒駆動装置冷却ユニットの損傷確率が比較的大きいことから、これら設備が地震により損傷することで原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事故シーケンスのCDFへの寄与が大きいためである。

ハ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.3-51表に示す。事故シーケンスグループ別では、原子炉補機冷却機能喪失のCDFが全CDFに対して寄与が大きく、全CDFに対して55.2%を占める結果となった。原子炉補機冷却機能喪失は、損傷確率が比較的大きい海水取水ライン構造物や制御棒駆動装置冷却ユニットの構造損傷により、起回事象が発生すると同時に緩和設備による炉心注水及びRCPシール部への注水機能が喪失し、炉心損

傷に至ることから、全CDFへの寄与が大きくなった。

ニ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.3-52表に示す。TEDのCDFが全体の47.9%を占めて最も高くなった。これは、海水取水ライン構造物や制御棒駆動装置冷却ユニットの構造損傷により、原子炉補機冷却機能の全喪失に至り、炉心損傷防止に必要な機器の冷却機能が喪失し、その後、補助給水ポンプでのSGへの注水または2次系強制冷却に失敗することで早期に炉心損傷に至る事故シーケンスのCDFへの寄与が大きくなったためである。

(5) 格納容器機能喪失頻度評価

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

地震出力運転時レベル 1PRA で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスについて、事故の進展及び緩和操作の類似性から PDS を定義し、PDS の分類及び発生頻度を評価する。

(a) プラント損傷状態の分類

(4) c. (b)イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(4) g. (d)ニに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

地震に起因して格納容器機能喪失に至る各 PDS の事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードを設定する。

地震出力運転時レベル 2PRA の格納容器機能喪失モードの設定では、内部事象出力運転時レベル 2PRA で考慮される格納容器機能喪失モードに加えて、地震に特有な格納容器機能喪失モードを考慮する。

格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

(a) 格納容器機能喪失モードの選定

地震時特有の PDS として G (蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損))、B (原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷 (座屈以外)) が挙げられる。このうち、G (蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)) については炉心損傷防止対策が無効な SGTR 事象であるため、格納容器機能喪失モードとしては g モードに分類する。B (原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷 (座屈以外)) については、内部事象出力運転時レベル 2PRA の格納容器機能喪失モードでは

分類できないため、地震時特有の格納容器機能喪失モードとして α モードに分類する。

その他の格納容器機能喪失モードは、地震出力運転時レベル1PRAで対象外としているインターフェイスシステムLOCA及び地震出力運転時レベル1PRAでは蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に包絡される蒸気発生器伝熱管破損を除き内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。

格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.3-53表に示す。

(b) 格納容器機能喪失時期

格納容器機能喪失モードを早期格納容器破損、後期格納容器破損又は炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失に分類する。

地震時特有の格納容器機能喪失モードである α モードは、地震発生直後に生じるため炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失に分類される。その他の格納容器機能喪失モードの格納容器機能喪失時期は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。格納容器機能喪失モードの機能喪失時期を整理した結果を第3.1.3.3-53表に示す。

(c) 機能喪失場所及び機能喪失規模

地震を起因とした格納容器機能喪失モードのうち、内部事象出力運転時レベル2PRAでも考慮しているものについては、炉心損傷以降の事故進展は内部事象出力運転時レベル2PRAと相違はないため、物理化学現象に伴う格納容器機能喪失モードは内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。その他の格納容器機能喪失モードとして、 β モード(格納容器隔離失敗)、 g モード(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、 α モード(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))について地震による機能喪失場所及び機能喪失規模を分析する。

イ 格納容器隔離失敗(β モード)

後述の(d)項の要因により格納容器機能喪失に至る。格納容器隔離の判定基準は「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格納容器外への漏えい経路が生じる場合をその規模に依らず格納容器隔離失敗とする。」であるため、機能喪失場所及び機能喪失規模によらず格納容器隔離失敗となる。

ロ 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)(g モード)

地震により、蒸気発生器が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至る。

ハ 原子炉格納容器損傷(座屈以外)(χ モード)

地震により、原子炉格納容器が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至る。

ニ 原子炉建屋損傷(χ モード)

地震により、原子炉建屋が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。また、原子炉建屋内の原子炉格納容器も従属的に損傷することで、直接格納容器機能喪失に至る。

