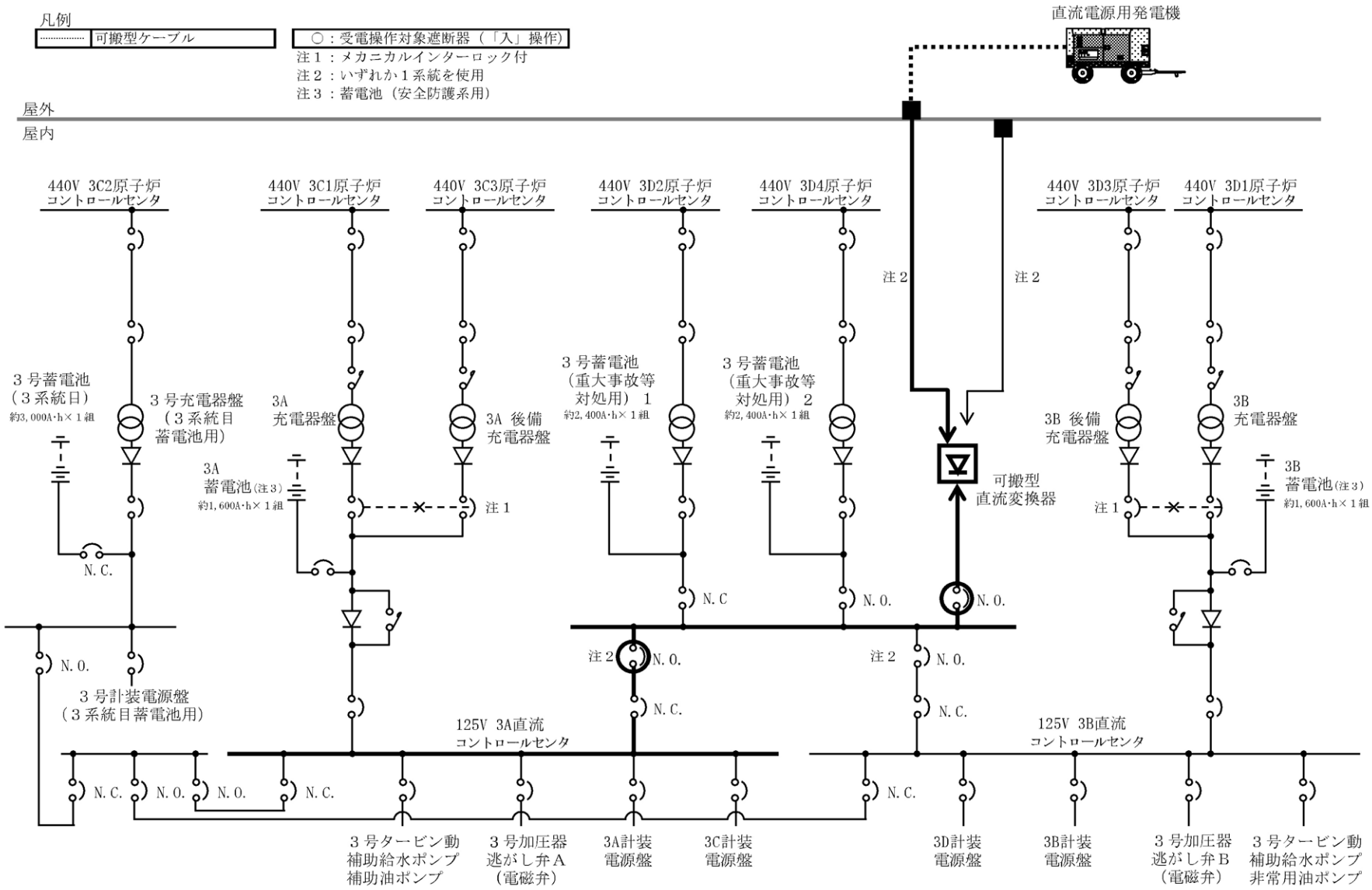
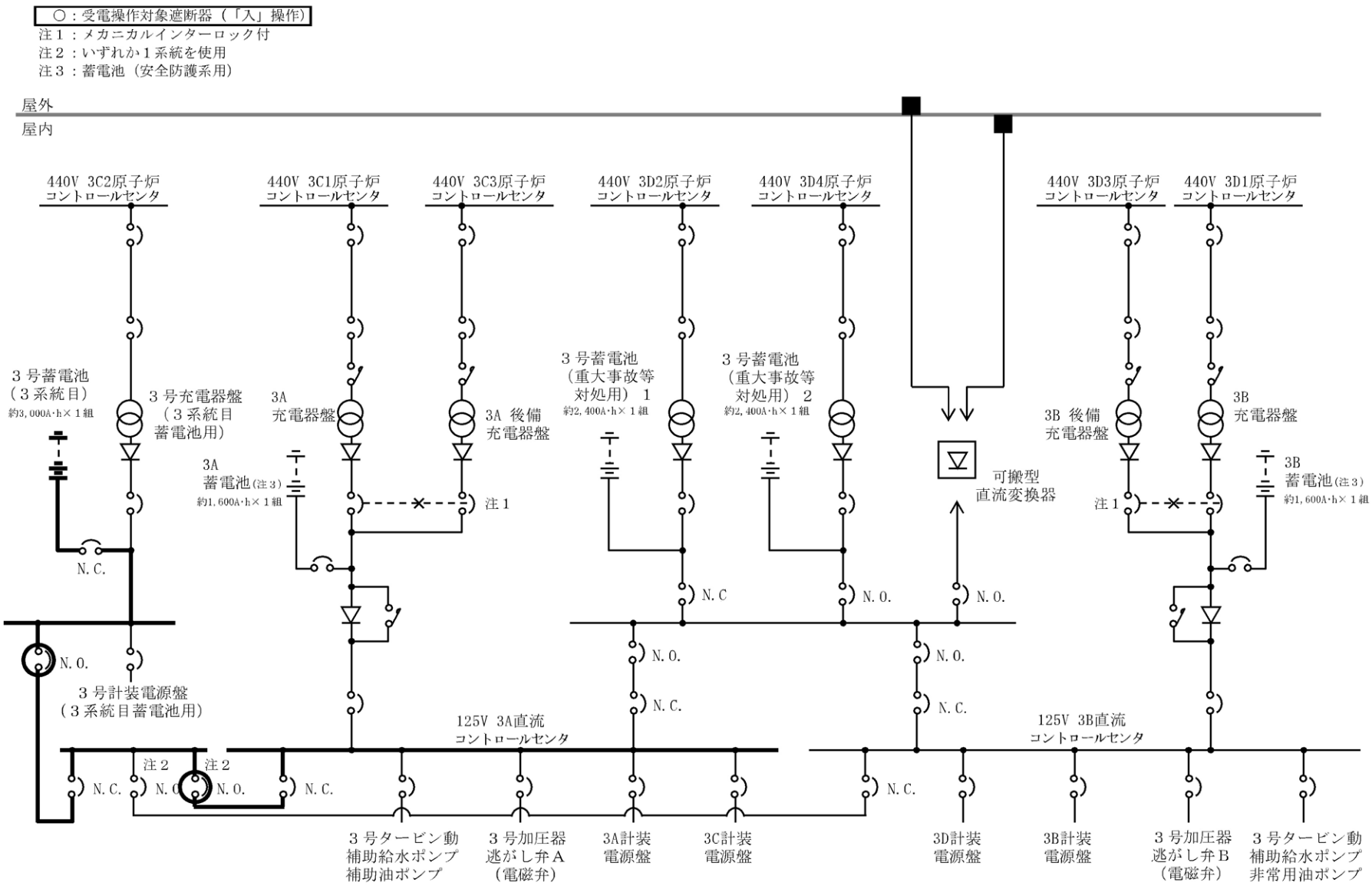
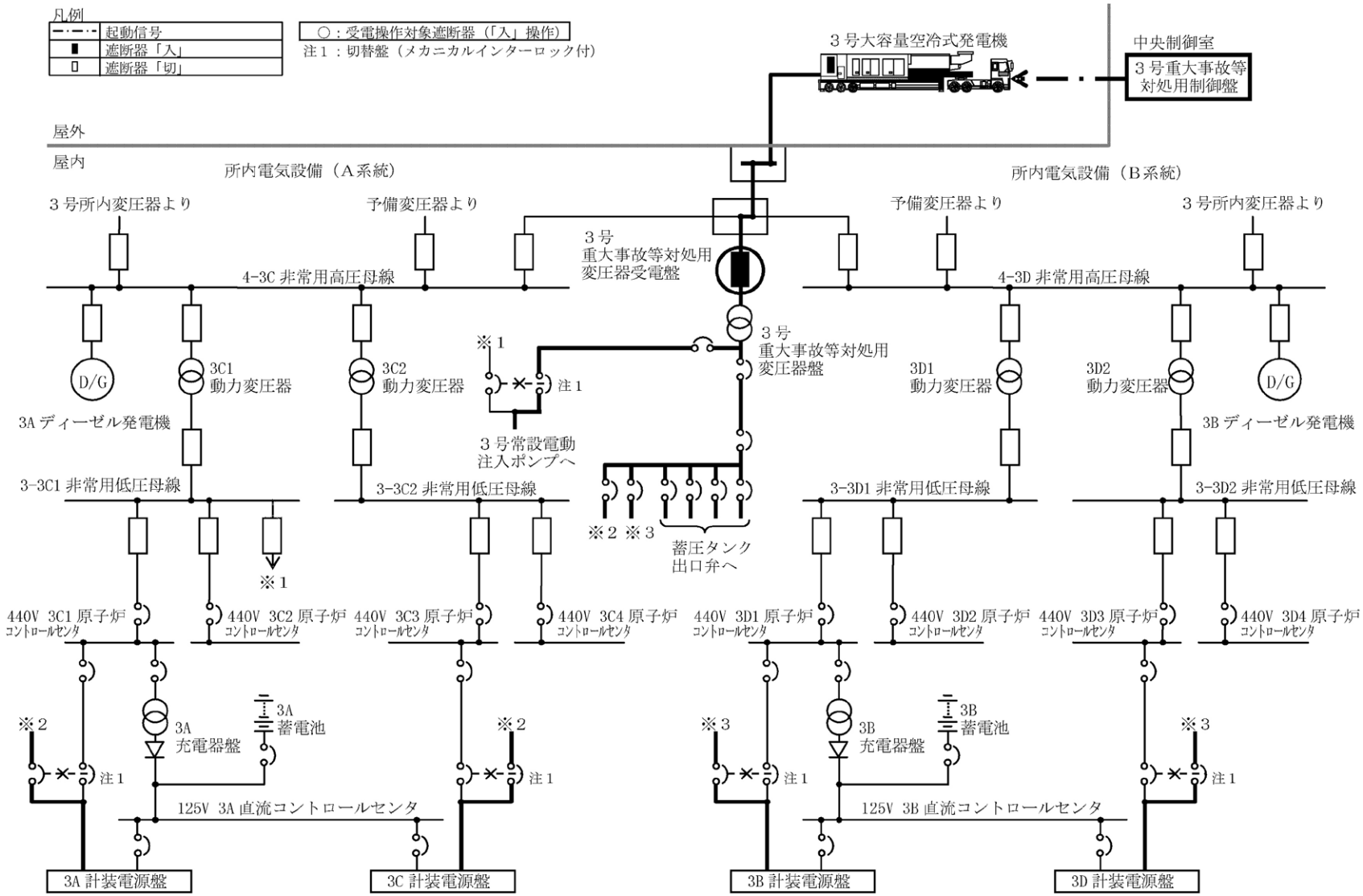


第10.2.9図　代替電源設備　概略系統図（9）

（直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電）

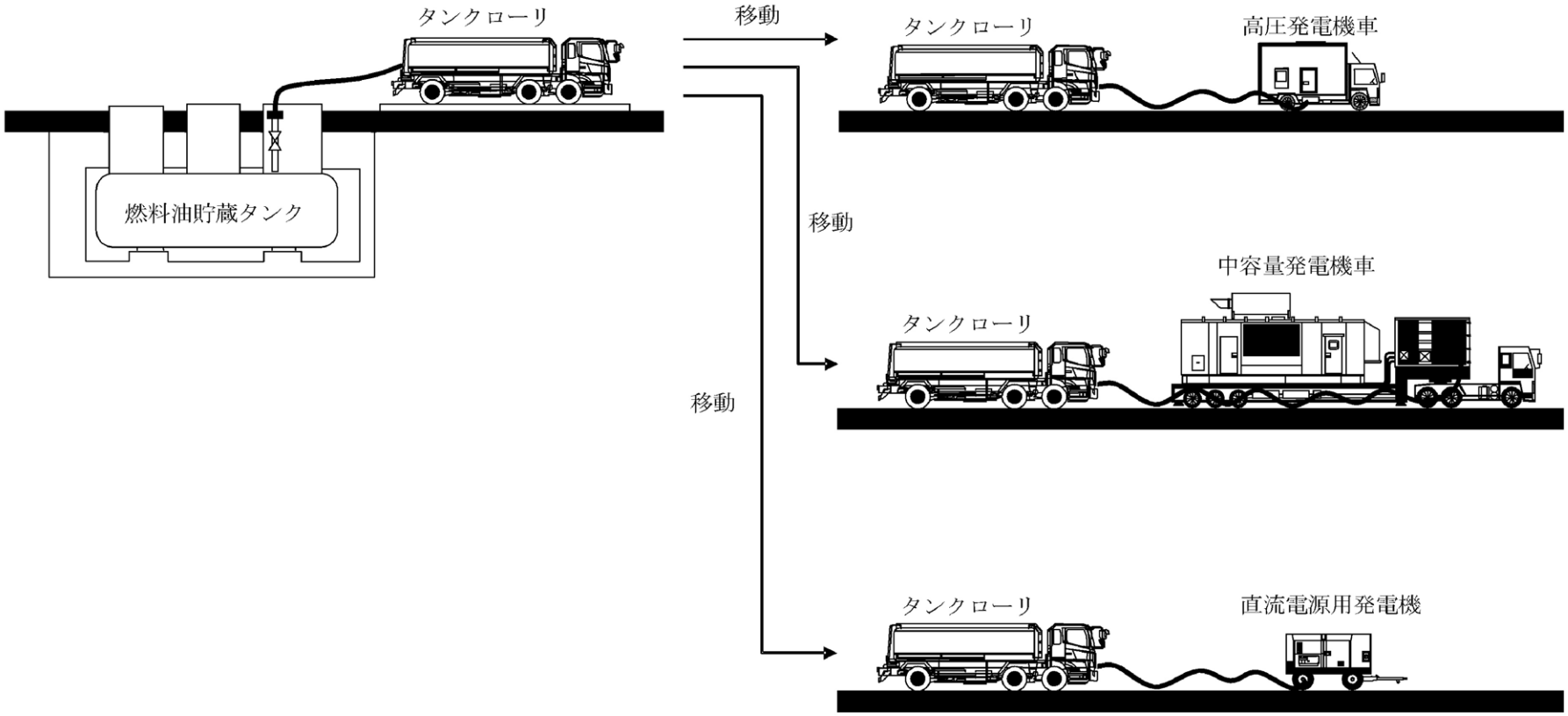


第 10.2.10 図　　代替電源設備　概略系統図（10）
（蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電）



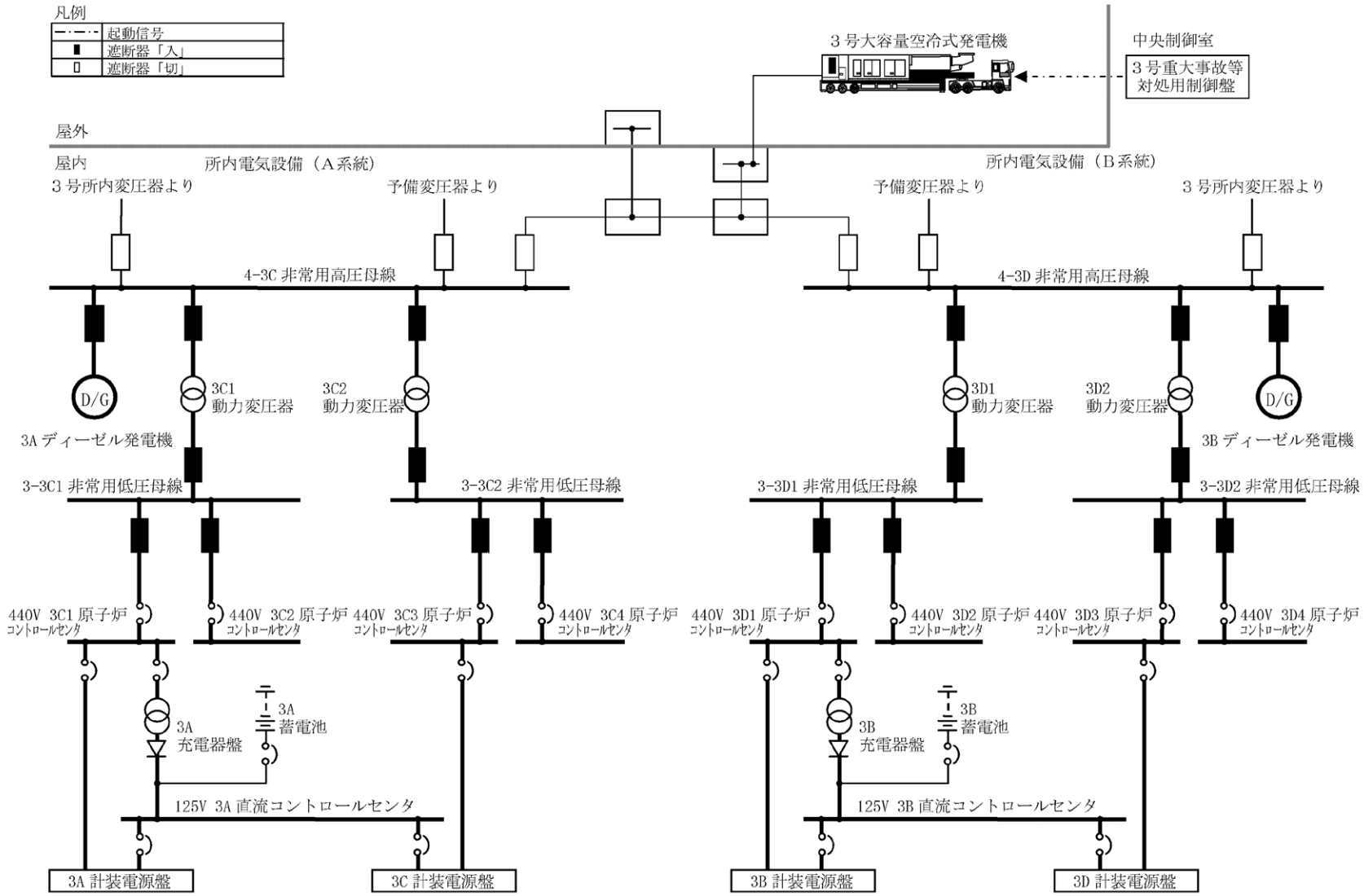
第10.2.11図　代替電源設備　概略系統図（11）

（代替所内電気設備による給電）

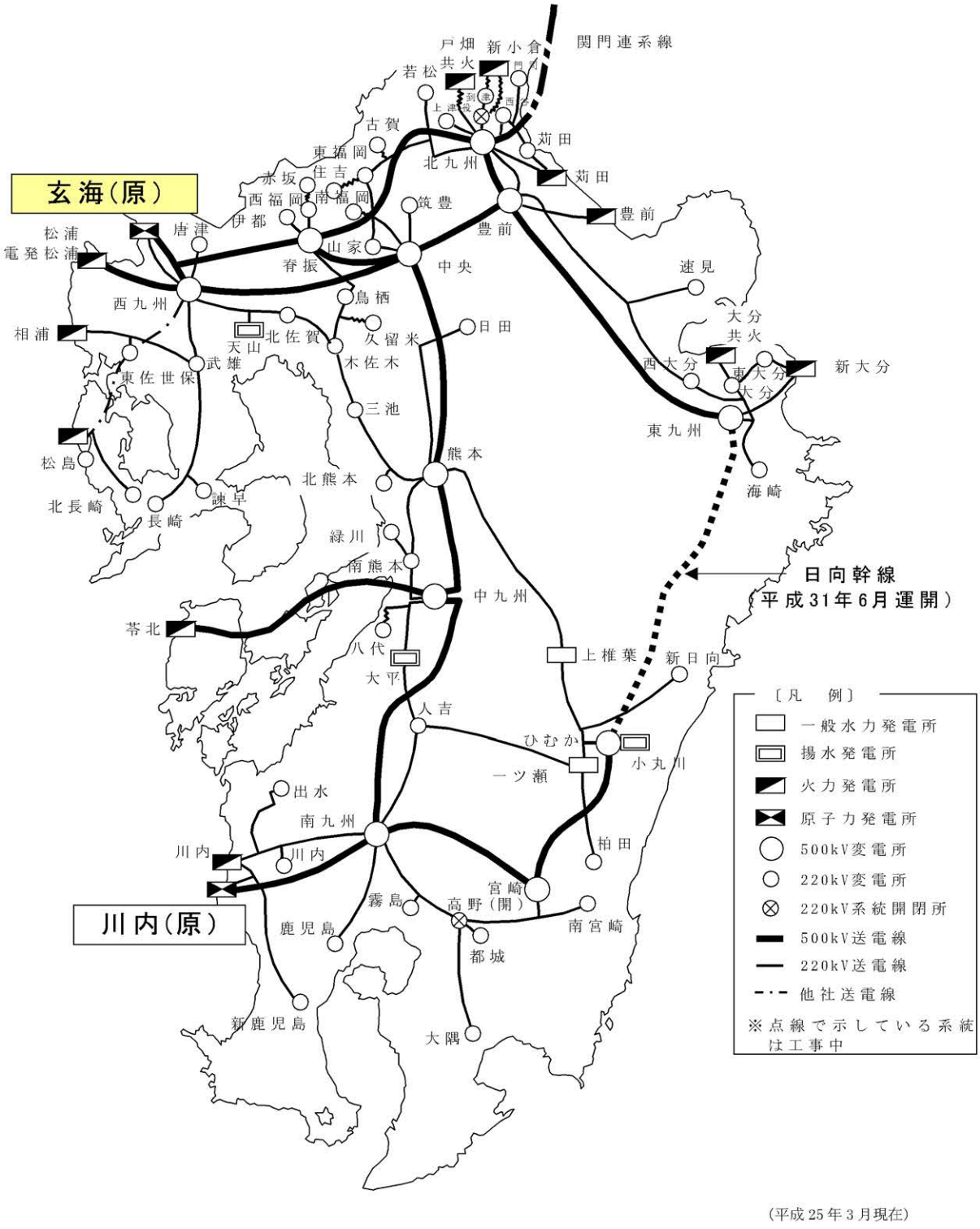


※可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車、水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの発電機及び代替緊急時対策所用発電機も同様に補給する。

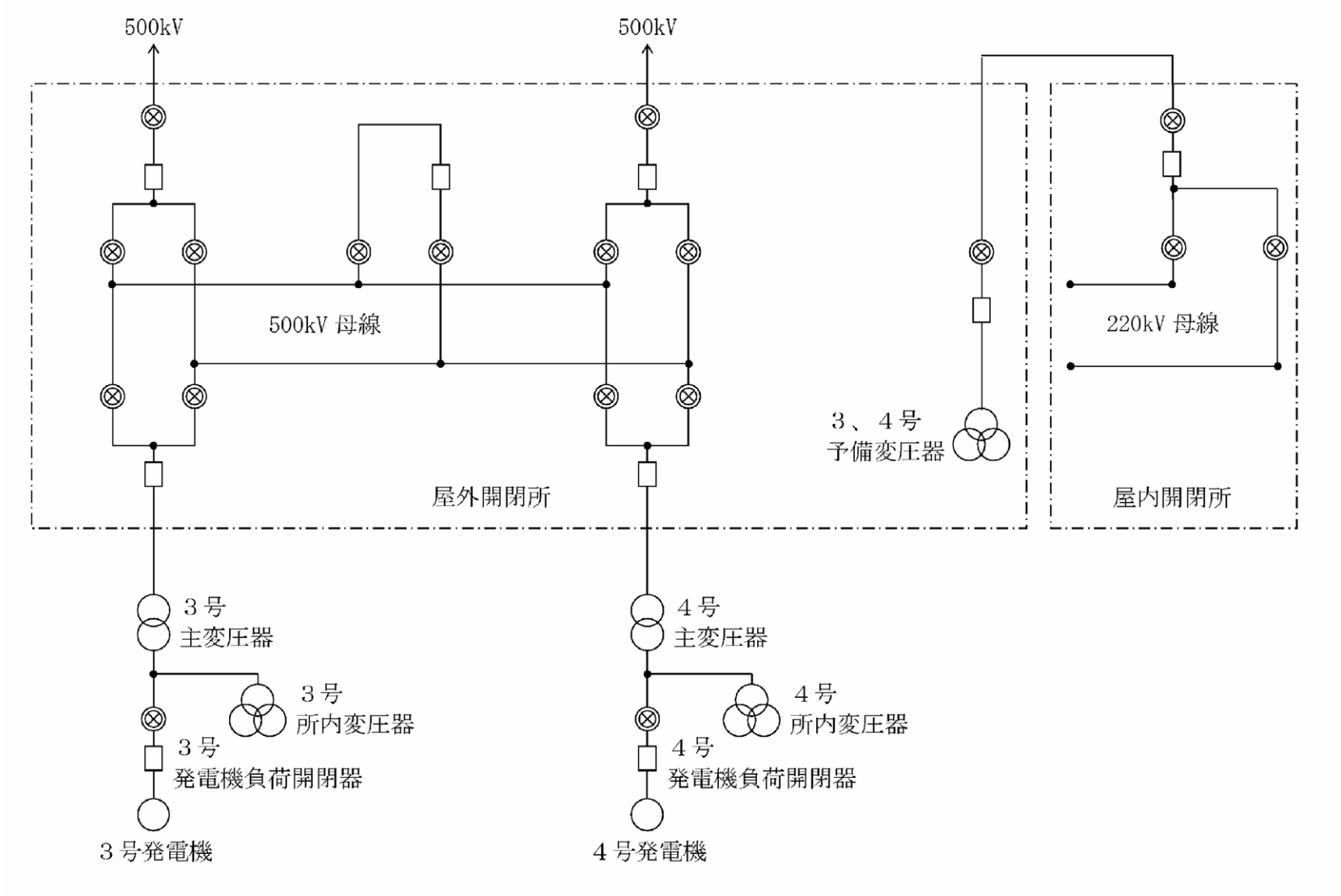
第 10.2.12 図　　代替電源設備　概略系統図（12）
（発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電、燃料補給）



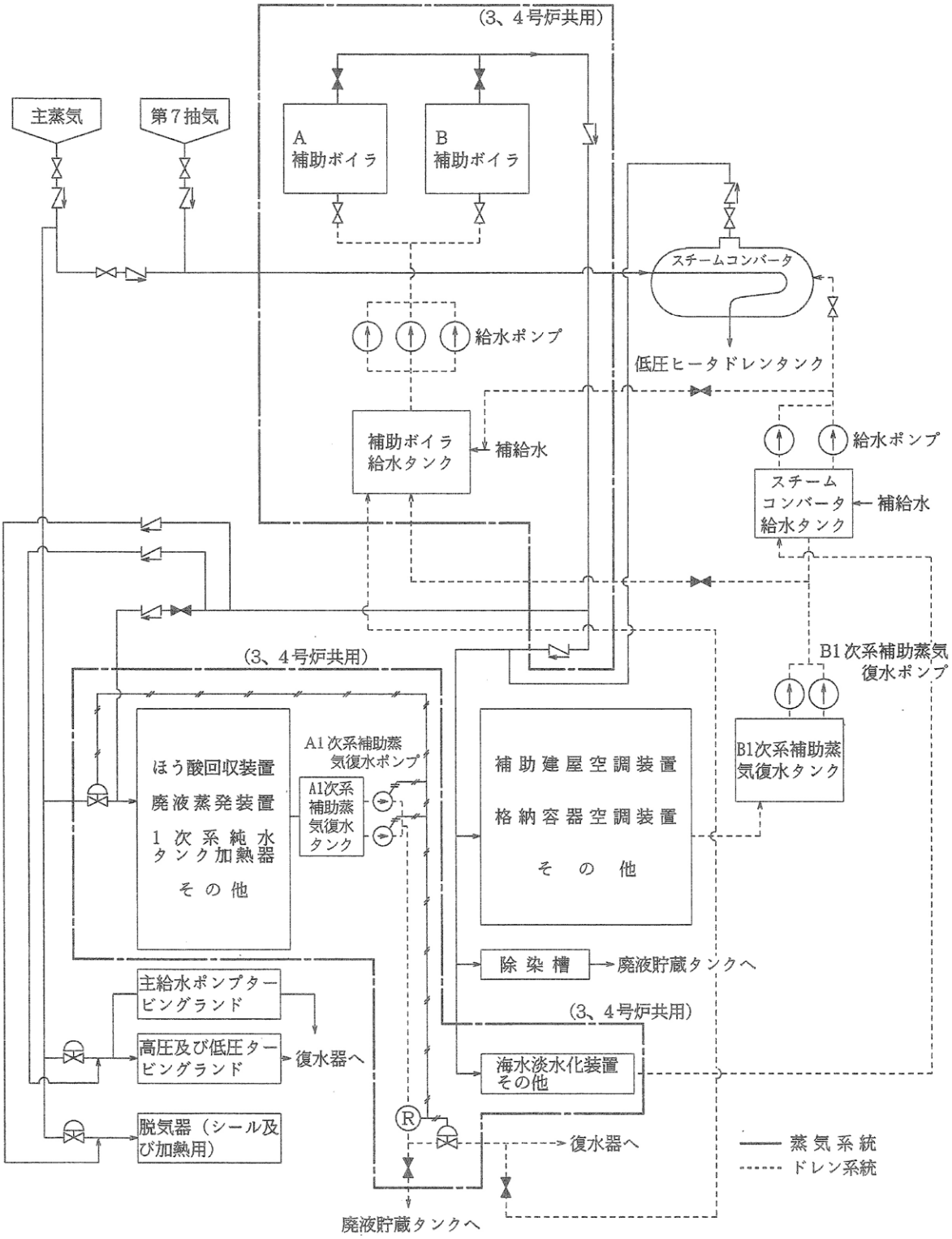
第 10.2.13 図　　代替電源設備　概略系統図（13）
（ディーゼル発電機による給電）