(d) 格納容器隔離機能の失敗

格納容器の隔離機能を維持するために必要なSSCについて、地震時に特有な故障要素として以下が考えられる。

- ・格納容器バウンダリ、格納容器バウンダリに準ずる範囲及び格納容器バウンダリ外の漏えい経路を持つ可能性のある系統(格納容器再循環系統)のSSC(格納容器隔離弁、配管、貫通部等)の地震による構造損傷、原子炉格納容器のライナー部の損傷
- ・格納容器隔離時に作動要求される隔離弁の地震による機能損傷

c. 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル 2PRA の検討に加えて地震による影響を考慮し、PDS ごとに、緩和設備の動作状態及び SA 時の物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。地震出力運転時レベル 2PRA における格納容器イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル 2PRA で作成した格納容器イベントツリーに加えて、地震を起因として原子炉建屋、原子炉格納容器又は放射性物質の閉じ込め機能に関連する SSC が機能喪失し、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損開口部又は機器破損部から放射性物質が環境に放出される事故シナリオを考慮する。

(a) 事故シーケンスの特徴分析

イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象に対し、各PDSに対応させて、その発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析した結果を第3.1.3.3-54表に示す。

ロ 事故の緩和手段の分析

事故の緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射能雰囲気条件の下での運転操作可能性を検討する。

地震時の影響を考慮して、内部事象出力運転時レベル2PRAで期待する緩和手段の地震出力運転時レベル2PRAでの扱いについて検討した結果を第3.1.3.3-55表に示す。また、特重施設については、参考資料Ⅱに示す。

(b) 格納容器イベントツリーの構築

地震出力運転時レベル2PRAでは、地震出力運転時レベル1PRAのイベ

ントツリーに加えて、「ブリッジイベントツリー」、「格納容器イベントツリー」をリンクする手法を用いる。地震の評価におけるイベントツリーのリンクのイメージを含む地震出力運転時PRAにおけるシステム評価の流れを第3.1.3.3-39図に示す。

イ ブリッジイベントツリーの構築

内部事象出力運転時レベル2PRAで構築した格納容器イベントツリーを用いて、格納容器機能喪失の防止に必要な緩和設備の成功／失敗又は物理化学現象の発生を評価し、格納容器機能喪失の回避又は格納容器機能喪失を判定する。内部事象出力運転時レベル2PRAにて考慮している事故シナリオに加えて、地震出力運転時レベル2PRAで有意な事故シナリオに対してSA対策が考慮されるようにモデルを構築した。構築したブリッジイベントツリーの詳細を参考資料 I に示す。

ロ 格納容器イベントツリーの構築

格納容器イベントツリーは、炉心損傷後において格納容器機能喪失を防止するための緩和系の機能喪失確率及びCFFの評価を行うイベントツリーである。(a)項により、SA時の主要な物理化学現象、事故進展中に実施される事故の緩和手段及びその実施タイミングで整理し、これらの物理化学現象と事故の緩和手段を考慮して格納容器イベントツリーを構築した。特重施設を考慮した場合においても、設置変更許可申請書(特重施設)及び耐震評価の対象SSCの損傷時の影響を、特重施設の影響緩和系ごとに分類し、影響緩和系と関連する格納容器イベントツリーに対して、当該SSCの地震による損傷を考慮した。また、地震出力運転時レベル2PRAでの評価対象SSCへの地震の影響(地震によるSSC損傷)はフォールトツリーでモデル化する。

構築した格納容器イベントツリーを第3.1.3.3-40図に示す。特重施設を考

慮した格納容器イベントツリーを参考資料Ⅱに示す。

(c) 従属性のモデル化

イ 炉心損傷防止のための設備の利用

内部事象出力運転時レベル2PRAと同様に、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。また、第3.1.3.3-55表に示すとおり、地震時には、内部事象で考慮していた外部電源の復旧についても考慮しない。

ロ シビアアクシデント事象及び緩和手段の従属性

3.1.3.1(3)c.(c)ロに示すとおり内部事象出力運転時PRAと同様である。

d. 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、SA 時の物理化学現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めることを目的として、各 PDS を代表する事故進展解析を実施する。

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。内部事象出力運転時レベル 2PRA で選定した代表事故シーケンスの地震時での妥当性を確認するため、地震時の各 PDS の CDF のうち、上位 5 位までの事故シーケンスを抽出し、代表事故シーケンスの寄与割合を確認した。確認の結果、内部事象出力運転時レベル 2PRA において各 PDS に対して選定した代表事故シーケンスは、地震出力運転時レベル 2PRA の観点からも妥当であることを確認できたため、内部事象出力運転時レベル 2PRA において実施した事故進展解析の結果を地震出力運転時レベル 2PRA においても参照する。

なお、地震特有の PDS である G(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、

B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))は、物理化学現象に係るヘディングは考慮しておらず、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。

e. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDS ごとに、PDS の発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率から、CFR を算出する。

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

PDSごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定する。各ヘディングの分岐確率の設定の考え方は基本的に内部事象出力運転時レベル2PRAと同様であるが、水素燃焼(HP3)のヘディングについて変更を加えている。静的触媒式水素再結合装置は完全に独立した静的な機器であるため、内部事象出力運転時レベル2PRAでは静的触媒式水素再結合装置の機能喪失の確率は無視できるとして考慮していないが、地震出力運転時レベル2PRAでは静的触媒式水素再結合装置の構造損傷を考慮する。内部事象出力運転時レベル2PRAから変更した分岐確率の設定結果を参考資料 I に示す。その他、地震の影響については地震出力運転時レベル1PRAと同様の設定の考え方である。特重施設を考慮した場合については、参考資料 II に示す。

また、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率分布の設定の考え方は、建屋・機器フラジリティについては地震出力運転時レベル1PRAと同様である。その他、人的過誤に係る分布について地震の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様の設

定の考え方である。

(b) 格納容器機能喪失頻度の算出方法

加速度区分をm区分に分けた場合、加速度区分iで発生する n_i 種類の事故シーケンス j_i の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} は、加速度区分iの地震動発生頻度 f_i 、事故シーケンス j_i の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ 及び条件付き格納容器機能喪失確率 $CCFP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

$$CFF_{ij} = f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij}$$

全格納容器機能喪失頻度 CFF_t は、加速度区分iで発生する事故シーケンス j_i の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} を全ての加速度区分($i=1 \sim m$)で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CFF_t = \sum_{i=1}^m \left(\sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij} \right)$$

上記の手法で、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum

® PSAを使用して全CFFを算出する。

(c) 格納容器機能喪失頻度の解析

PDSごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFFを算出した。全CFFは 1.5×10^{-6} (/炉年)となり、全CDFの 2.1×10^{-6} (/炉年)と比較して微減し、条件付き格納容器機能喪失確率は0.71となった。格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

イ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失頻モード別の定量化を行い、CFFを算出した。格納容

器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.3-56表に示す。全CFFは 1.5×10^{-6} (／炉年)となり、格納容器機能喪失モードのうち、 β モード(格納容器隔離失敗)が 1.0×10^{-6} (／炉年) (寄与割合:68.5%)、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)が 3.6×10^{-7} (／炉年) (寄与割合:24.0%)であり支配的となった。地震特有の格納容器機能喪失モードである α モード(炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)は 7.4×10^{-8} (／炉年) (寄与割合:4.9%)となった。

ロ 放射性物質管理放出頻度及び格納容器健全性が維持される頻度

第3.1.3.3-56表より、放射性物質の管理放出が行われる ϕ モード(格納容器ベント)の発生頻度は、 1.2×10^{-7} (／炉年)である。また、 ϕ モード(格納容器健全)の発生頻度は炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される事故シーケンスの頻度を積算することによって算出し、その頻度は、 1.8×10^{-7} (／炉年)である。

f. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定された全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の発生頻度及び格納容器イベントツリー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る。

(a) 放出カテゴリの分類

格納容器イベントツリーで同定された全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する。分類の考え方は、基本的には内部事象出力運転時レベル2PRAと同様であるが、地震時に特有な事象も考慮する。

地震出力運転時レベル2PRAの放出カテゴリの分類では、内部事象出力

運転時レベル2PRAで分類された放出カテゴリに加えて、地震時に特有な放出カテゴリを考慮する。

地震時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第3.1.3.1-47表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえて、第3.1.3.3-40図に示すように、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。

(b) 放出カテゴリ別の発生頻度

放出カテゴリに分類した全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3.1.3.3-57表に示す。格納容器の状態は、格納容器隔離失敗の放出カテゴリ(F5)が 1.0×10^{-6} (／炉年) (寄与割合:57.2%)と最も高い。次いで、その他の放出カテゴリ(F3C)が 3.7×10^{-7} (／炉年) (寄与割合:20.2%)となった。

g. 特定重大事故等対処施設によるリスク低減効果の確認

(a) 特定重大事故等対処施設に係るリスク低減効果について

本評価では、内部事象出力運転時PRAと同様に、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器内注水に失敗した場合に特重施設に係る手順書に基づく緩和操作を実施した場合における地震出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。本評価結果と特重施設を考慮しない場合の評価結果を比較することにより、特重施設によるリスク低減効果を確認する。