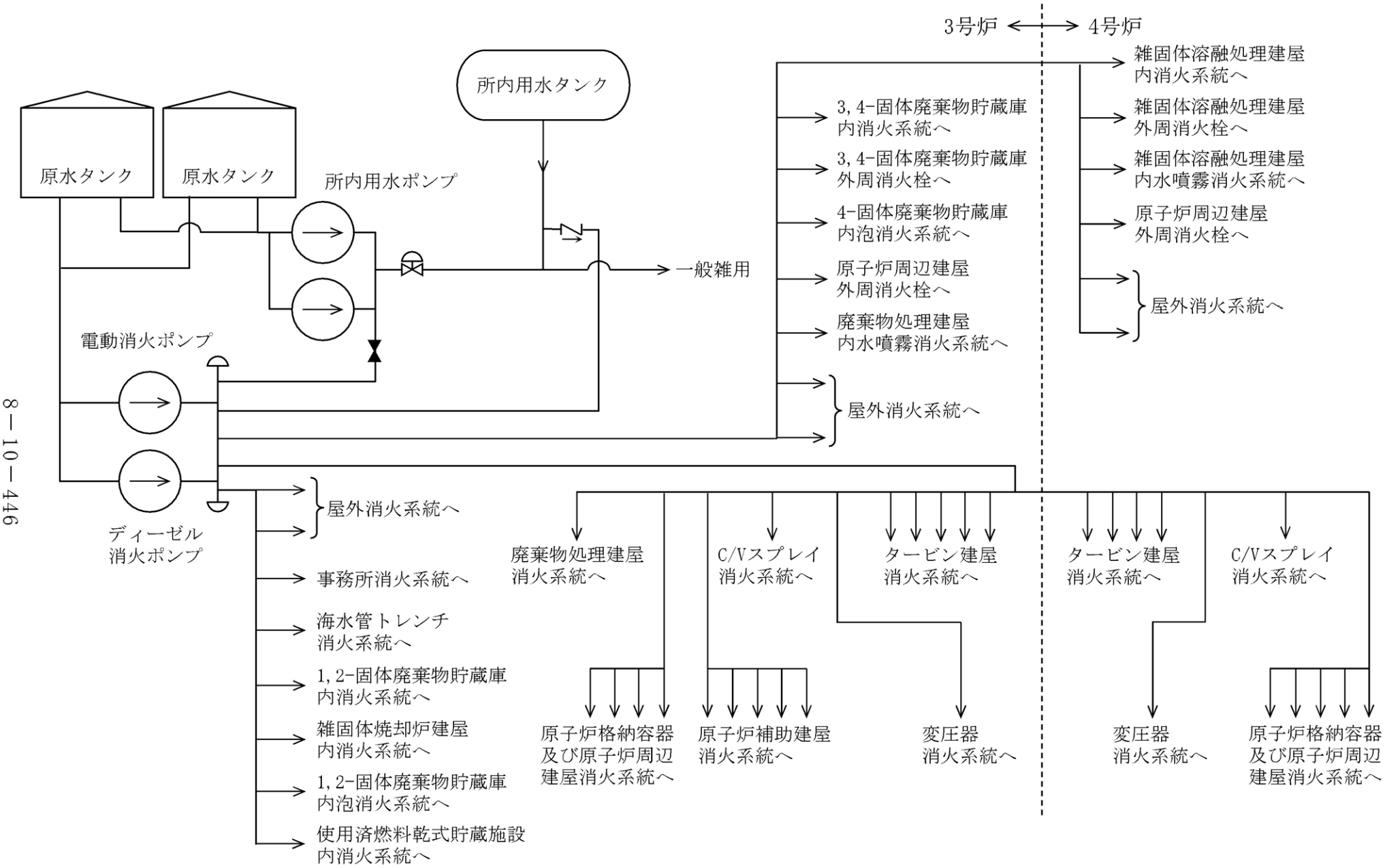
第 10.3.1 図　送電系統図



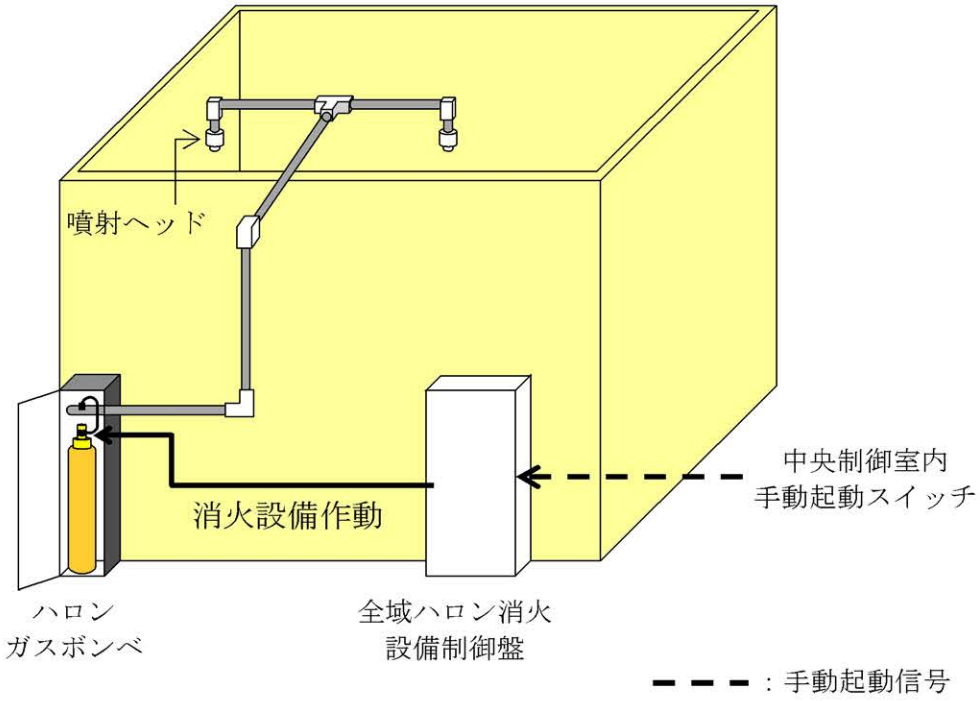
第 10.3.2 図　開閉所単線結線図



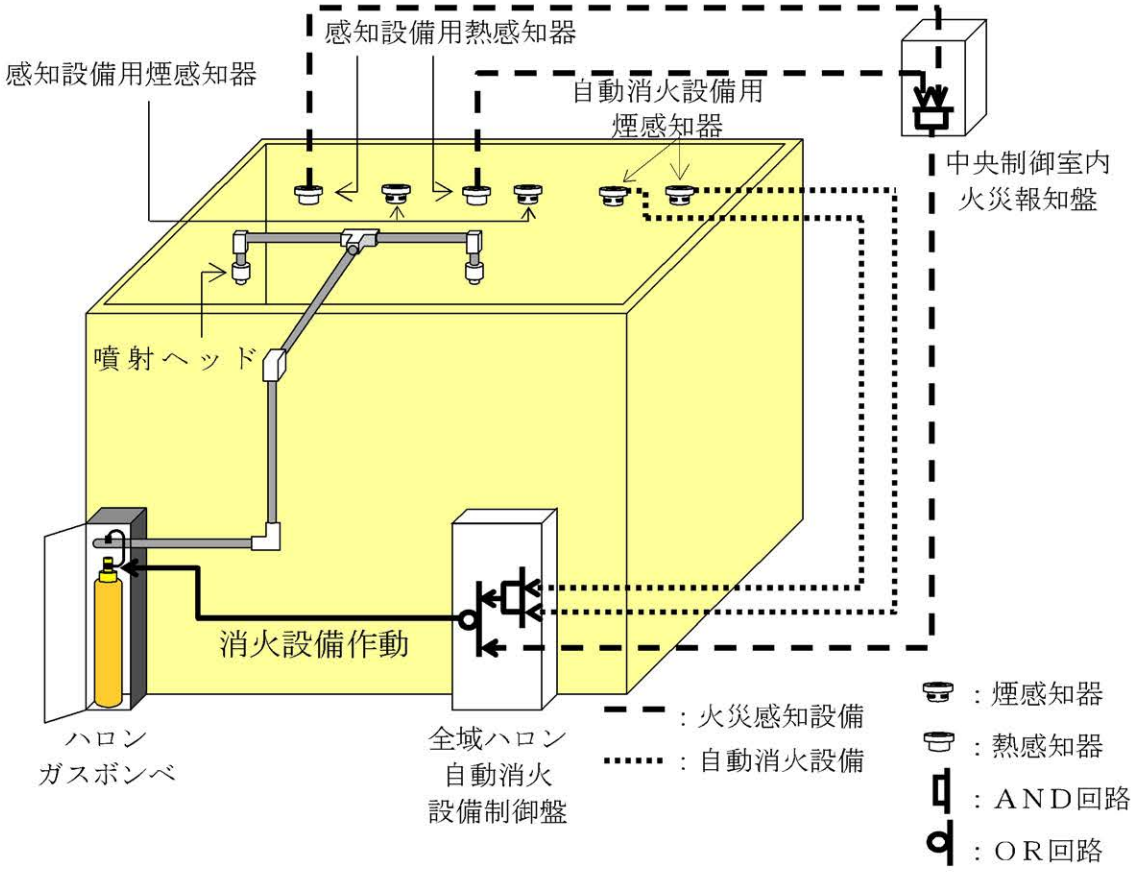
第 10.4.1 図　補助蒸気設備系統説明図



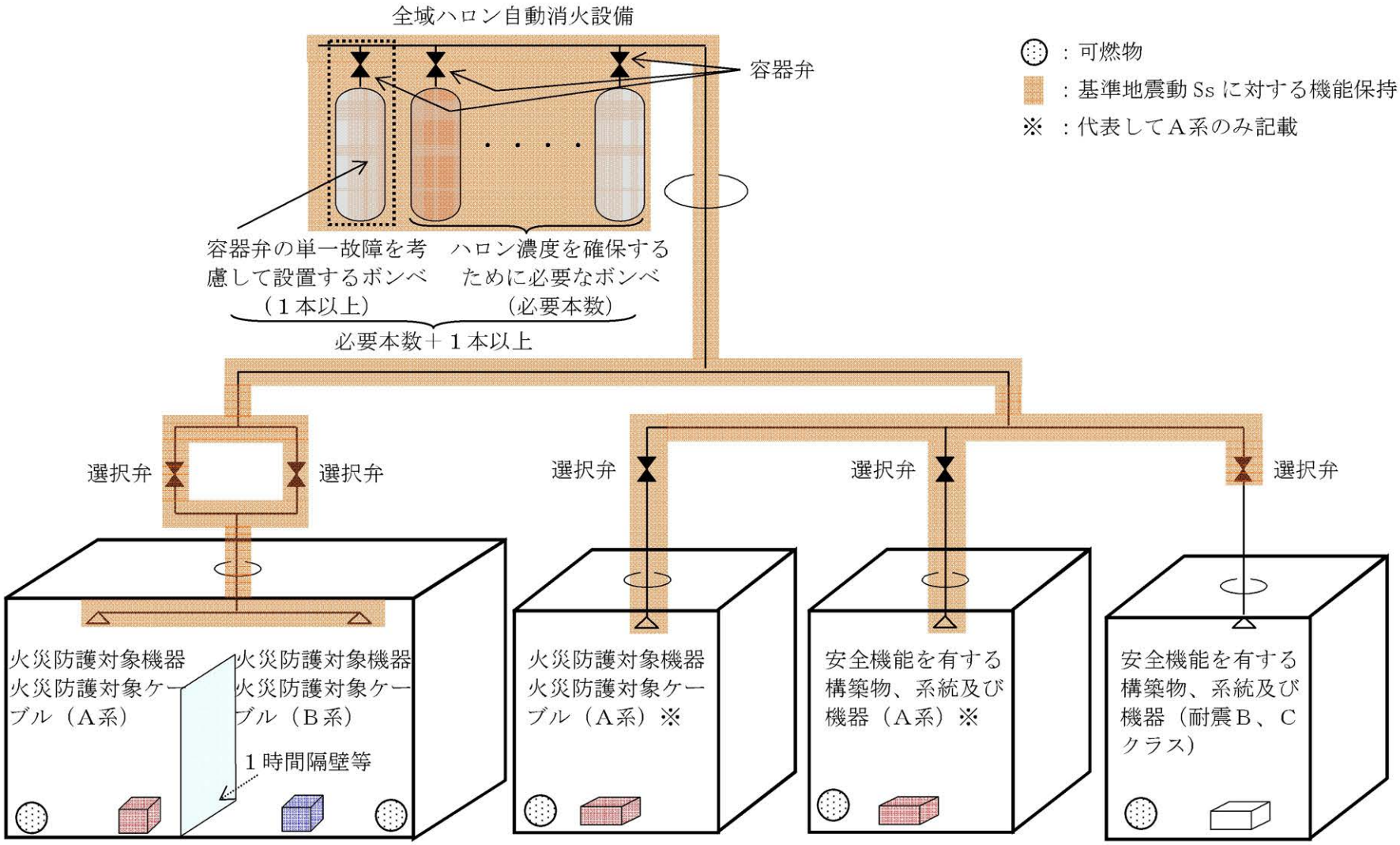
第 10.5.1 図　水消火設備系統説明図



第 10.5.2 図　全域ハロン消火設備概要図

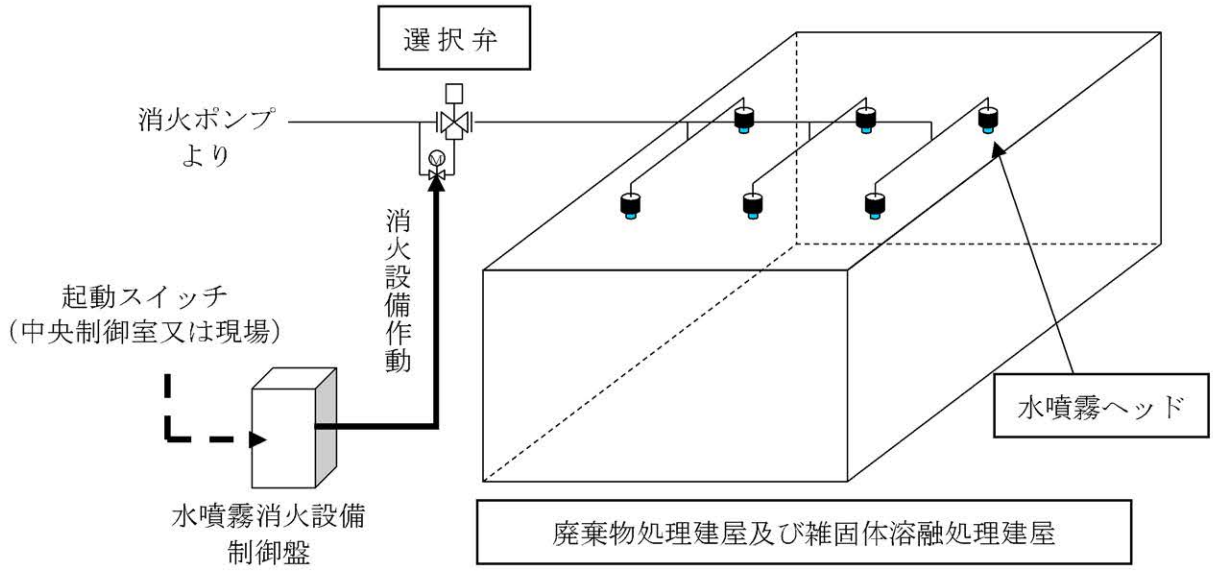


第 10.5.3 図　全域ハロン自動消火設備概要図

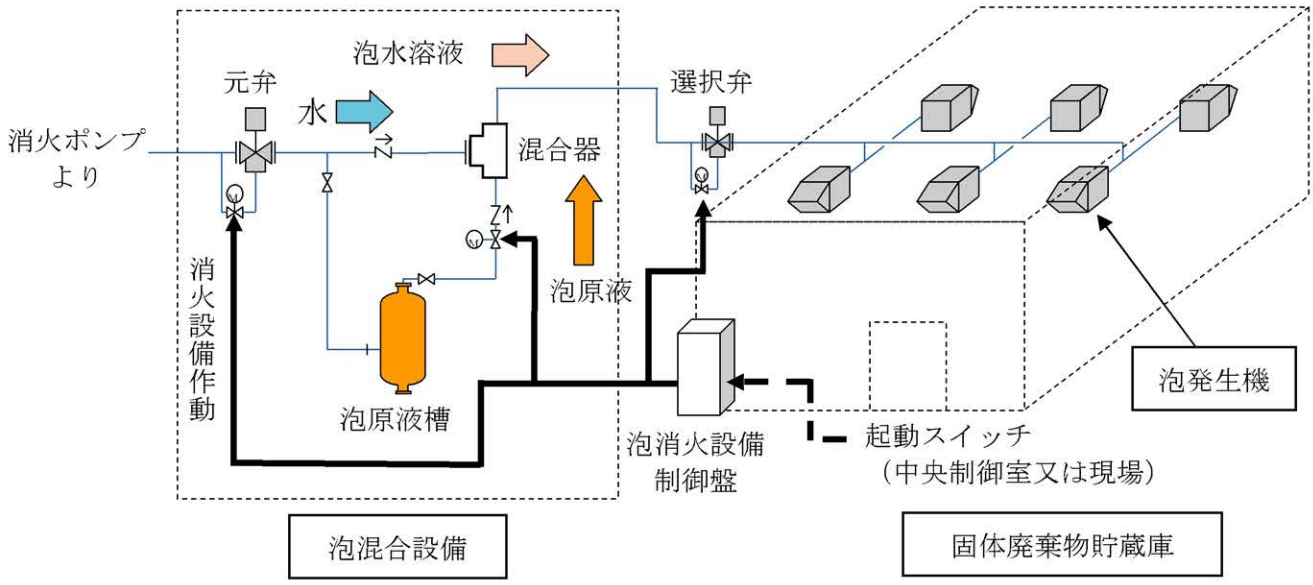


○　系統分離対応の自動消火設備は、消火困難対応の消火設備と共用する。
○　自動消火設備の耐震性は、火災防護対象機器等の耐震クラス要求に応じて、機能を保持する設計とする。

第 10.5.4 図　系統分離に応じた独立性を考慮した全域ハロン自動消火設備概要図



第 10.5.5 図　水噴霧消火設備概要図



第 10.5.6 図　泡消火設備概要図

技術的支援

指令部

組織	構成	主な任務
本部長 【管理権原者】	○所長	本部の統括及び方針の決定
副本部長	○第一所長 ○第二所長	本部長の補佐
統括管理者	○次長 （防災担当）	自衛消防隊の統括管理
本部付	○発電用原子炉主任技術者 等	○本部長への意見具申 ○各班長への助言又は協力

運転員（当直員）

組織	構成	主な任務
運転員 （当直員）	○発電第一課 ○発電第二課	運転上の措置

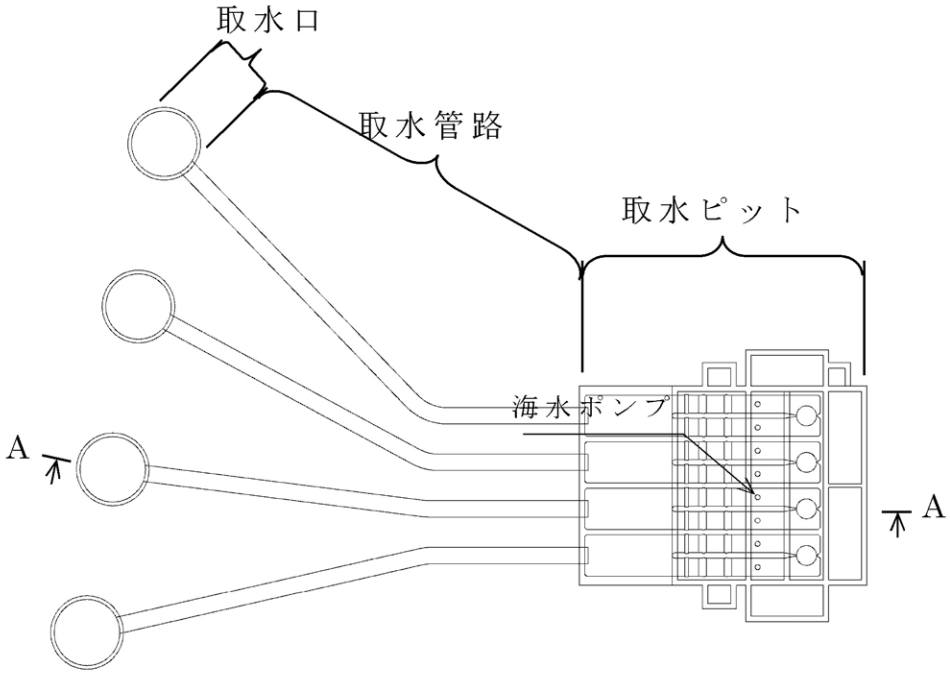
専属自衛消防隊（委託員）

組織	構成	主な任務
専属自衛消防隊 （委託員）	○防災指揮者 ○機関員 ○操作員　等	消火活動

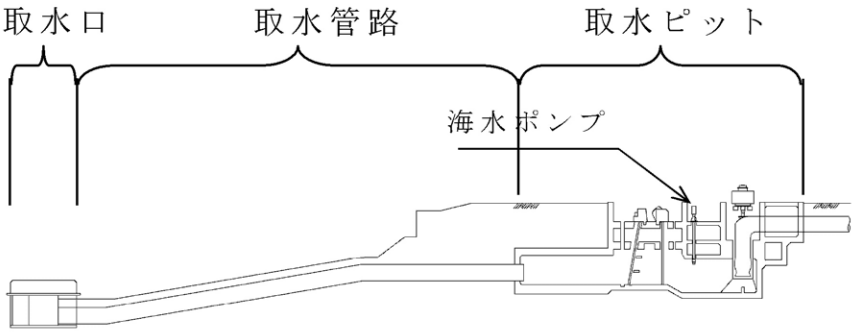
作業班

組織	構成	主な任務
総括班	○技術第一課 ○技術第二課	本部の運営
運転支援班	○技術第一課 ○技術第二課 ○発電第一課 ○発電第二課	運転措置の技術的支援
安全管理班	○安全管理第一課 ○安全管理第二課	放射線管理
保修班	○保修第一課 ○保修第二課	設備の保修
運転班	○発電第一課 ○発電第二課	運転上の措置
広報班	○環境広報担当	自治体・プレス対応
総務班	○防災課 ○総務課	本部の設営・庶務
土木建築班	○土木建築課	土木建築設備の保修
原子力訓練センター班	○原子力訓練センター	避難者の誘導