イ 格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

特重施設を考慮した場合と特重施設を考慮しない場合の格納容器機能

喪失モード別のCFFを算出した比較結果を第3.1.3.3-58表に示す。

全CFFにおいては、特重施設を考慮しない場合の全CFFの 1.7×10^{-6} （／炉年）と比較し、特重施設に期待することで全CFFは 1.5×10^{-6} （／炉年）となり、約8%低減したことを確認した。

また、格納容器内注水（キャビティ水張り）に失敗するドライシーケンスのうち、格納容器内注水（キャビティ水張り）の失敗に伴って格納容器内自然対流冷却が出来ず、格納容器機能喪失に至る事故シナリオについては、特重施設によるスプレイを考慮した場合、DBA/SA対策設備とは独立した電源及び水源を用いた格納容器内注水（キャビティ水張り）に期待できるため、格納容器への注水に成功する可能性が上昇する。

したがって、特重施設を考慮することで格納容器機能喪失モード別のCFFのうち、 τ モード（格納容器過温破損）の発生頻度が 5.2×10^{-10} （／炉年）から 6.3×10^{-11} （／炉年）と約88%減少するとともに、デブリ冷却に成功する確率の上昇に伴い ε モード（ベースマット溶融貫通）の発生頻度が 9.7×10^{-9} （／炉年）から 2.9×10^{-9} （／炉年）と約70%減少する。

加えて、特重設備（フィルタベント）による格納容器内の減圧にも期待することから、特重施設によるベント成功時には、 τ モード（格納容器過温破損）及び δ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）の発生頻度が減少する。

ロ 放出カテゴリ別の発生頻度

特重施設を考慮した場合と特重施設を考慮しない場合の放出カテゴリ別の発生頻度の比較結果を第3.1.3.3-59表に示す。

その他の放出カテゴリ（F3C）については、特重施設に期待することで発生頻度が 5.0×10^{-7} （／炉年）から 3.7×10^{-7} （／炉年）と約26%減少した。これは、特重施設によるスプレイに期待したことによる ε モード（ベースマット

溶融貫通)の低減、特重設備(フィルタベント)を用いたCV内減圧に期待したことによるδモード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)及びεモード(格納容器過温破損)の発生頻度が低減したためである。

(b) 特定重大事故等対処施設の柔軟な活用を想定した感度解析

特重施設の重大事故等時における柔軟な活用によるリスク低減効果を把握することを目的として、内部事象出力運転時PRAと同様に、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の使用想定に限定せず、SA事象全般に対して特重施設を活用することによるリスク低減に期待した場合の地震出力運転時PRA上の影響について評価を実施する。

第3.1.3.3-60表にベースケースと感度解析ケースの格納容器機能喪失モード別のCFFを比較した結果を示す。感度解析ケースの全CFFは 1.3×10^{-6} (/炉年)となり、ベースケースの全CFFである 1.5×10^{-6} (/炉年)に対して、約13%低減した。したがって、特重施設の活用条件に柔軟性を持たせることで、全CFFを低減できることが確認できた。

これは、LUHS発生時において、大容量空冷式発電機の起動に成功することで常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに成功した後、移動式大容量ポンプ車の確立に失敗して海水を用いた格納容器再循環ユニットによる冷却が不可能となるシナリオ及び格納容器再循環ユニットの損傷に伴って格納容器内の長期的な除熱が不可能となるシナリオにおいて、特重設備(フィルタベント)に期待することで格納容器機能喪失を回避したためと考えられる。

また、φモード(格納容器健全)については 1.8×10^{-7} (/炉年)から 2.1×10^{-7} (/炉年)に増加している。これはDBA設備及びSA設備による格納容器内注水に失敗した場合においても、特重施設による格納容器内注水に期待することができ、その後の格納容器自然対流冷却に成功することで格納容器

の健全性を確保することが出来るようになったためである。

(6) ソースターム評価

a. 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全及び放射性物質管理放出の放出カテゴリについてはソースターム解析を実施し、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。なお、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」に着目した評価を実施した。

(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する。(5) f.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を以下に示す。

イ 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1-47表の①及び②)に分類されるPDSとしてはG(SGTR(起因))、V(インターフェイスシステムLOCA)及びS**/T**(TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいがFP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

ロ 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1-47表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ハ 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1-47表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ニ 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1-47表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ホ 外的格納容器破損の代表事故シーケンス

外的格納容器破損(第3.1.3.1-47表の④)に分類されるPDSはBである。本PDSは地震により原子炉建屋又は原子炉格納容器が破損する際に1次系の損傷が起こるものである。1次系の損傷としては、Excess LOCAに至る可能性があるが、放出挙動の観点からはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗と同様であるため、代表事故シーケンスとしてはAEDとする。

ヘ 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1-47表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

ト 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1-47表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、

放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレ
イ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原
子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプを用いた代
替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然
対流冷却に期待する。

チ 放射性物質管理放出の代表事故シーケンス

放射性物質管理放出(第3.1.3.1-47表の⑦)に分類されるPDSはAED、
SED、TEDとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断
LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスと
する。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失、原子
炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重畳
を考慮し、特重設備(ポンプ)によるスプレイ及び特重施設によるベントに期
待する。

(b) ソースタームの評価

3.1.3.1(4)a.(b)に示す。

(c) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

全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。また、
Cs-137放出量が100TBqを超える事故シーケンスの合計発生頻度を求める。

放出カテゴリの発生頻度とソースタームを対応させて結果をまとめたものを
第3.1.3.3-61表に示す。事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような
事故の発生頻度は 2.3×10^{-6} (/炉年)となった。

格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約19分の炉心溶
融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後78分のアニュラス

負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。また、放射性物質管理放出時の放出量評価結果について、事故発生後約19分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、特重設備(ポンプ)によるスプレイによって放出率は大きく低下しており、フィルタベントによるFPの除去とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

第3.1.3.3-1表 地震出力運転時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源

	PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・内部事象出力運転時PRA で使用した設計図書(原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等) ・全体機器配置図、換気空調設備図、構内配置図、耐震計算書、プラントウォークダウン ・国内の震害事例(柏崎刈羽原子力発電所の震害情報、阪神淡路大震災の情報等) ・国外の震害事例(NUREG-1742の米国個別プラント外部事象評価(IPEEE)等) 	
2	確率論的地震ハザード評価	対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮した震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝ばモデルの設定に係わる地震動伝ば特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・文献調査結果 ・地質調査結果 ・気象庁地震カタログ 	
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画認可申請書、耐震バックチェック報告書、ストレステスト1次報告書、JEAG、JNES加振試験報告書、JSME等 	
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と起因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉設置許可申請書
		b)事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系等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 	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源
		c)システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d)事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	
		e)格納容器健全性に関する評価	原子炉格納容器の隔離機能に関する情報	