第 10.5.7 図　自衛消防隊体制図

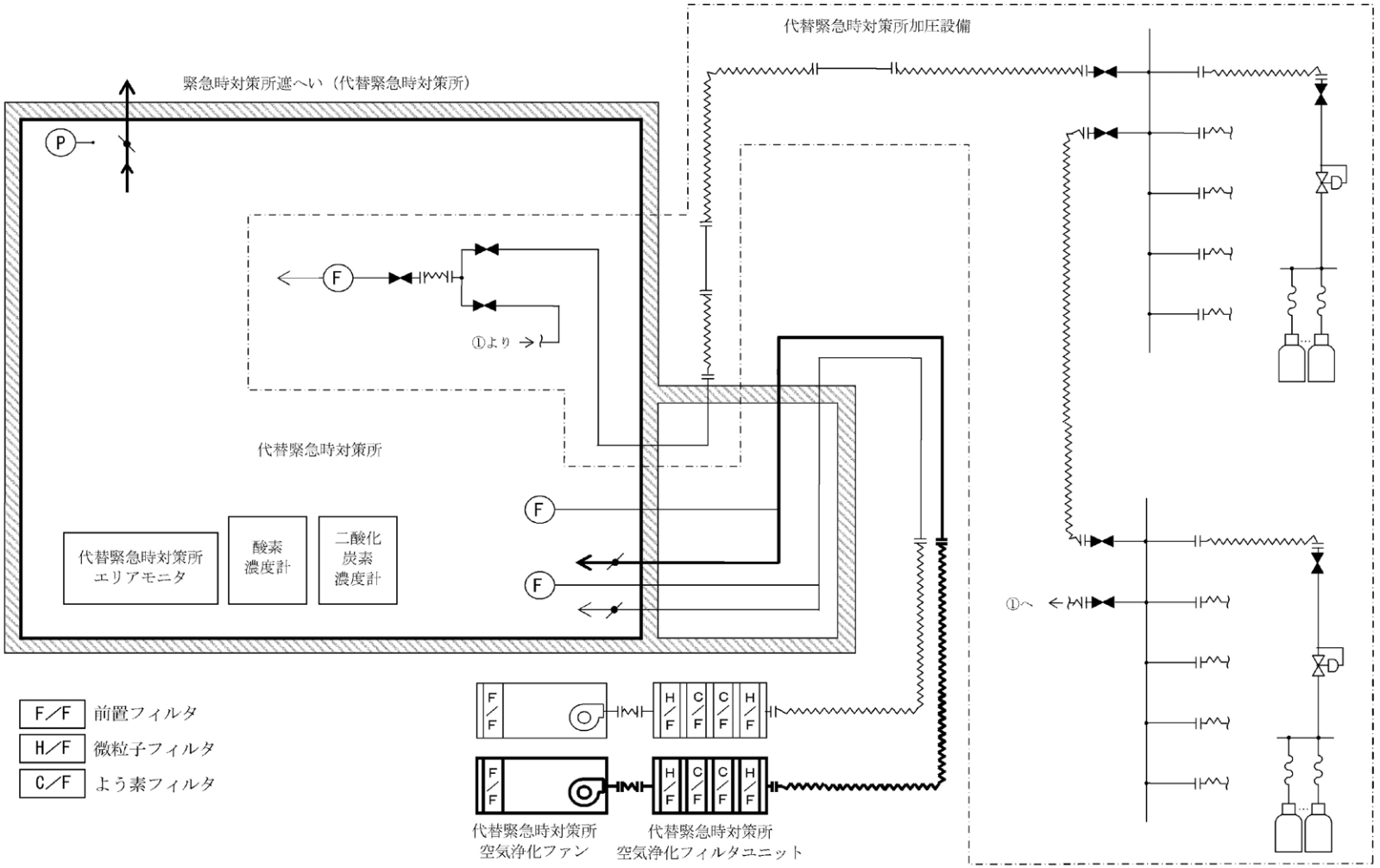


非常用取水設備平面図

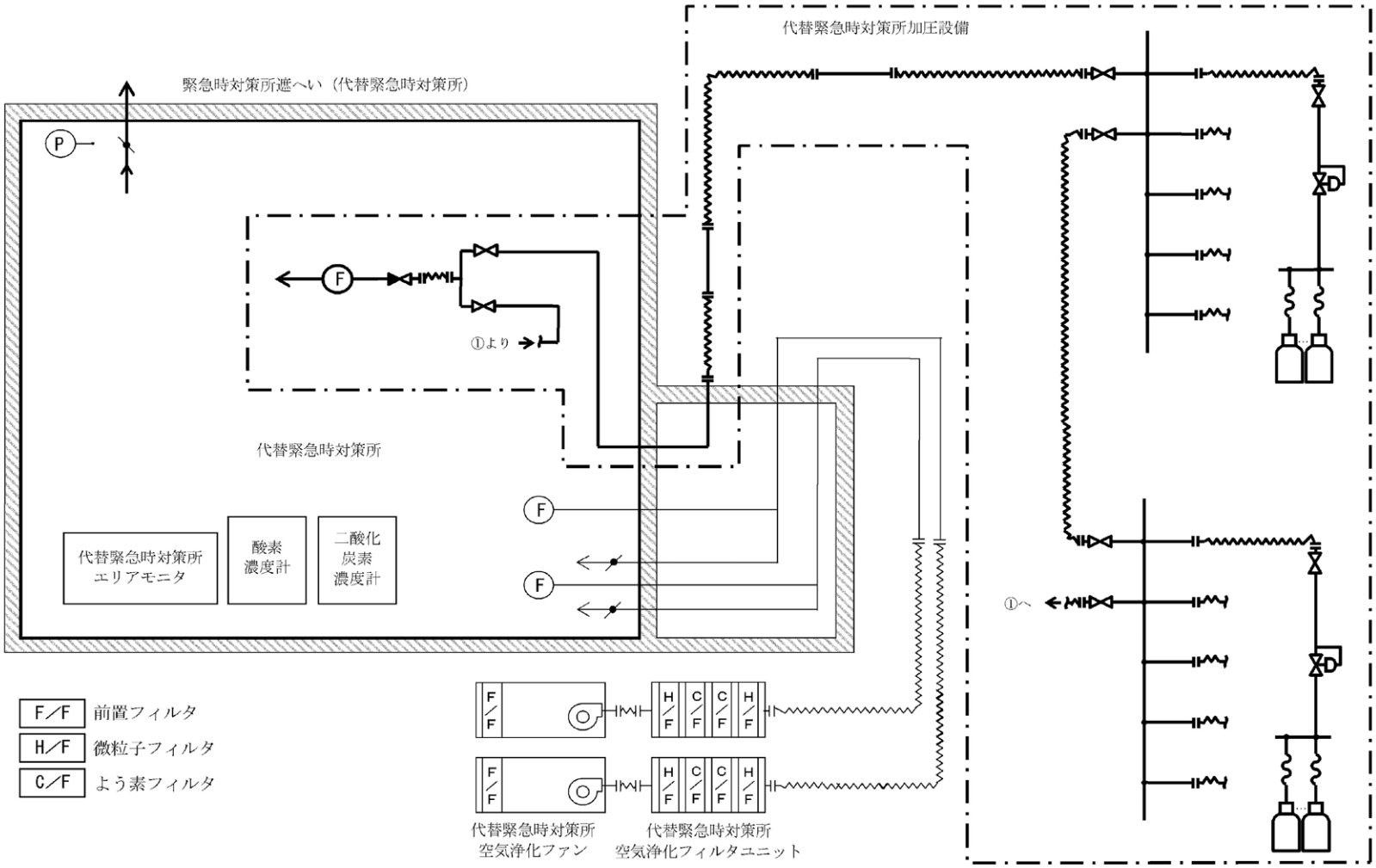


A－A 断面図

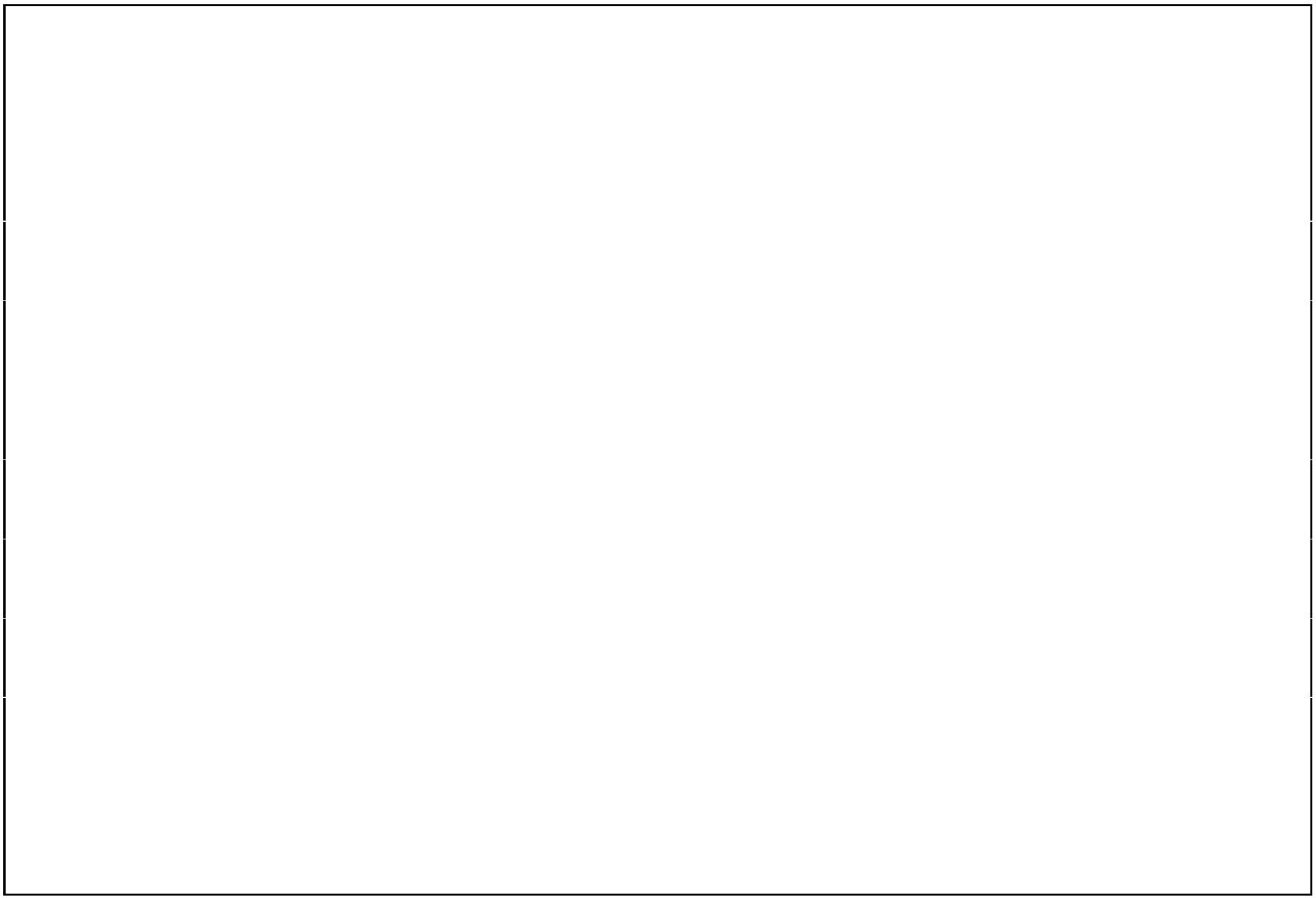
第 10.8.1 図　非常用取水設備概要図



第 10.9.1 図　　緊急時対策所（代替緊急時対策所）　概略系統図（1）
（居住性の確保）

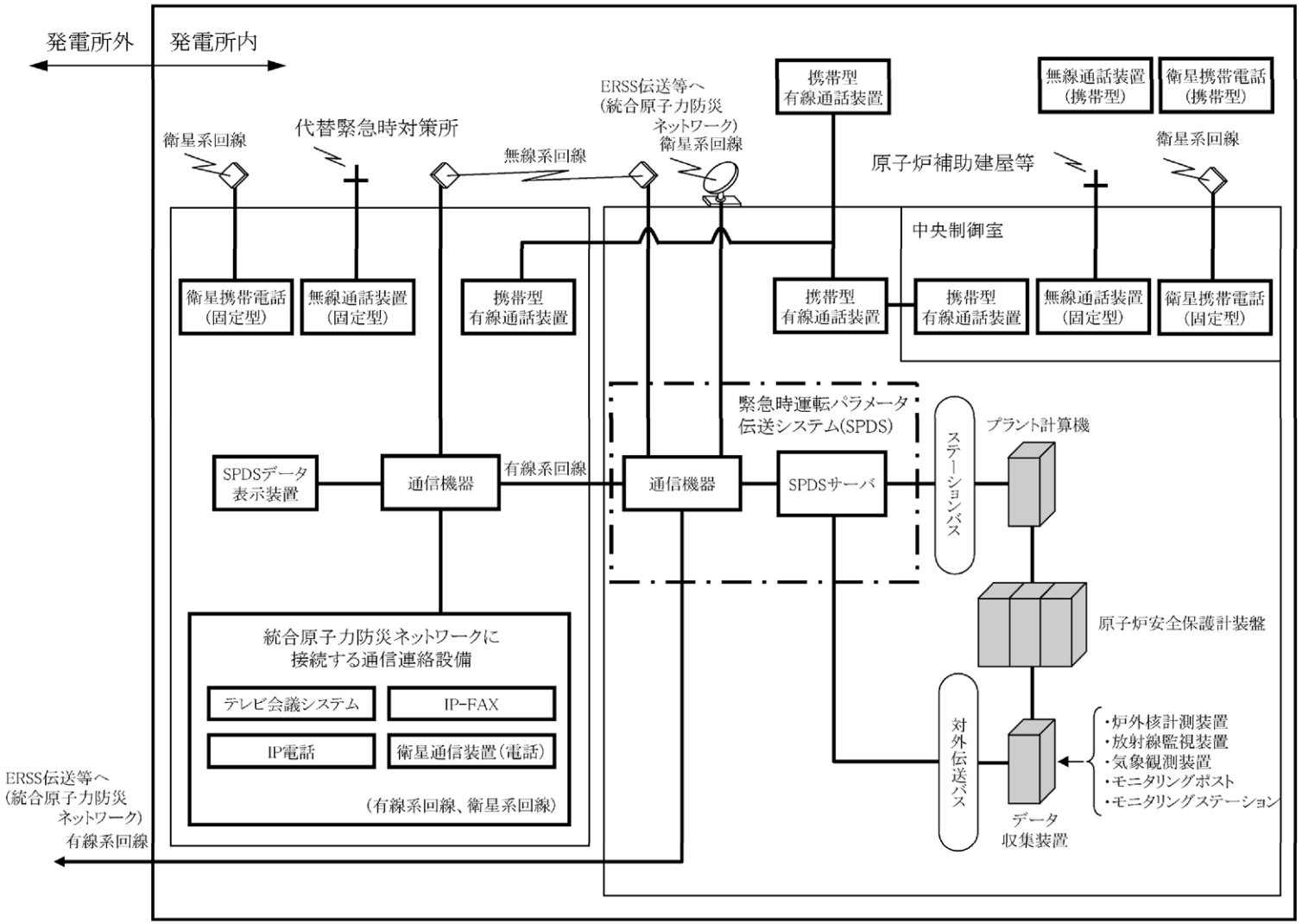


第 10.9.2 図　　緊急時対策所（代替緊急時対策所）　概略系統図（2）
（居住性の確保）

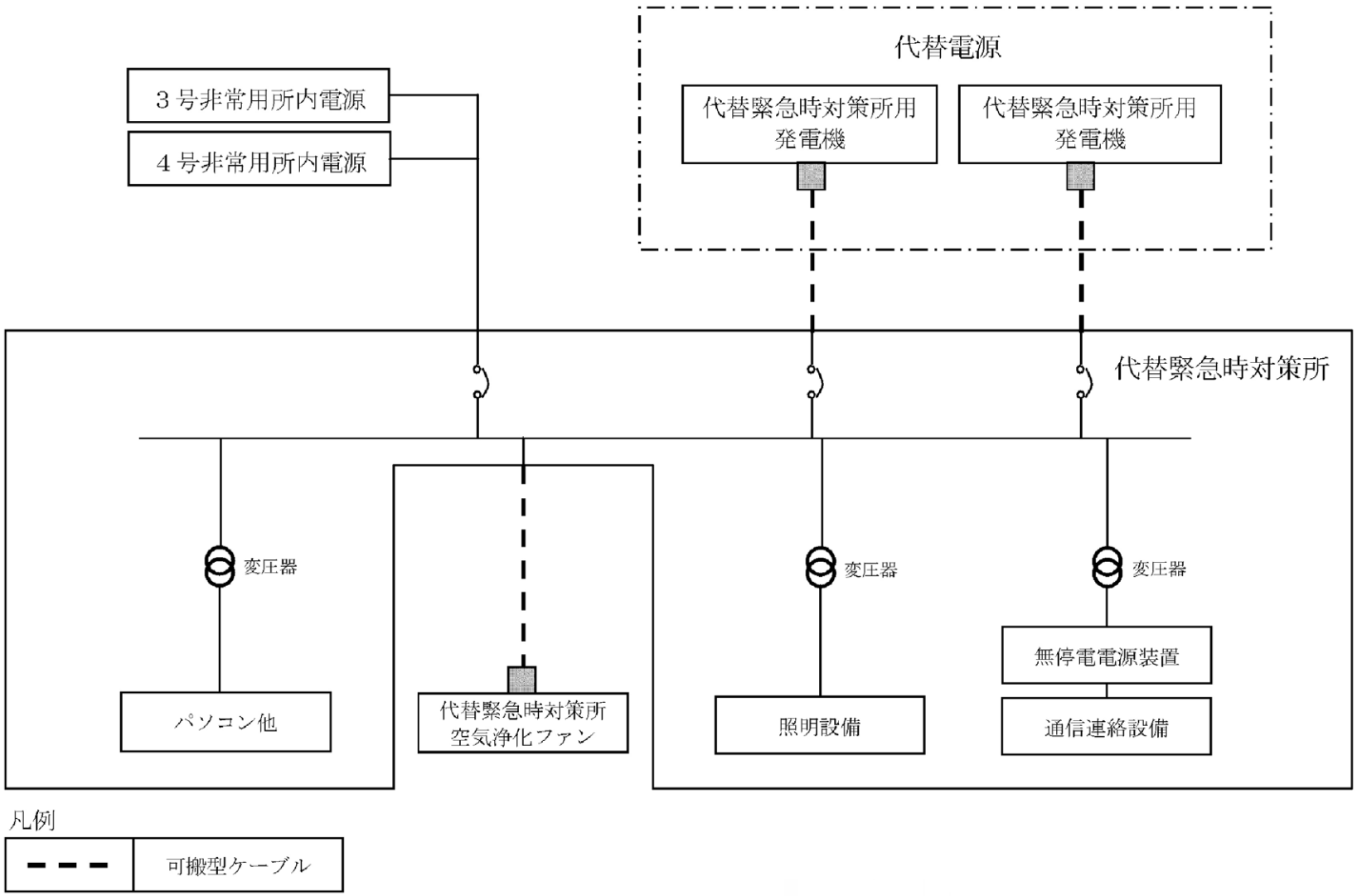


□ 内は、防護上の観点から公開できません。

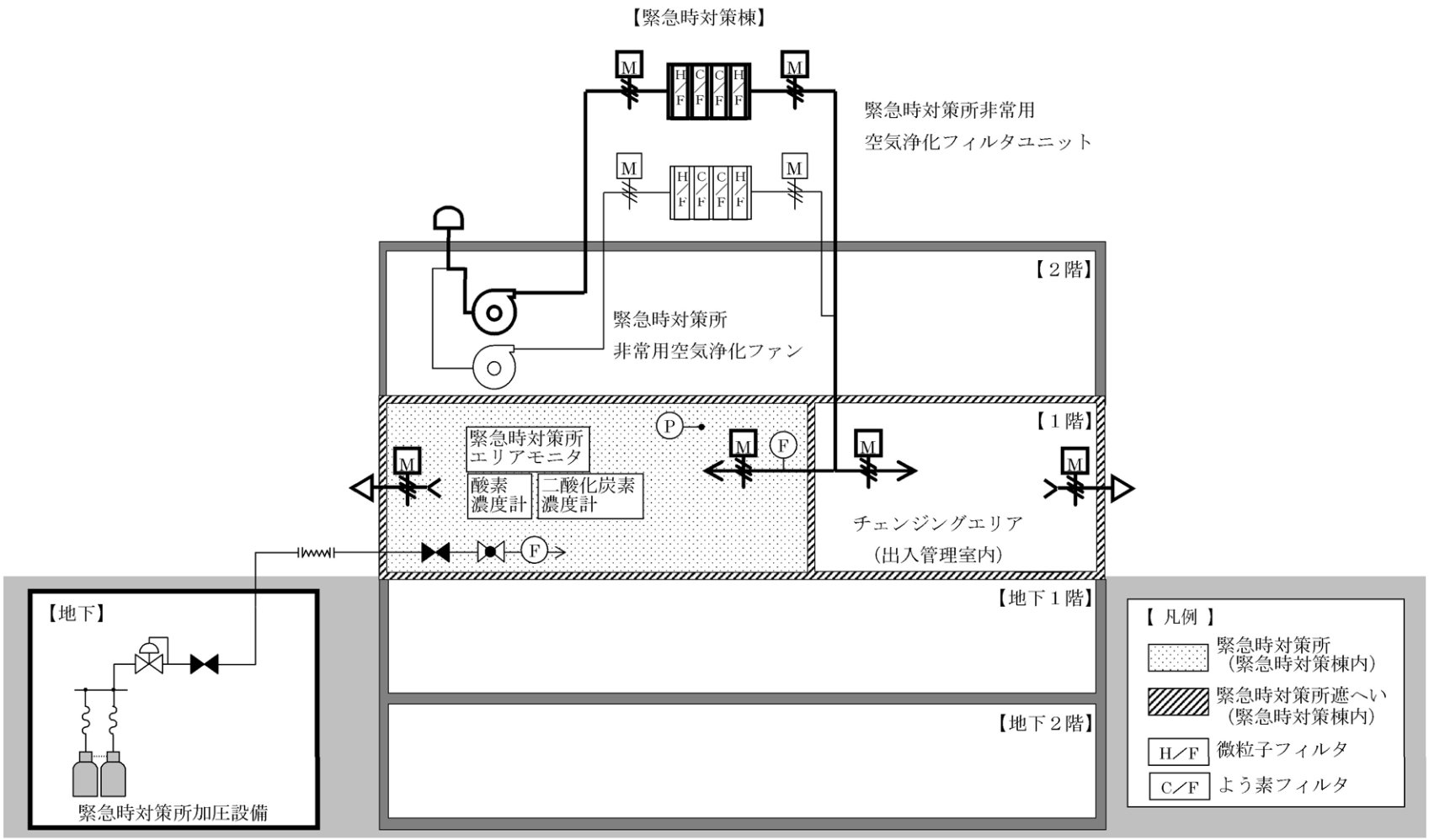
第 10.9.3 図　　緊急時対策所（代替緊急時対策所）　概略系統図（3）
（居住性の確保）



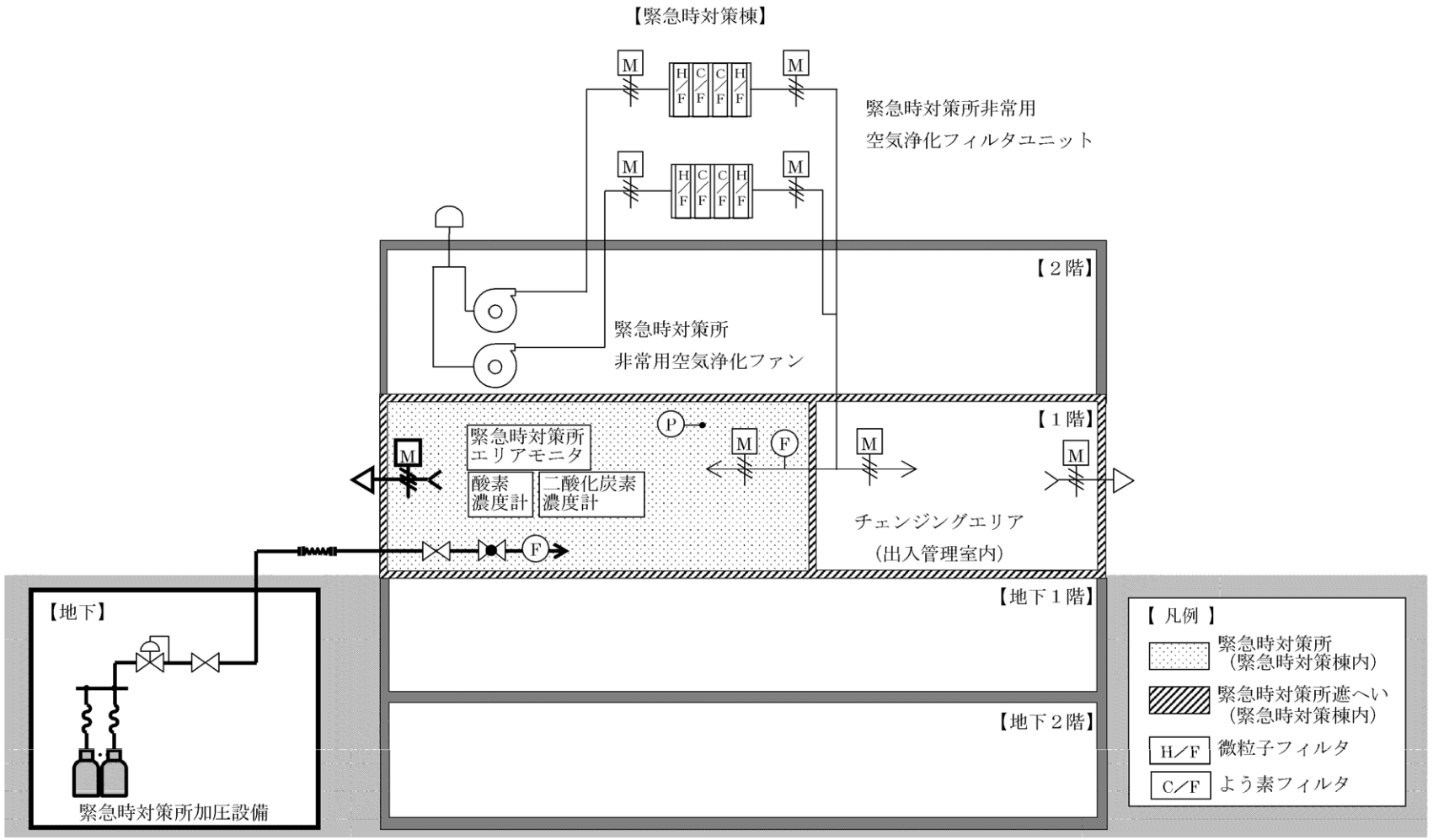
第 10.9.4 図　　緊急時対策所（代替緊急時対策所）　概略系統図（4）
（情報の把握）



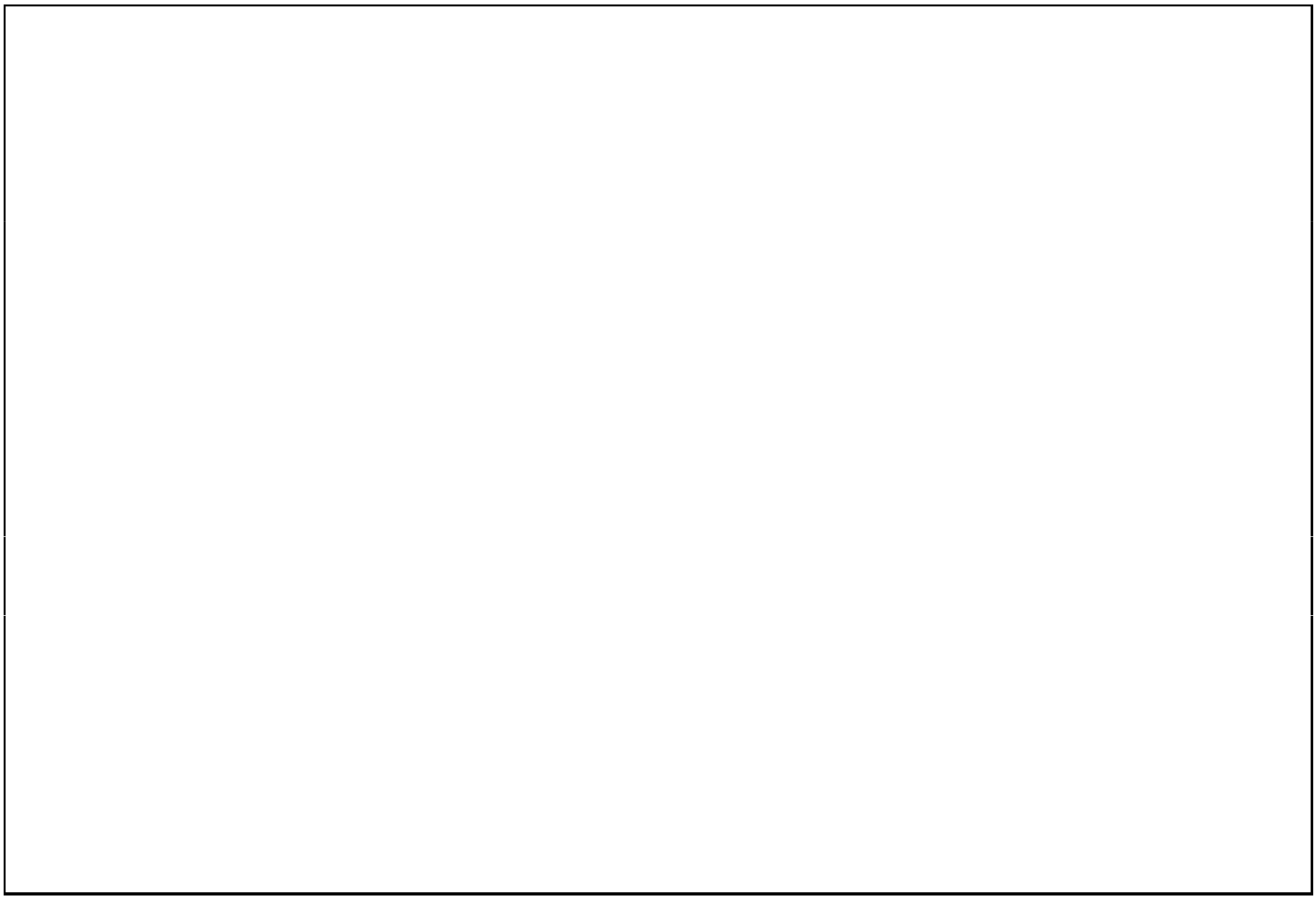
第 10.9.5 図　緊急時対策所（代替緊急時対策所）　概略系統図（5）
（電源の確保）