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
① 本震による炉心損傷事故に直接的に繋がりを有する事故シナリオ		
安全機能に従属するSSCの損傷による炉心損傷への影響	・地震出力運転時PRAにて評価する。	地震出力運転時PRAで考慮
② 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりを有する事故シナリオ		
②-1 安全機能を有するSSC以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器ポークレーンはSs地震動に対して落下防止装置を有する。 ・万一落下防止装置が破損しても、リングガータの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 ・仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。 	工学的判断により除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・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では、Sクラスの機器は、B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないことを要求しており、耐震設計で考慮されている。 ・プラントウォークダウンによりSクラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	工学的判断により除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・タービンミサイルの影響は原子炉設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も原子炉格納容器を貫通しないことを確認している。 	工学的判断により除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-2 安全機能SSC以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒等の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・PWRの排気筒は原子炉格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。 	工学的判断により除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・川内2号機は平地に設置されている。また、川内2号機の周辺に存在する斜面は、川内2号機から十分な離間距離を有しており、斜面崩壊を考慮しても影響はないことを確認している。 	工学的判断により除外
基礎地盤崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基礎地盤の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋・機器の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。 	工学的判断により除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・地震出力運転時PRAでは外部電源の脆弱性は、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・安全上重要な設備の冷却用水源(海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水タンク、復水タンク)の脆弱性については地震出力運転時PRAで考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング (3/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-3 運転員操作の阻害による波及的影響		
地震前(設計、製作、組立、検査等)のミス	<ul style="list-style-type: none"> 設計、製作、組立、検査等のミスは、設計、据付段階における品質管理プログラムでの適正管理及び工事認可申請等で確認されている。 万一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備の全てに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震出力運転時PRAでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。 	工学的判断により除外
地震時、地震後の人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> 地震により原子炉はトリップされ、プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり運転員の操作は可能である。 地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても、地震出力運転時PRAで期待する運転員による緩和操作は可能である。 地震発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した人的過誤確率を考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
変圧器等の碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> 非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作(DGの起動等)は、運転基準(手順書)に従い、中央制御室近傍で操作可能であり、当該操作の失敗も考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
構内通行支障、要員への影響	<ul style="list-style-type: none"> 地震後のプラントの安全停止のための運転員操作は、中央制御室近傍で操作可能であり、構内通行支障による影響はない。 地震による現場へのアクセス性の低下、心理的ストレス、機能が損なわれることによる判断・操作への阻害影響を考慮した現場操作の人的過誤確率を設定した。 	地震出力運転時PRAで考慮
二次部材の損傷などの従業員への影響	<ul style="list-style-type: none"> 一部は人的過誤確率に包絡しており、その他の影響はプラントウォークダウンにて影響がないことを確認している。 	除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング (4/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
③ 余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。 ・本震後、原子炉はトリップされ、運転基準(手順書)に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 ・地震PRA学会標準では余震の評価手法が例示されているが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。 	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震と想定する。
④ 経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・予防保全で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。 	工学的判断により除外
⑤ 複数基が立地するサイトにかかわる事故シナリオ		
ユニット間の相互依存関係を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・本評価では単一ユニットの評価のため、評価対象外としている。 	除外
⑥ 緊急時対策所における緊急時の復旧対応に係る事故シナリオ		
劣悪な環境等によって緊急時対策所の機能が低下することによる炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・技術的助言等はサイト外からでも可能であり、緊急時対策所の機能喪失により、ただちに炉心損傷に至ることはない判断し、モデル化対象外とした。 	除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング (5/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
⑦ シビアアクシデント対策を考慮すべき事故シナリオ		
地震に起因して炉心損傷に繋がる可能性のある事故シナリオに対するシビアアクシデント対策の考慮	・整備されているシビアアクシデント対策による事象の影響緩和を考慮し、地震出力運転時PRAにて定量化を行う。	地震出力運転時PRAで考慮
⑧ 地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状影響		
地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状において、地盤変位量から建屋間（建屋内も含む）にまたがる安全系のSSCへの影響	・断層のある場所を避けて設置されているため、定量化の対象外とした。	対象外
⑨ 地震起因における火災、溢水、津波に係る事故シナリオ		
地震起因によって火災、溢水、津波が引き起こされ炉心損傷に繋がる可能性のあるような事故シナリオ	・本評価では、地震随件事象は評価対象外としている。	対象外

第3.1.3.3-3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/2)

事故シナリオ	分析	スクリーニング	結果*
地震動による原子炉格納容器本体の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって原子炉格納容器本体が損傷すると、炉心損傷で発生した放射性物質が原子炉格納容器から環境へ直接放出される可能性がある。また、原子炉格納容器本体が含まれている原子炉建屋の損傷によって、従属的に原子炉格納容器本体が損傷することが考えられる。 なお、地震動によって原子炉格納容器本体が損傷すると、従属的に原子炉格納容器本体によって支持されている格納容器ポークレーン、格納容器スプレイリング等の支持機能が喪失することが考えられる。 	<p>原子炉建屋の損傷及び原子炉格納容器本体の損傷(座屈以外)は地震出力運転時レベルIPRAにおいて考慮した。原子炉格納容器本体の損傷(座屈)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮した。</p>	○
地震動による格納容器耐力の低下	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷時には水蒸気及び非凝縮性ガスが発生して原子炉格納容器内に蓄積し、原子炉格納容器内圧が上昇し、原子炉格納容器の耐力に到達した時点から原子炉格納容器内の放射性物質が環境に放出される可能性がある。 地震動によって原子炉格納容器の耐力が低下する場合には、原子炉格納容器が過圧破損する時期が早まることが考えられる。また、水素燃焼等の原子炉格納容器内圧が上昇するエナジェティック現象等に対して、格納容器破損に至る確率が高くなることが考えられる。 	<p>地震荷重を受けた原子炉格納容器の耐力は、材料が破損に至らない限りその後の圧力荷重に対しても同様の耐力機能を有すると考えられる。</p>	×