第 10.9.6 図　　緊急時対策所（緊急時対策棟内）　概略系統図（1）
（居住性の確保）

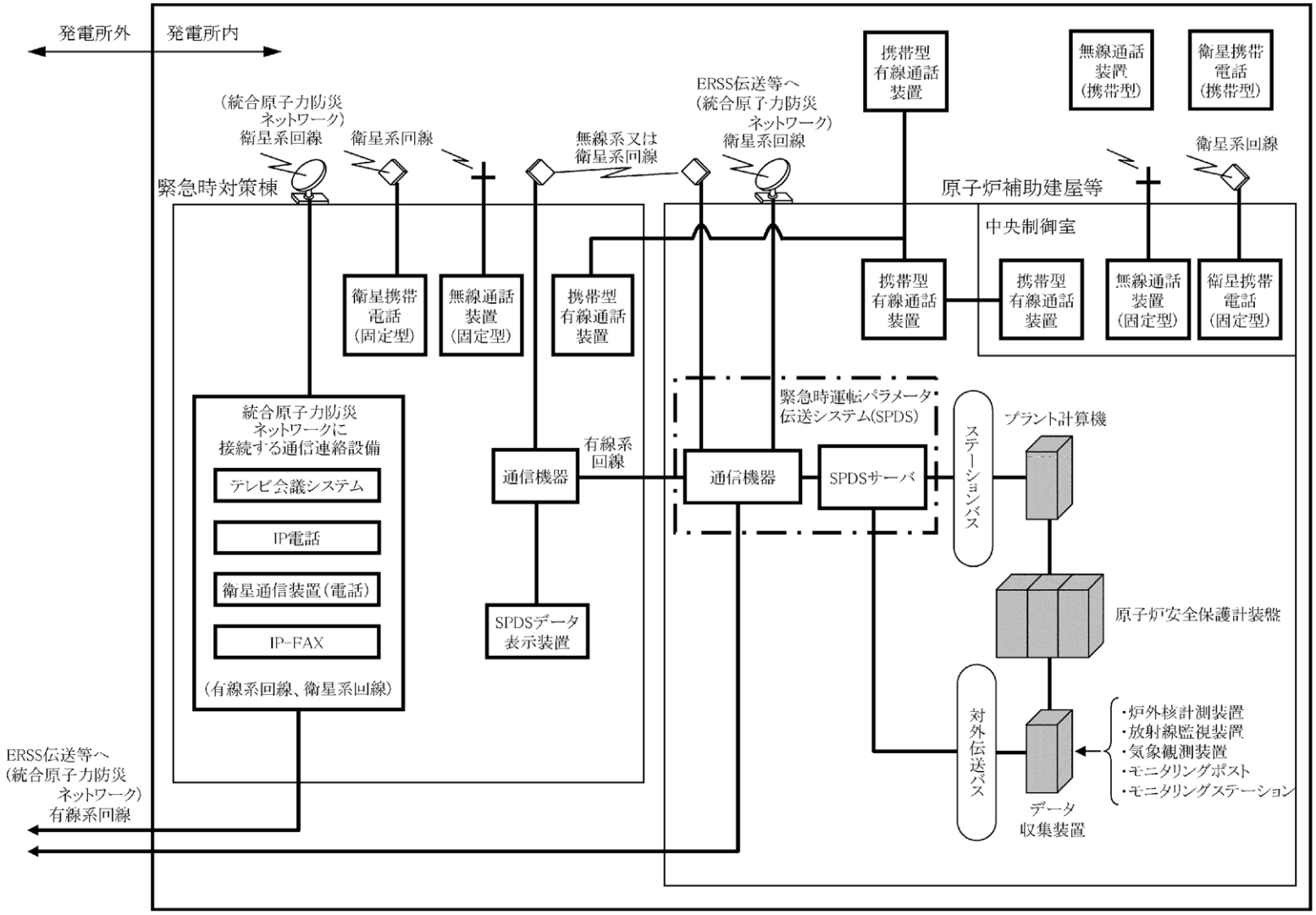


第 10.9.7 図　　緊急時対策所（緊急時対策棟内）　概略系統図（2）
（居住性の確保）



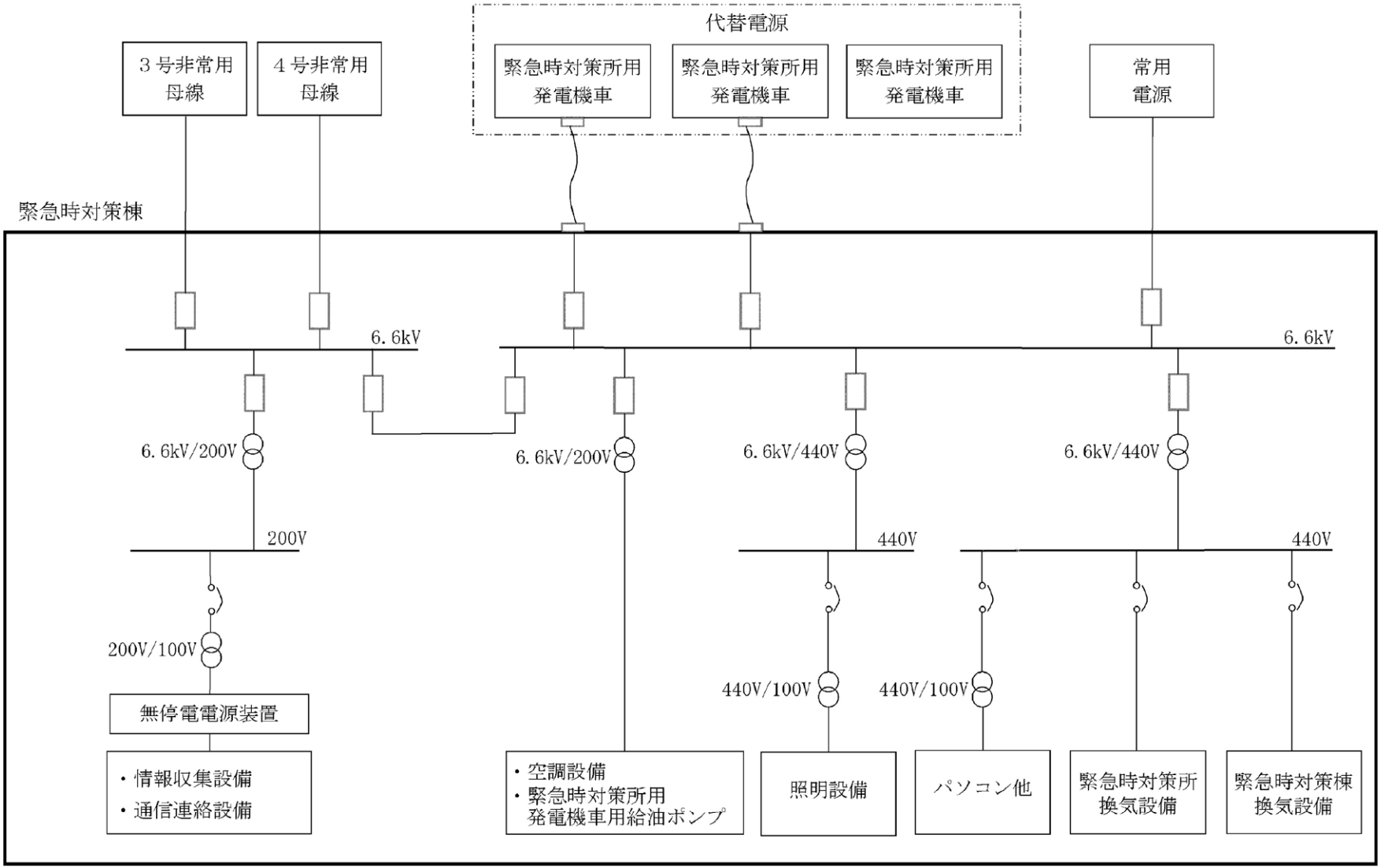
□内は、防護上の観点から公開できません。

第 10.9.8 図　　緊急時対策所（緊急時対策棟内）　概略系統図（3）
（居住性の確保）

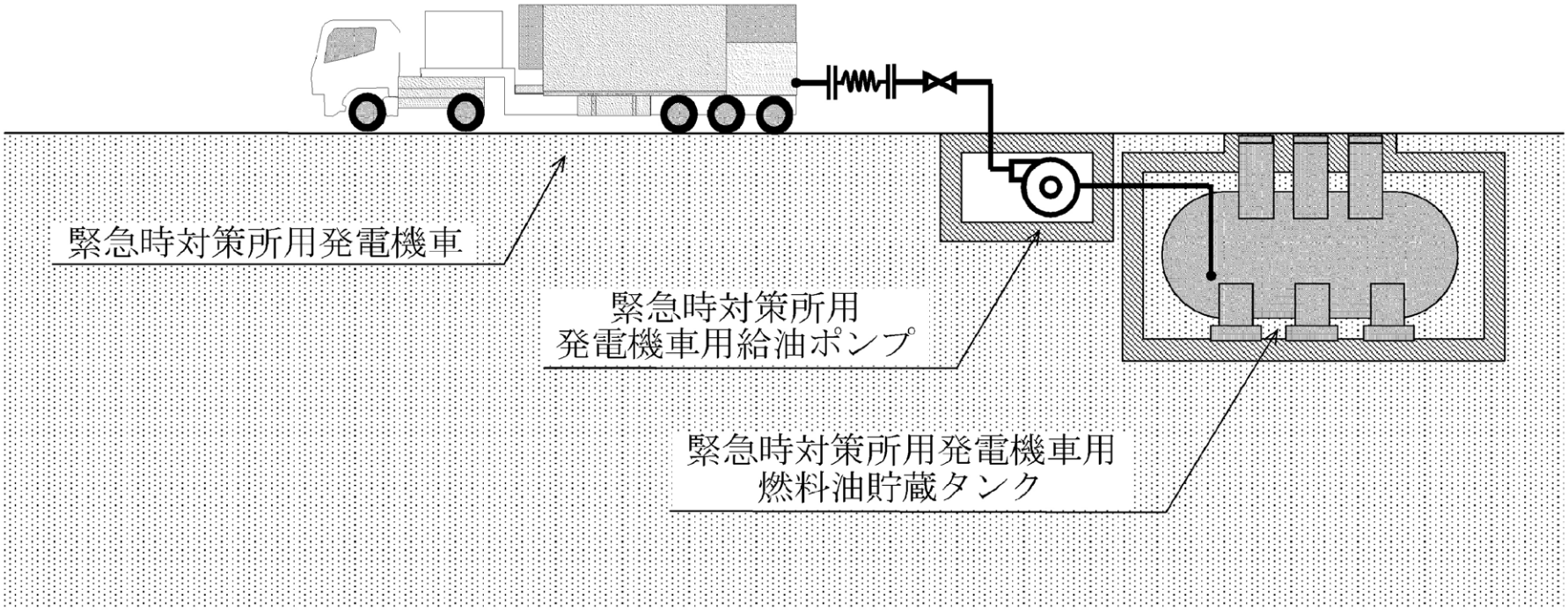


第 10.9.9 図　　緊急時対策所（緊急時対策棟内）　概略系統図（4）

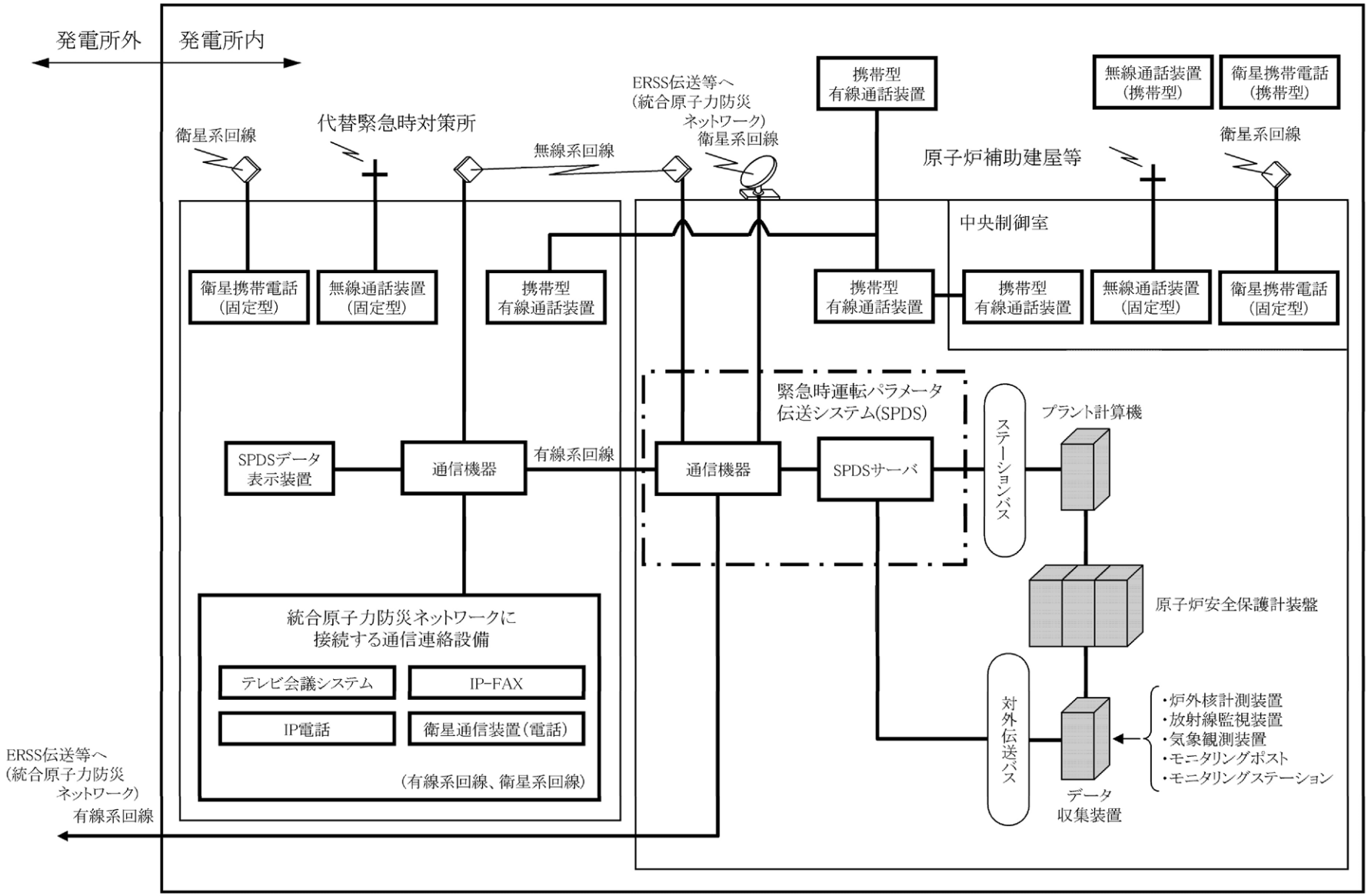
（情報の把握）



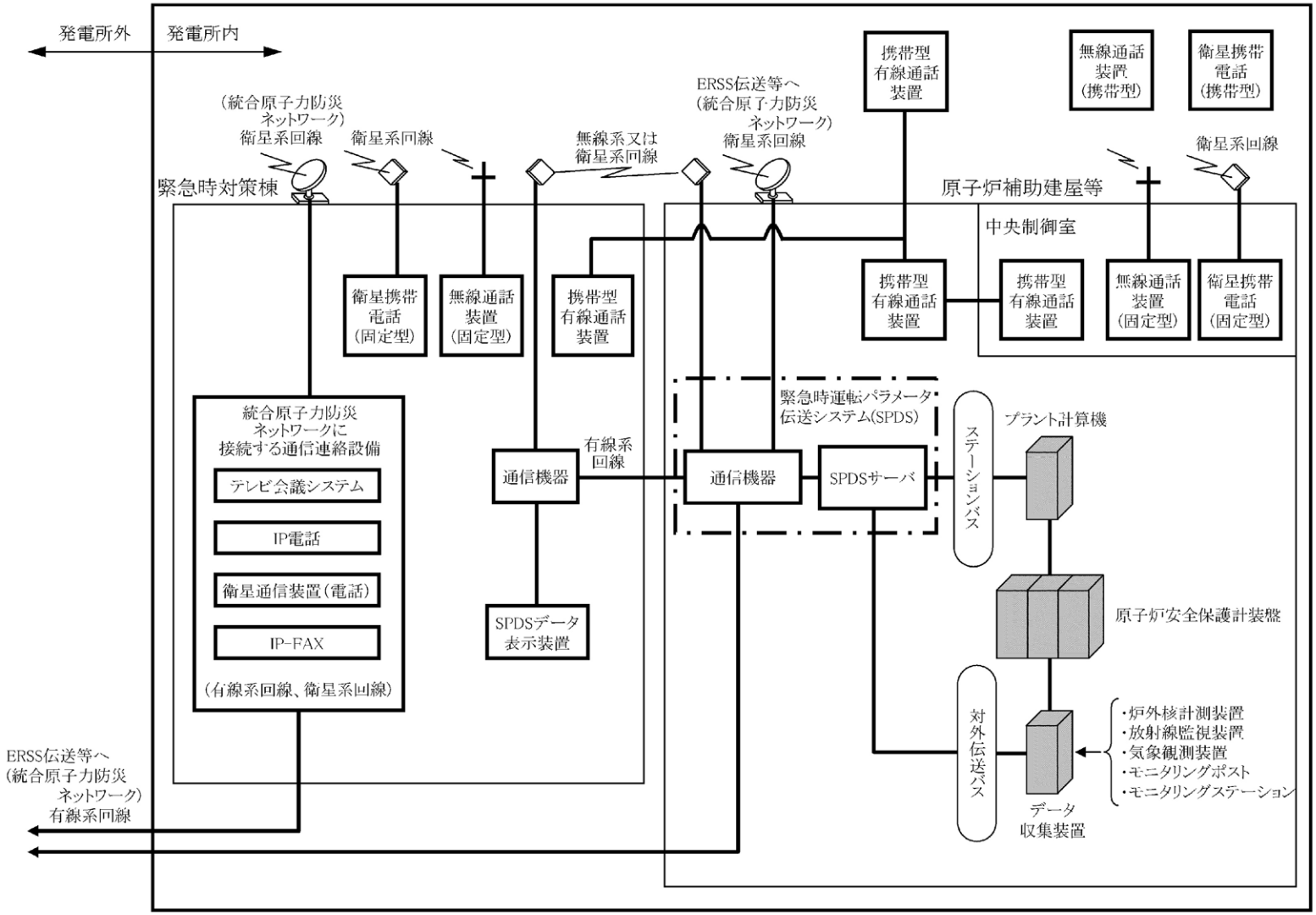
第 10.9.10 図　緊急時対策所（緊急時対策棟内）　概略系統図（5）
（電源の確保）



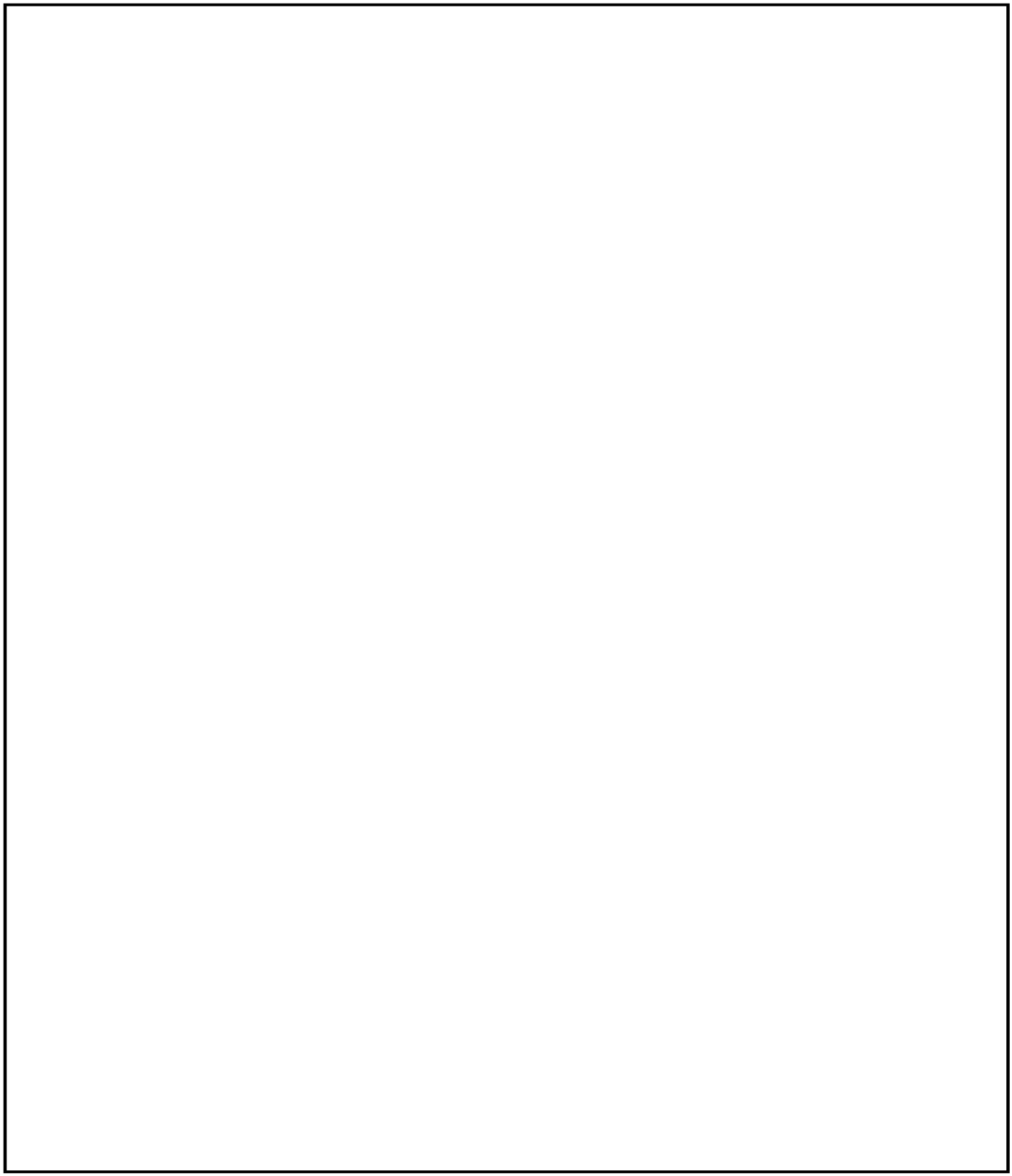
第 10.9.11 図　　緊急時対策所（緊急時対策棟内）　概略系統図（6）
（電源の確保）