*:○:地震出力運転時PRAで考慮する、×:除外可能

第3.1.3.3-3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/2)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング	結 果 [*]
地震動による格納容器隔離の失敗	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、格納容器隔離機能に係る設備(機器搬入口、コアロック、格納容器貫通部(配管貫通部、電線貫通部)、貫通配管など)の破損又は格納容器隔離弁の閉止ができなくなると、炉心損傷で発生した放射性物質が原子炉格納容器から環境へ放出される可能性がある。 なお、放出される経路によっては格納容器雰囲気中から放射性物質が放出される場合や、1次系から環境へ直接放出される格納容器バイパスとなる場合もある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p> <p>なお、原子炉格納容器本体の損傷(座屈)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮した。</p>	○
地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、原子炉格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、格納容器圧力抑制機能が喪失し、原子炉格納容器が過圧で破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動による原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に係る機器及び原子炉格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉格納容器が過圧等で破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動による放射性物質抑制機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、原子炉格納容器内の冷却に係る機器、作業環境維持(被ばく防止)に係る機器が損傷すると、放射性物質抑制機能が喪失し、緩和操作の失敗等により原子炉格納容器が過圧等で破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動によるその他の緩和手段の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、1次系の減圧、水素濃度制御に係る機器が損傷すると、必ずしも格納容器機能喪失に至るものではないが、格納容器機能喪失に至る可能性が高くなる場合がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○

*: ○:地震出力運転時PRAで考慮する、×:除外可能

第3.1.3.3-4表 主な活断層の震源モデルの諸元

断層名	ケース	長さ(km)	M(松田式)	Xeq(km)	
市来断層帯 市来区間	基本ケース	24.9	7.2	15.9	
	傾斜角(60度)考慮	24.9	7.2	19.2	
	五反田川断層	18.6	6.9	21.4	
甕断層帯甕区間	基本ケース	40.9	7.5	22.1	
	傾斜角(60度)考慮	40.9	7.5	22.6	
	断層の拡がり考慮	43.0	7.6	21.9	
	F-AとF-B各々活動	F-A断層	18.3	6.9	23.6
		F-B断層	14.9	6.8	39.3
市来断層帯 甕海峡中央区間	基本ケース	38.5	7.5	24.0	
	傾斜角(60度)考慮	38.5	7.5	24.7	
	F-C断層	16.1	6.8	40.1	