第 10.12.1 図　　通信連絡設備　概略系統図（1）

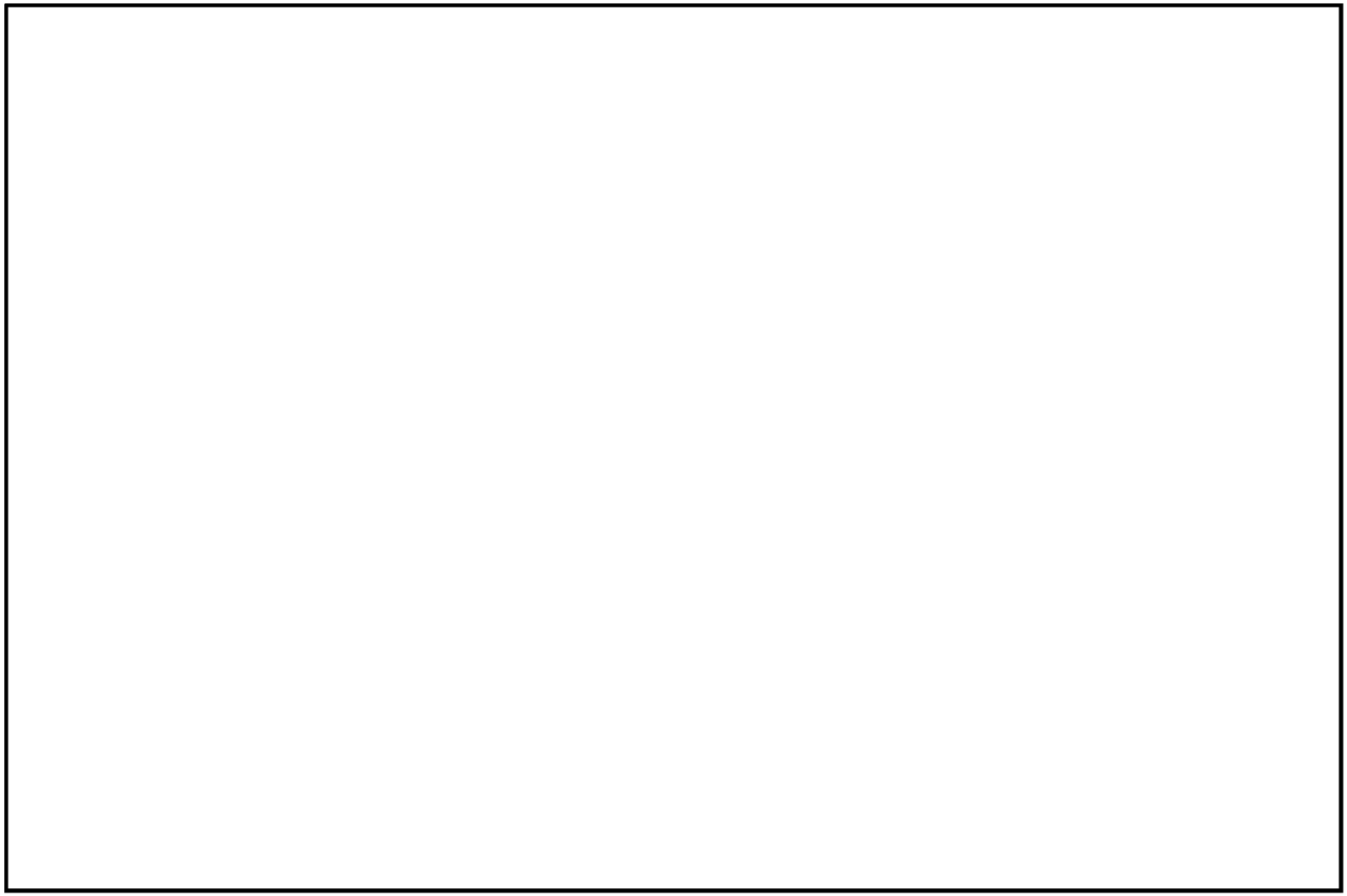


第 10.12.2 図　　通信連絡設備　概略系統図（2）



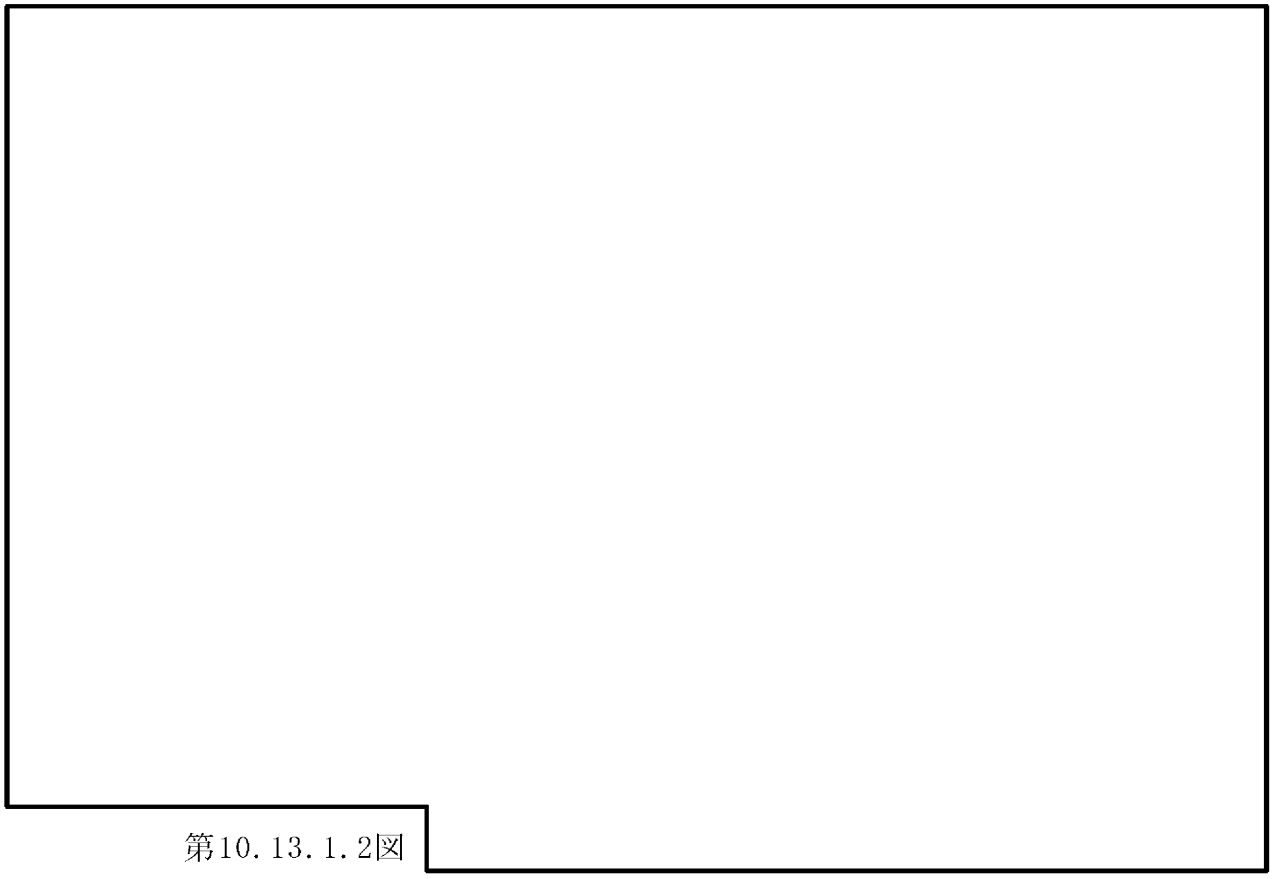
第10.13.1.1図(1/2)　玄海原子力発電所３号炉及び４号炉
特定重大事故等対処施設の構内配置図

：防護上の観点から公開できません。

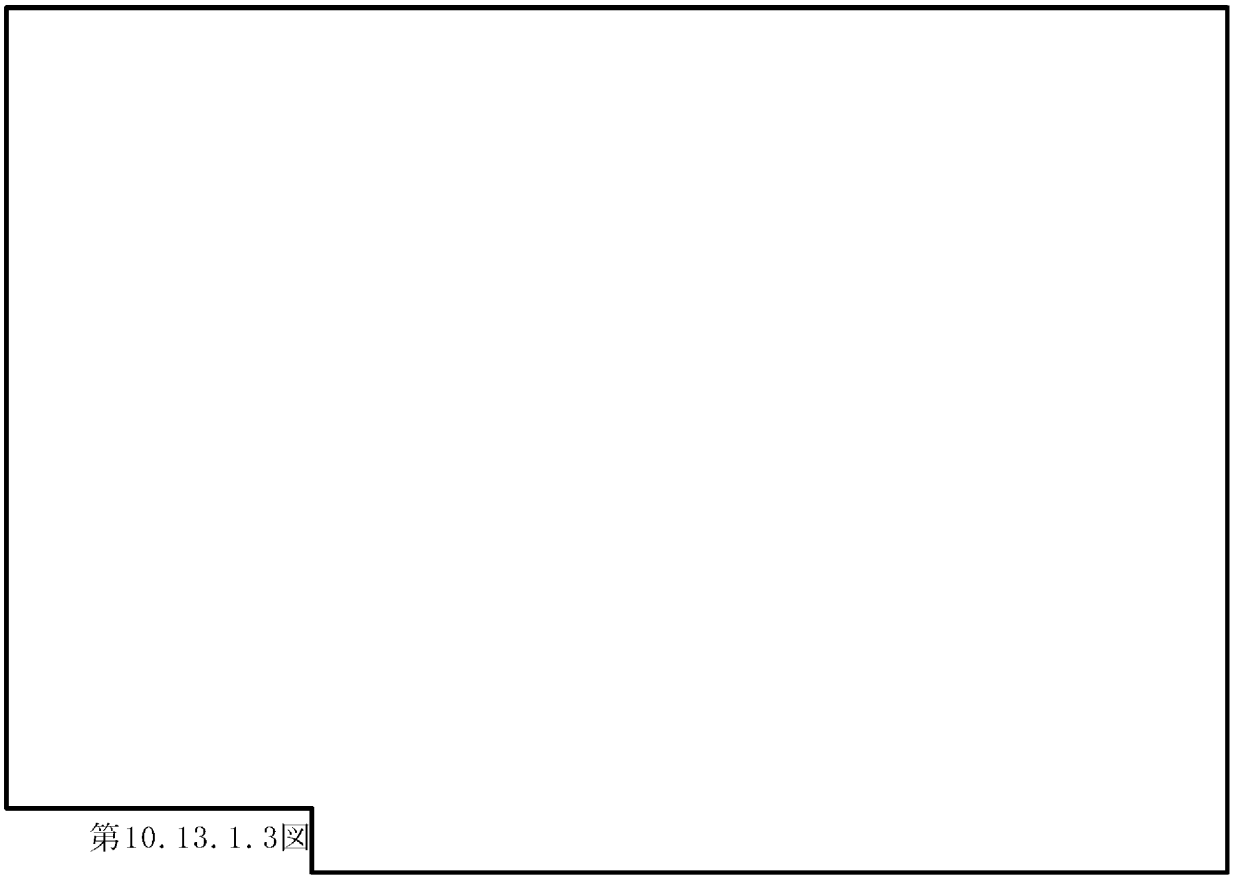


第10.13.1.1図(2/2)　玄海原子力発電所３号炉及び４号炉　特定重大事故等対処施設の構内配置図

：防護上の観点から公開できません。

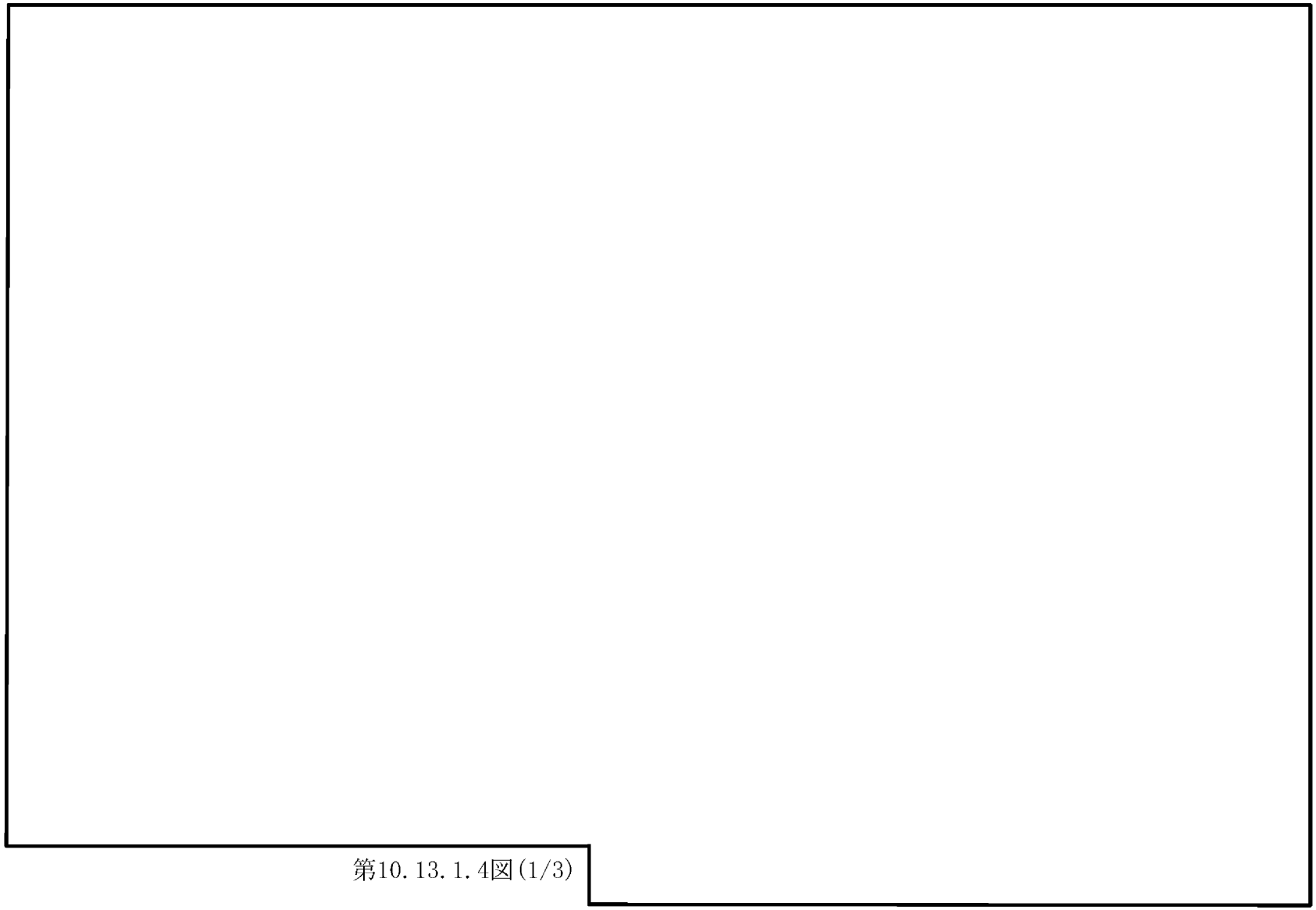


第10.13.1.2図



第10.13.1.3図

：防護上の観点から公開できません。



第10.13.1.4図(1/3)

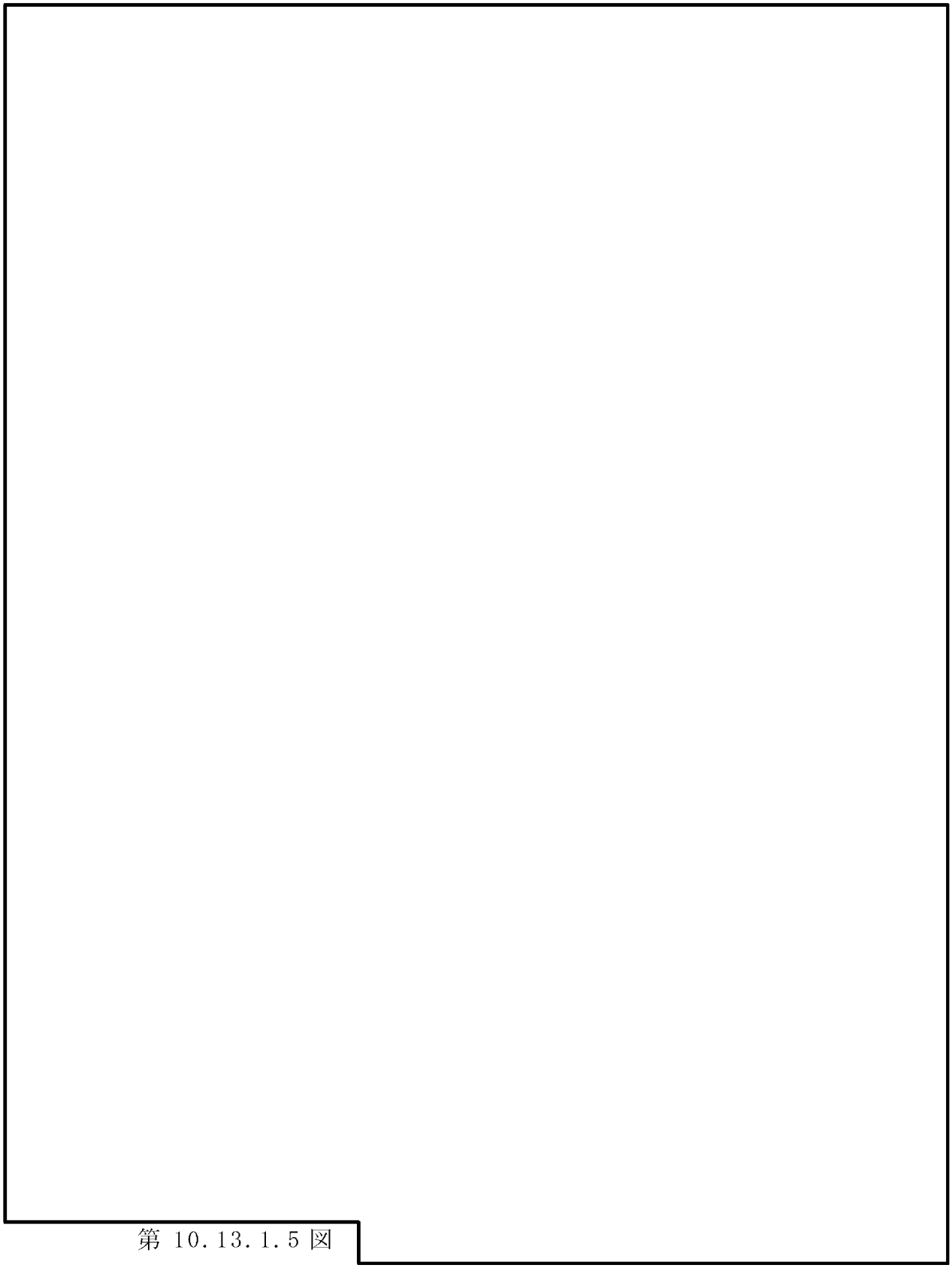
：防護上の観点から公開できません。

第 10.13.1.4 図(2/3)

：防護上の観点から公開できません。

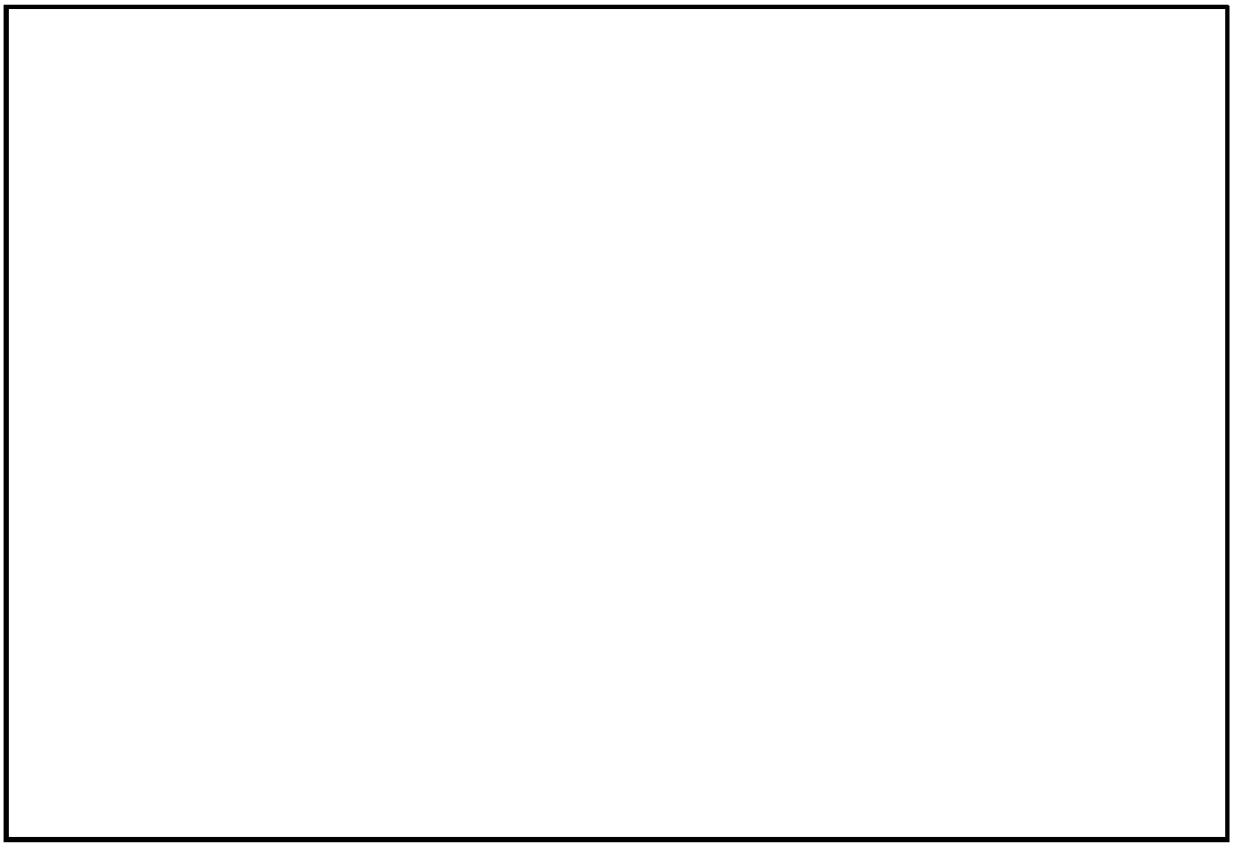
第 10.13.1.4 図(3/3)

：防護上の観点から公開できません。

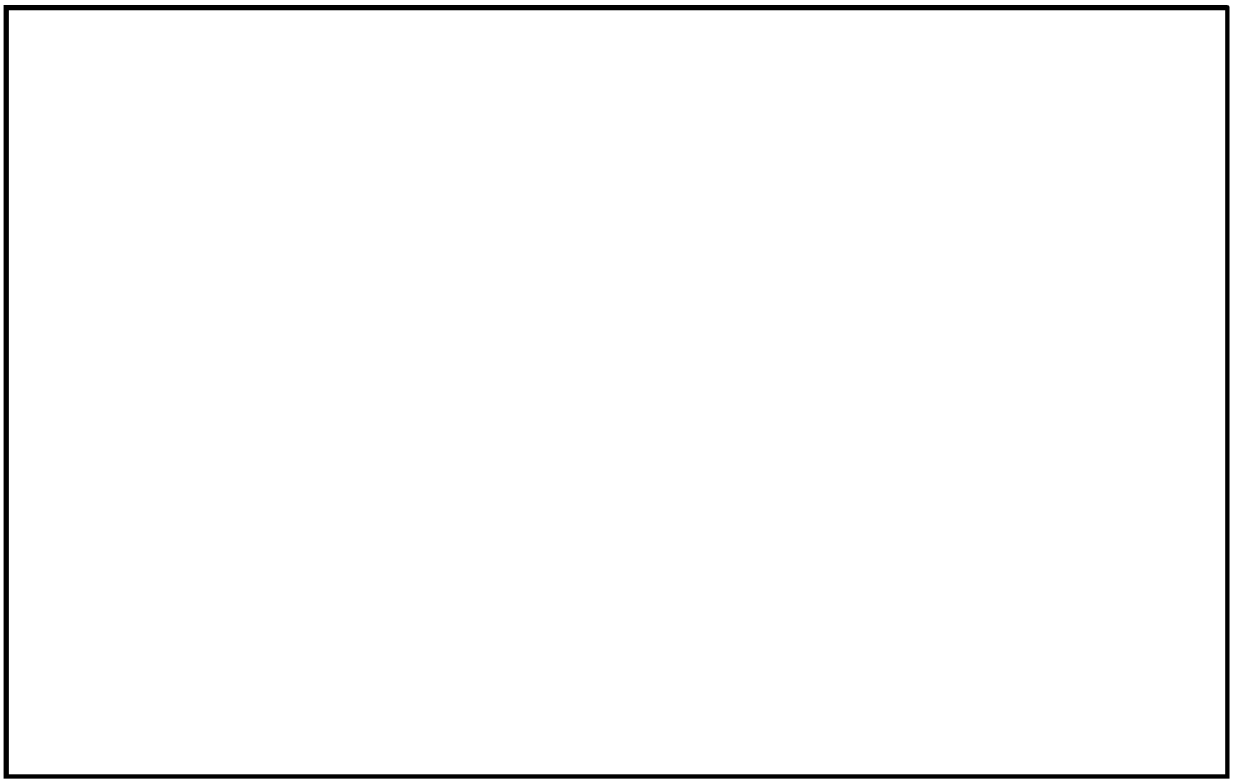


第 10.13.1.5 図

：防護上の観点から公開できません。

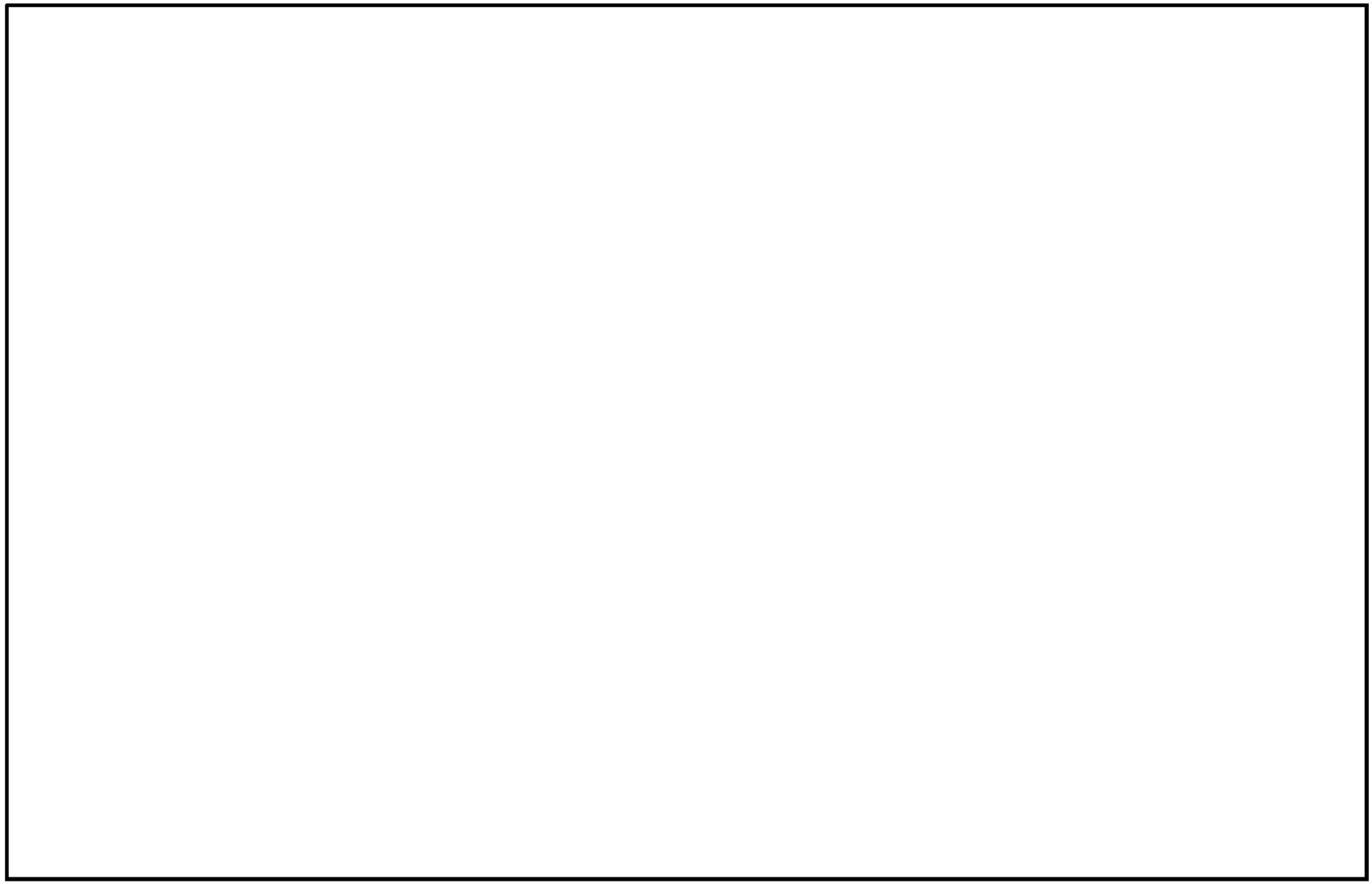


第10.13.1.6図　衝撃荷重曲線



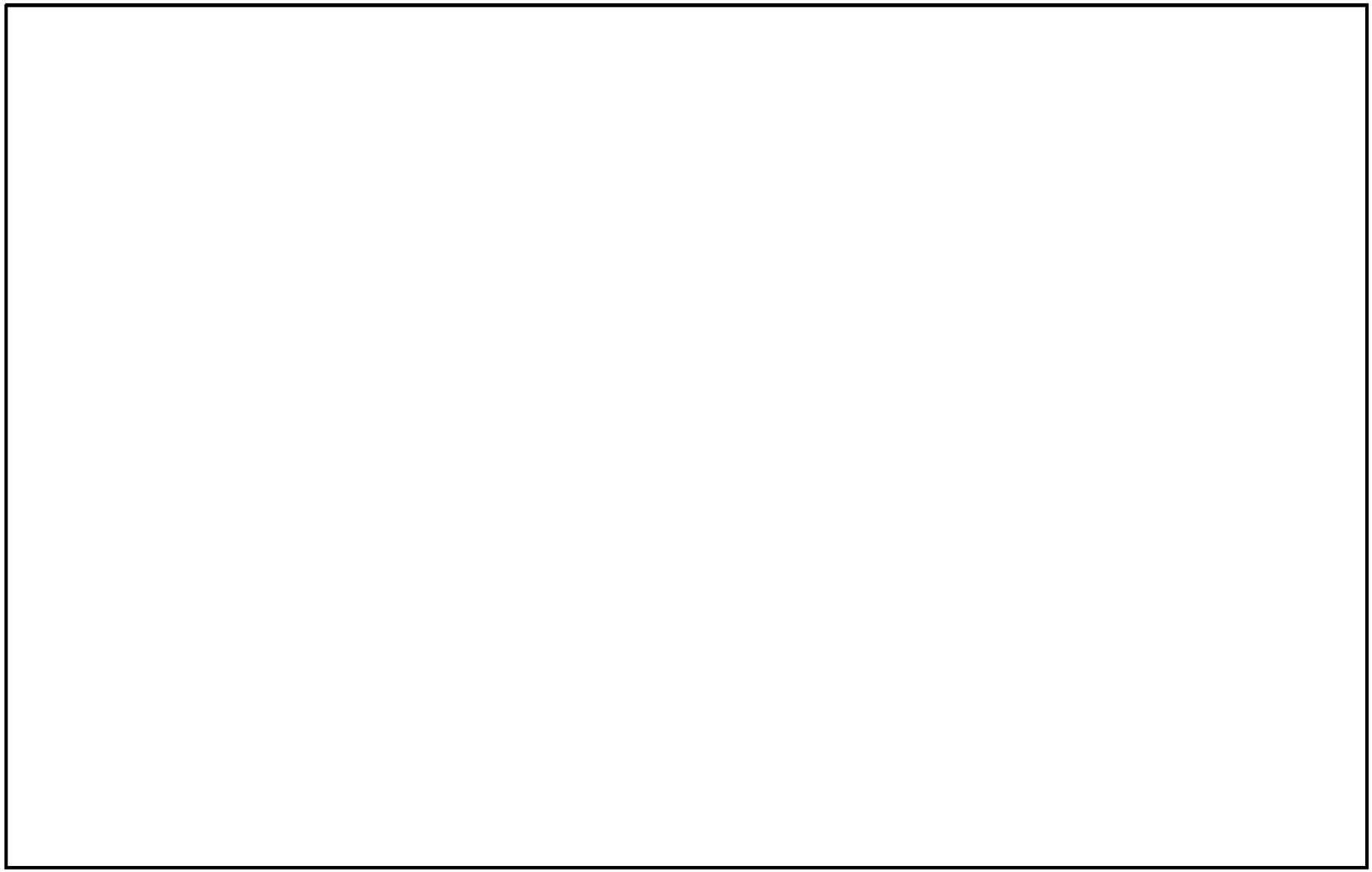
第 10.13.1.7 図　衝撃荷重の入力面積

：防護上の観点から公開できません。



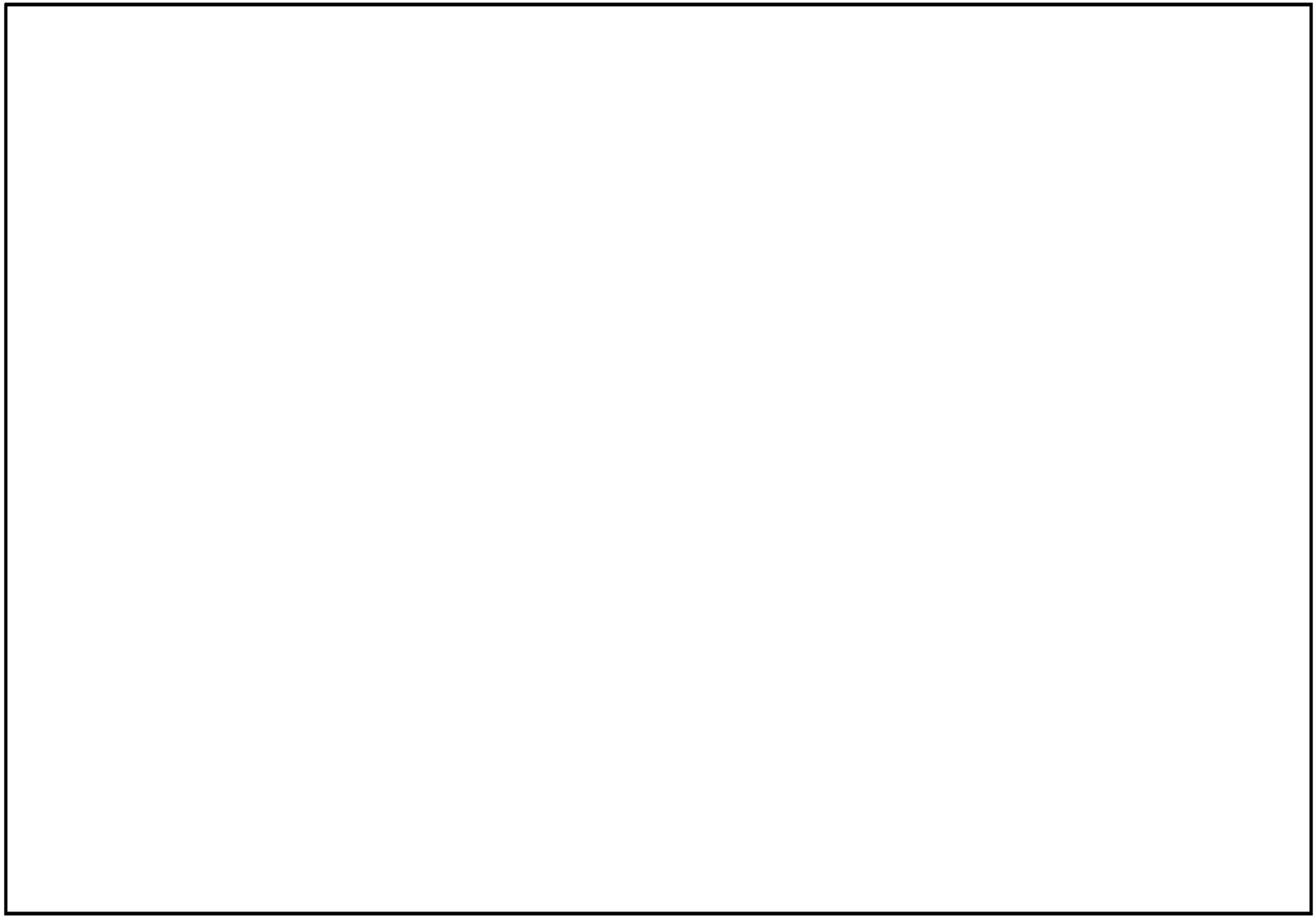
第 10.13.2.1 図　原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。



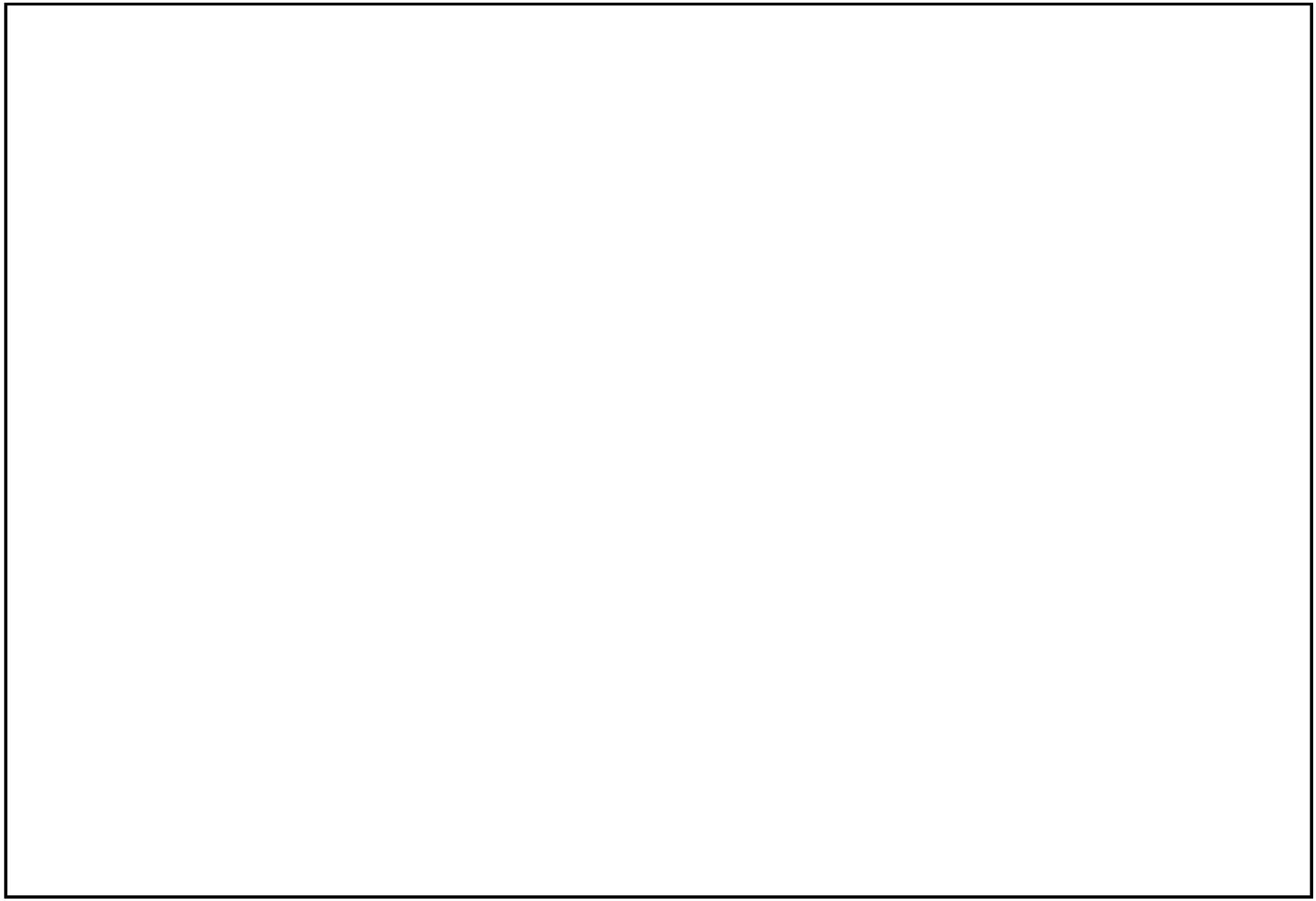
第 10.13.2.2 図　原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。



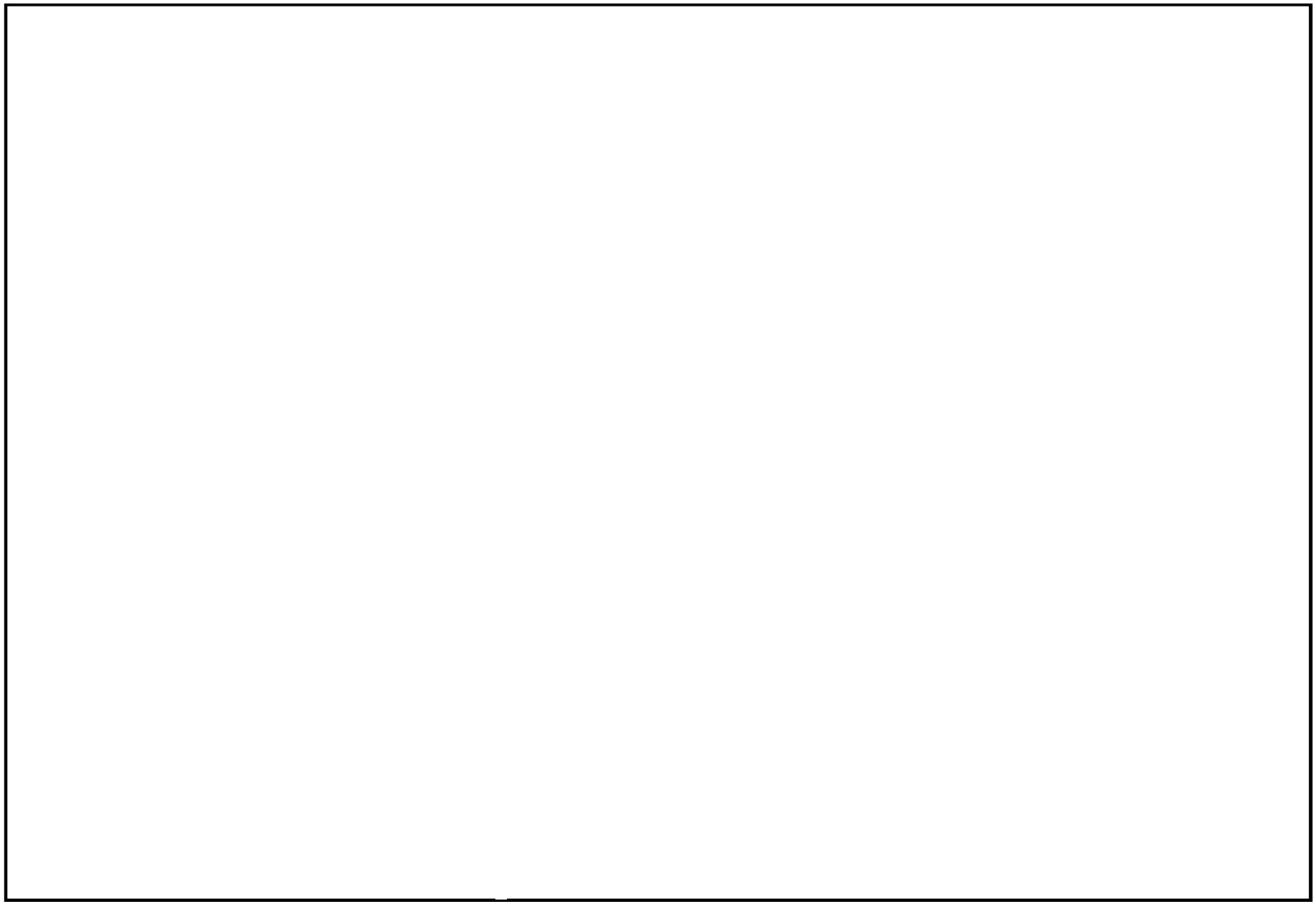
第 10.13.3.1 図　原子炉内の溶融炉心の冷却機能　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。



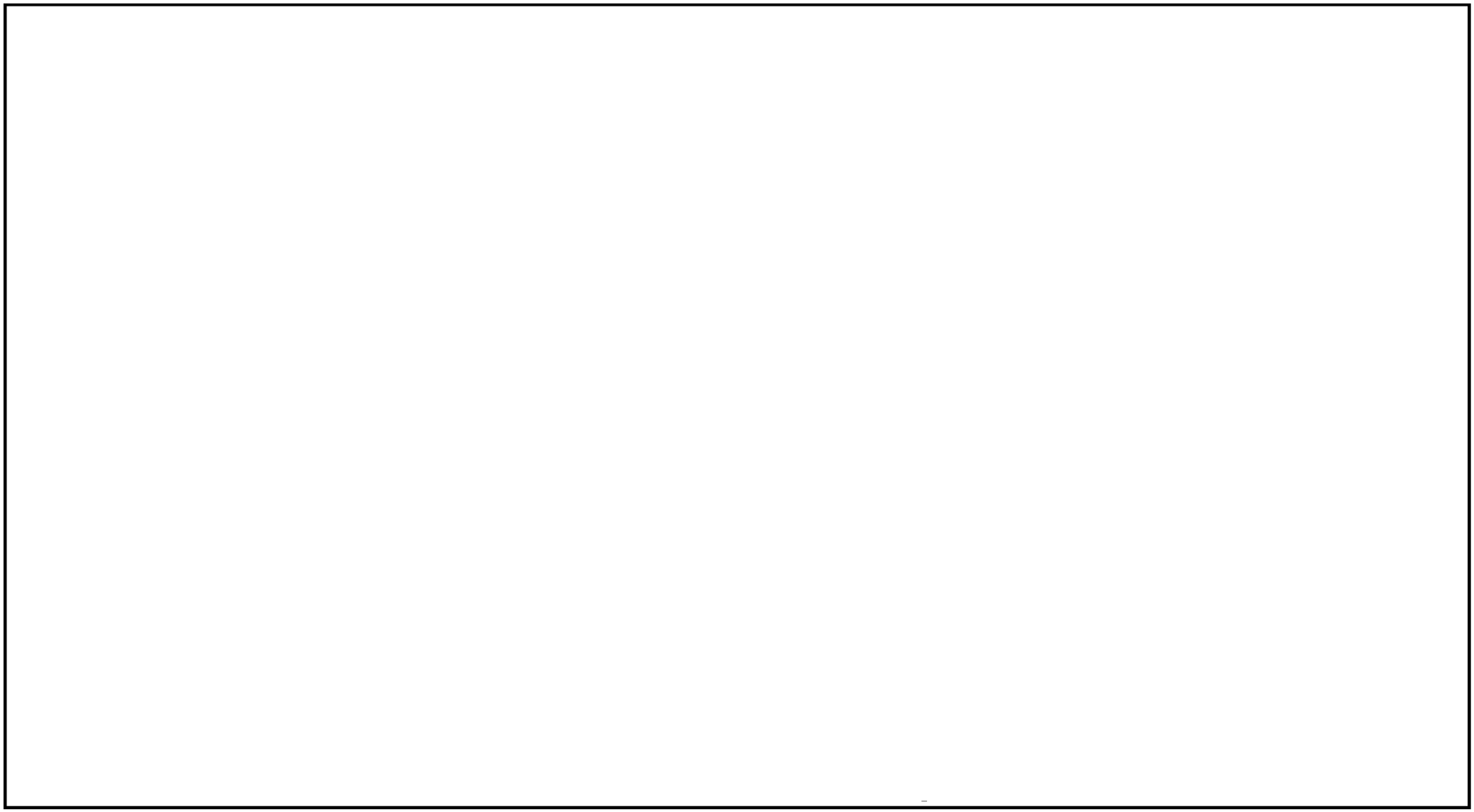
第 10.13.4.1 図　原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却機能　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。