第3.1.3.3-5表 その他の活断層の諸元

番号	断層名	長さ(km)	M	Δ(km)	Xcq(km)	活動度 ^{*1}	平均活動間隔 ^{*2}	最新活動時期	確率分布
1	出水断層系	23	7.1	35.5	39.5	—	約8000年	平均4850年	BPT分布
2	水俣断層群 笠山周辺断層群	31.8	7.3	33.7	39.8	C	—	—	ボアソン分布
3	長島断層群 長島西断層	20	7	33.8	37.3	C	—	—	
4	辻の墓	12.3	6.6	28.8	30.7	(B)	—	—	
5	泊野リアメント	3.4	5.7	20.4	20.9	(C)	—	—	
6	紫尾山南リアメント	6.8	6.2	21.4	22.6	(C)	—	—	
7	飯断層帯吹上浜西方沖	20.2	7	29.7	33.6	(B)	—	—	
8	F-E	9.1	6.4	22.3	24	(B)	—	—	
9	F-F	18	6.9	26.6	30.2	(B)	—	—	
10	布田川一日奈久断層帯	92.7	8.1	92	104	B	—	—	
11	大吉盆地南縁	21.8	7.1	79.1	81.1	—	約8000年以上	平均5250年	
12	緑川断層系	33.6	7.4	115.4	117.8	—	51000年 (5.4×10^{10})	—	ボアソン分布
13	領島南側海城	38	7.5	75.94	80.4	B	—	—	
14	男女海盆海城	51.1	7.7	105.8	110.6	B	—	—	
15	領島西側海城	62.5	7.8	62.8	72.1	B	—	—	
16	雲仙地溝帯	38	7.5	94.23	97.8	B	—	—	
17	鶴木場	11	6.8	92.04	92.6	—	63000年 (1.908×10^{10})	—	
18	国見岳断層帯	13	6.8	93.16	93.9	—	6300年 (1.908×10^{10})	—	
19	新深田	2	5.3	78.57	78.6	C(5.0×10^{10})	—	—	
20	高原三軒ノ追	5	6	76.95	77.2	C(1.0×10^{10})	—	—	
21	大島子	3	5.6	71.08	71.2	C(3.0×10^{10})	—	—	
22	井手河内	4	5.8	72.16	72.3	(C)	—	—	
23	上蔵田	3	5.6	98.27	98.4	(C)	—	—	
24	金流三	2	5.3	62.65	62.7	(C)	—	—	
25	上場	3.8	5.8	40.62	40.9	C(5.0×10^{10})	—	—	
26	崎森	7	6.2	49.49	50	(C)	—	—	
27	鹿児島湾東縁断層帯	17	6.9	61.15	62.8	—	5800年 (2.380×10^{10})	—	
28	松浦	1.6	5.2	51	51.1	(C)	—	—	
29	鹿児島湾西縁断層帯	16	6.9	45.1	47	—	63000年 (2.191×10^{10})	—	
30	高千穂峰断層系	2.5	5.5	69.66	69.8	B	—	—	
31	〃	2.5	5.5	69.58	69.7	B	—	—	
32	稲葉崎断層系	1.2	5	52.59	52.6	(C)	—	—	
33	〃	2.5	5.5	52.86	52.5	(C)	—	—	
34	〃	3	5.6	52.75	52.9	(C)	—	—	
35	〃	3	5.6	53.17	53.3	(C)	—	—	
36	〃	3	5.6	53.49	53.7	(C)	—	—	
37	忽林嶽断層系	3	5.6	41.23	41.4	(C)	—	—	
38	市来断層系	4	5.8	22.61	23.2	(C)	—	—	
39	〃	5	6	22.24	23.1	(C)	—	—	
40	〃	1.5	5.1	22.89	23	(C)	—	—	
41	市来断層系	2	5.3	23.8	24	(C)	—	—	
42	〃	3	5.6	23.89	24.3	(C)	—	—	
43	池田湖西断層帯	10	6.8	74.48	75	—	1500年 (8.015×10^{10})	—	
44	清見岳東方	1.4	5.1	76.61	76.7	(C)	—	—	
45	新永吉一松ヶ窪	4	5.8	76.55	76.7	(C)	—	—	
46	鹿児島湾海城	4.7	6	79.85	80.1	(B)	—	—	
47	〃	7.8	6.3	85.34	85.7	(B)	—	—	
48	長崎海脚断層	86.4	8.1	80.2	93.6	(B)	—	—	
49	海城	7	6.3	58.97	59.5	(B)	—	—	
50	〃	14	6.8	86.4	87.4	(B)	—	—	
51	〃	22	7.1	109.1	110.6	(B)	—	—	
52	〃	11	6.6	55.89	56.9	(B)	—	—	
53	男女海盆北方断層	50.1	7.7	103.1	108	(B)	—	—	
54	領島北方断層	28.1	7.2	34	39	(B)	—	—	

*1) 活動度：(B)(C)は、海城B級、陸域C級とする。活動度に応じて、奥村・石川による平均変位速度(A: 2.4×10^{-3} m/年, B: 2.5×10^{-4} m/年, C: 4.7×10^{-5} m/年)を設定する。活動度に()内の数値が付記される場合は、当該平均変位速度を用いる。

*2) 平均活動間隔：()内の数値は、平均変位速度である。

第3.1.3.3-6表 各領域の諸元

萩原(1991)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度* (回/年)	震源深さ
J	5.0	7.1 6.8 6.6	1.00	0.88 (1.32E-05)	深さ2～15kmの一様分布
N	5.0	6.9	1.10	0.33 (1.98E-05)	
O	5.0	6.6	0.97	0.28 (0.975E-05)	

*:年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

垣見ほか(2003)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度* (回/年)	震源深さ
11B1	5.0	6.8	0.97	0.37 (1.13E-05)	深さ2～15kmの一様分布
11C1	5.0	7.1 6.8 6.6	0.90	0.24 (1.08E-05)	
11X0	5.0	6.9	1.14	0.33 (1.53E-05)	
11X1	5.0	6.6	1.01	0.33 (0.782E-05)	

*:年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

第3.1.3.3-7表 考慮した不確かさ

	認識論的不確かさ	偶然的不確かさ
特定震源モデル	<p>基準地震動の策定で考慮した不確かさ等を考慮</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 断層長さ及び震源断層の拡がり ・ 断層傾斜角 ・ 当社調査結果に基づく断層長さ ・ 地震発生頻度 (断層帯帯域区間による地震) 	—
領域震源モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最大地震規模 ・ 領域区分モデルの選択 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 領域内でG-R式に従う地震発生の仮定(地震規模の確率密度を考慮) ・ 領域内で一様な地震発生の仮定(距離の確率密度を考慮)
地震動伝播モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震観測記録の補正の有無 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 距離減衰式のばらつき