第 10.13.5.1 図　原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。

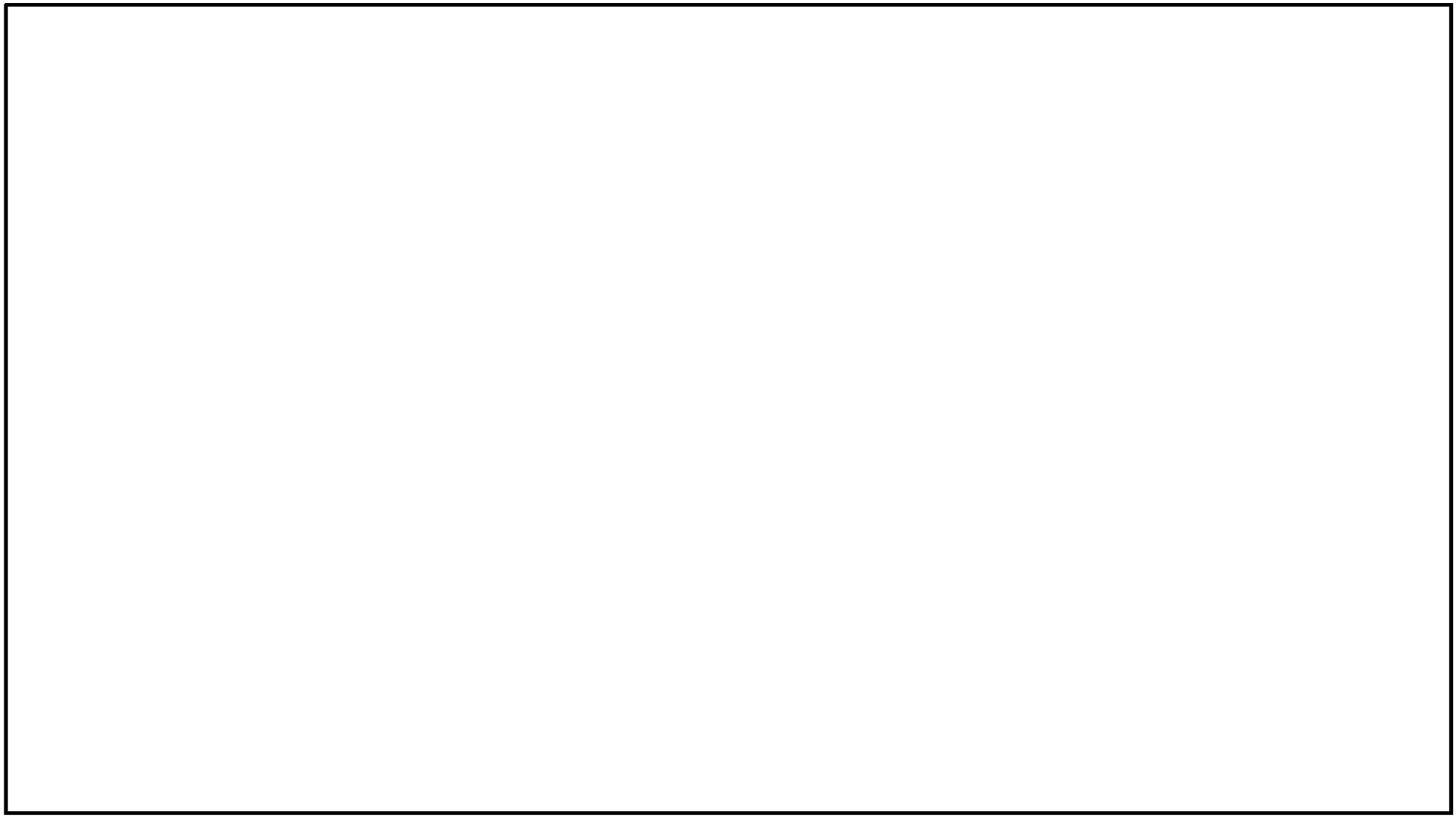


第 10.13.6.1 図　原子炉格納容器の過圧破損防止機能　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。

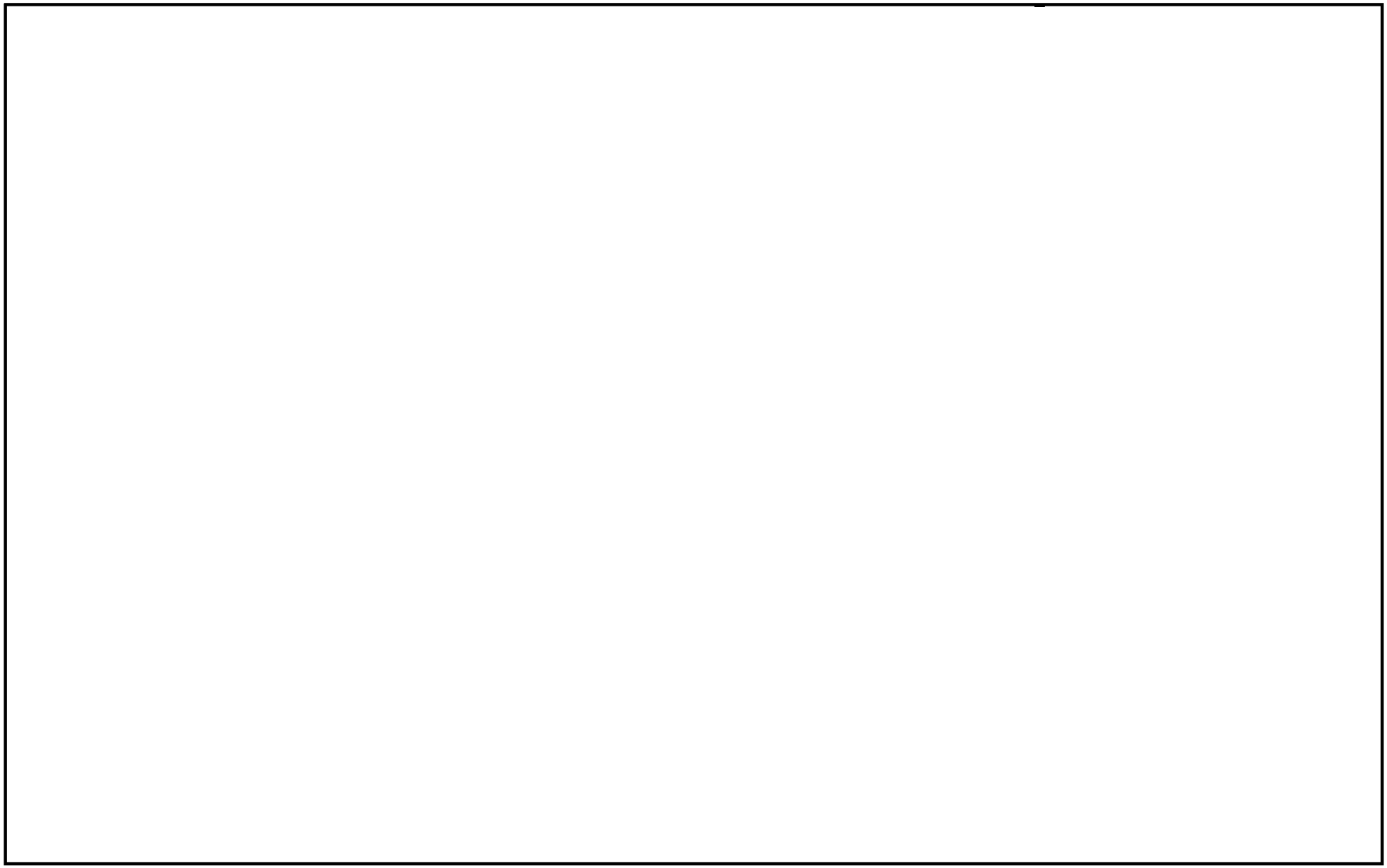
第 10.13.8.1 図　電源設備　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。



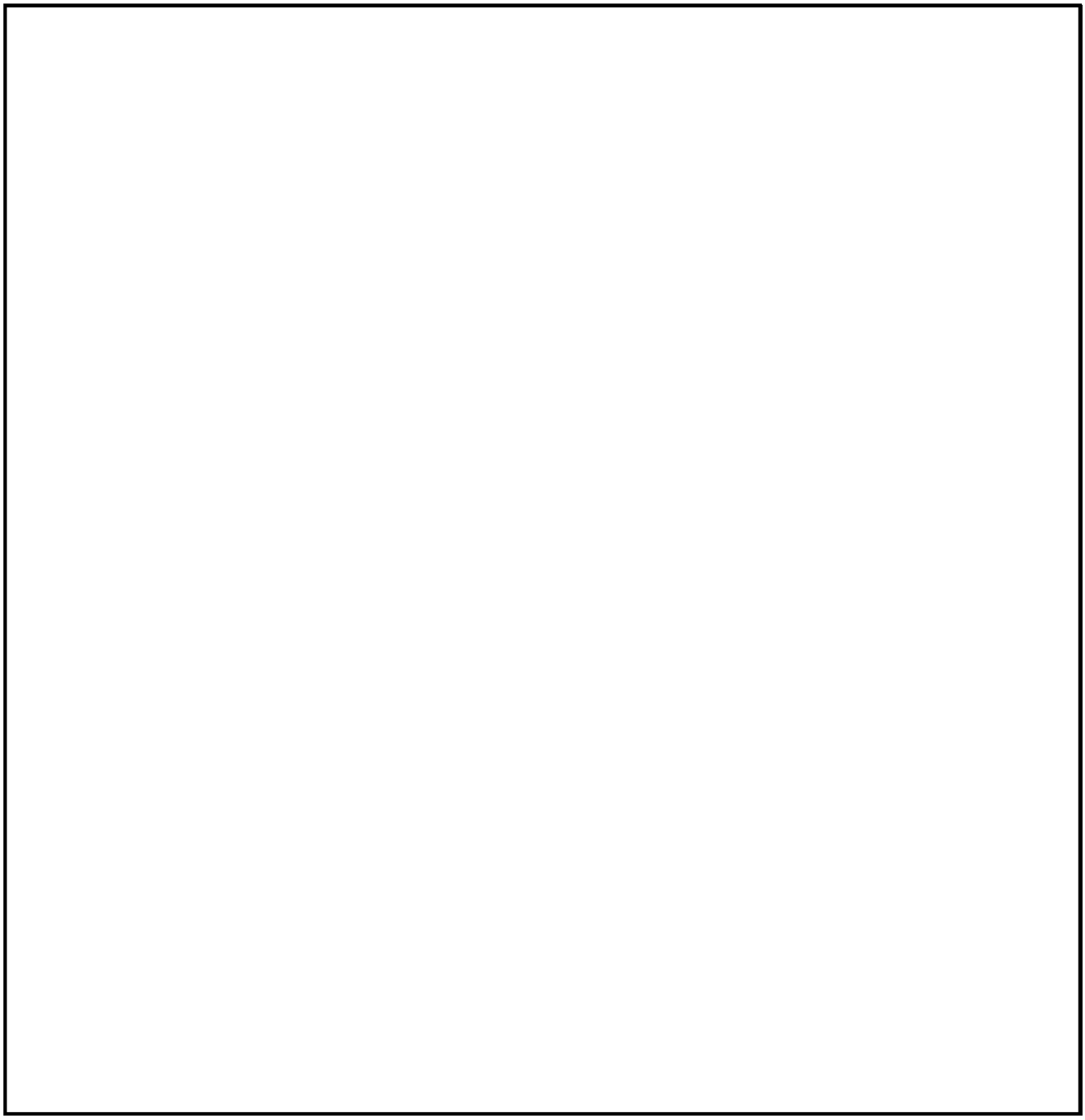
第 10.13.9.1 図　計装設備　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。



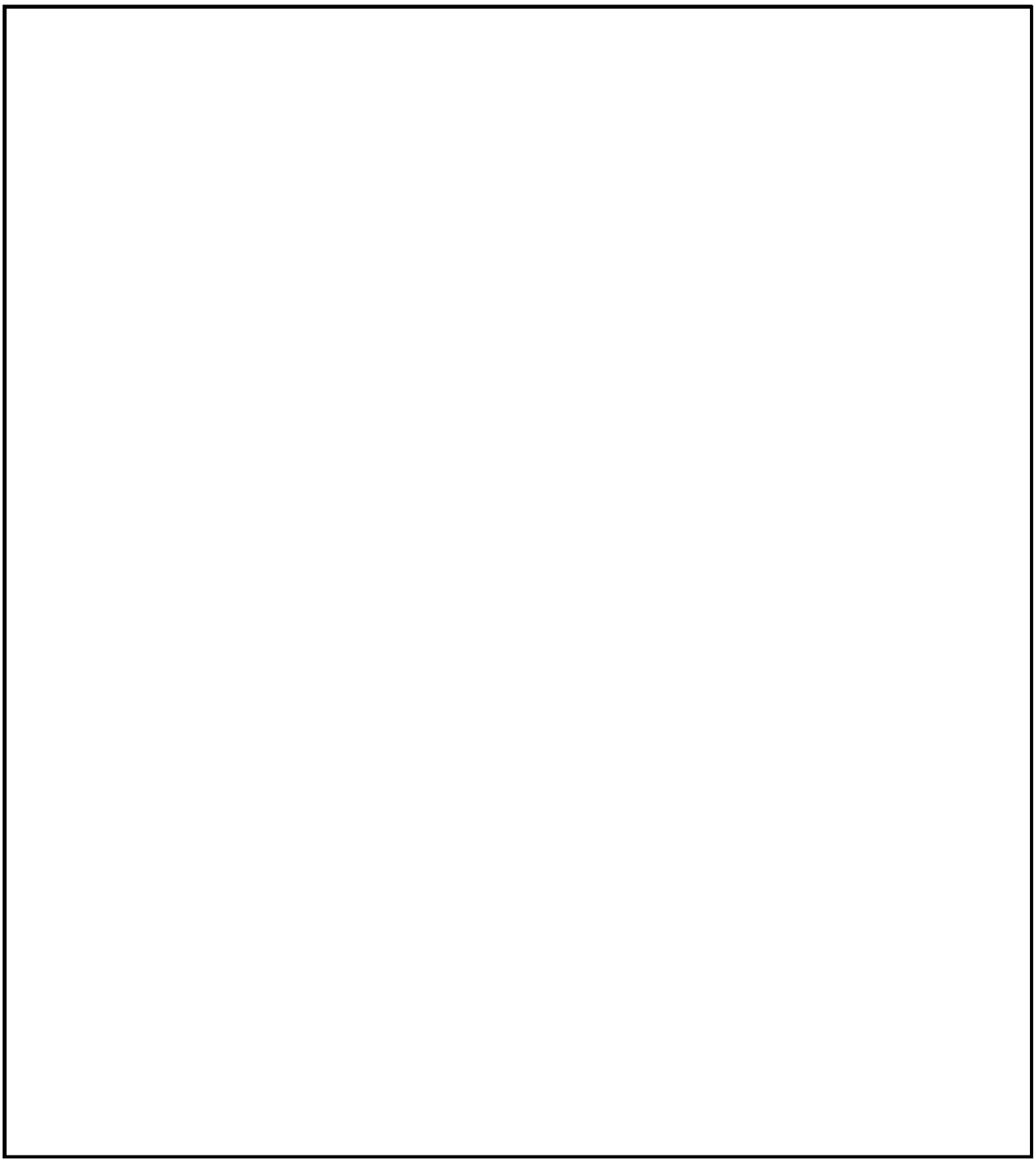
第 10.13.9.2 図　計装設備　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。



第10.13.10.1図　通信連絡設備　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。



第 10.13.11.1 図　緊急時制御室　概略系統図

：防護上の観点から公開できません。

11. 運転保守

11.1 運転保守の基本方針

発電用原子炉施設の運転保守の基本方針及び基本設計で前提とした運転管理事項は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第43条の3の24の規定に基づく玄海原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等において規定する。

11.2 保安管理体制

発電所の保安管理体制は、所長、発電用原子炉主任技術者（原子炉保安監理担当）、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、総務課、防災課、防護管理課、廃止措置運営課、技術第二課、廃止措置安全課、安全管理第二課、プラント管理課、発電第二課、設備管理課、保修第二課、土木建築課、原子力訓練センター、及び安全品質保証統括室をもって構成する。

さらに、発電所における発電用原子炉施設の保安運営に関する重要事項を審議し、確認するため、本店に原子力発電安全委員会、発電所に玄海原子力発電所安全運営委員会を設ける。

11.3 運転管理

発電用原子炉施設の運転管理は、保安規定に定める運転上の留意事項、運転上の制限及び異常時の措置を遵守し、発電用原子炉施設の運転に習熟した者を確保し、機器の性能及び状態を的確に把握した上で行う。

また、運転操作は、通常時及び異常時に対応するよう作成された

運転手順書に従って行い、シミュレータを活用した教育訓練により徹底を図る。異常時の運転手順書については、安全上重要な機器が故障した場合に適切に対応できるよう具体的なものとする。さらに、関連する運転手順書間のつながりを明確化し、機器の操作時期、順序、条件等の表現を平易なものとする。

運転手順書については、国内外の事故、故障等を反映して、充実を図る。

さらに、火災、内部溢水、重大事故等及び大規模損壊が発生した場合における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制を整備し、活動を実施する。

保安管理上必要な資機材については、適切に維持する。

11.4 燃料管理

燃料の運搬、貯蔵、検査、取替え等は、保安規定に基づき適切に管理し、あらかじめ定める燃料取替計画等に従い、所定の容器及び燃料取扱設備を使用し、燃料が臨界に達するおそれがないように必要な措置をとりながら行う。

11.5 放射性廃棄物管理

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を発電所外に放出する場合は、法令に定められた濃度限度等の制限値を遵守することはもちろん、発電所周辺の公衆の線量を合理的に達成できる限り低減するよう適切な放出管理を行う。

放射性固体廃棄物を発電所内に貯蔵又は貯蔵保管する場合は、所定の貯蔵設備において適切に管理する。

11.6 放射線管理

放射線管理は、発電所周辺の公衆、放射線業務従事者等の線量を法令に定められた限度を超えないようにすることはもちろん、合理的に達成できる限り低減する方針で行う。

発電所には、管理区域、周辺監視区域等を設け、出入管理、被ばく管理、管理区域内における作業管理、放射線の測定、放射性物質及び放射性物質によって汚染された物の移動の管理等を適切に実施する。

11.7 保守管理

発電用原子炉施設の保守管理は、保守管理計画を定め、発電用原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器について、保守管理の重要度分類を行い、この重要度に応じて行う。

発電用原子炉施設の性能を維持するために、保全が必要な対象構築物、系統及び機器を定め、保全の実施とその結果の確認及び評価等を適切に行う。また、保守管理の定期的な評価の記録を保存する。

11.8 非常時の措置

非常時の措置として、保安規定に定める事前対策、初期活動及び非常時の活動に関する規定を遵守し、事故の原因除去、拡大防止等のための活動を迅速かつ適切に行う。

また、非常事態に対処するための総合的な訓練を定期的及び必要に応じて計画し実施する。

11.9 保安教育

所員及び請負会社従業員に対して、発電用原子炉施設の保安に関する教育を定期的及び必要に応じ計画し実施する。

11.10 記録及び報告

発電用原子炉施設の保安管理上必要な記録を作成し、保存するとともに、報告すべき事項について定め、必要な機関に報告を行う。

添　付　書　類　九

変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書

目　　次

１．放射線防護に関する基本方針
1.1　基本的考え方
1.2　具体的方法

２．　発電所の放射線管理
2.1　管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定
2.1.1　管理区域
2.1.2　保全区域
2.1.3　周辺監視区域
2.2　管理区域内の管理
2.3　作業管理
2.3.1　人の出入管理
2.3.2　物品の出入管理
2.3.3　管理区域内の区分
2.3.4　作業管理
2.4　個人管理

2.5　保全区域内の管理

2.6　周辺監視区域内の管理

2.7　放射性廃棄物の放出管理

2.7.1　気体廃棄物

2.7.2　液体廃棄物

３．周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

3.1　空間放射線量の監視

3.2　環境試料の放射能監視

3.3　異常時における測定

４．　放射性廃棄物処理

4.1　放射性廃棄物処理の基本的考え方

4.2　気体廃棄物処理

4.2.1　気体廃棄物の発生源

4.2.2　１次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

4.2.3　気体廃棄物の放出量

4.3　液体廃棄物処理

4.3.1　放射性廃液の発生源

4.3.2　放射性廃液の発生量

4.3.3　液体廃棄物の放出量

4.4　固体廃棄物処理

4.4.1　固体廃棄物の種類と発生量

4.4.2　保管管理

4.5　参考文献

５．平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

5.1　１号炉及び２号炉の実効線量の計算

5.1.1　気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量

5.1.2　液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

5.1.3　よう素による実効線量

5.1.4　線量評価結果

5.2　３号炉及び４号炉の実効線量の計算

5.2.1　気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量

5.2.2　液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

5.2.3　よう素による実効線量

5.2.4　線量評価結果

5.3　参考文献

表

第 2.2.1 表	管理区域内の遮へい設計基準
第 2.2.2 表	管理区域内のエリアモニタ
第 2.2.3 表	管理区域内の放射性物質等の測定方法
第 2.2.4 表	系統内の放射能測定用モニタ
第 2.6.1 表	周辺監視区域内における外部放射線に係る線量当量の測定内容
第 2.7.1 表	排気ガスモニタの検出器
第 3.1.1 表	空間放射線量の監視用設備
第 4.2.1 表	１次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度
第 4.2.2 表(1)	希ガスの放出量（１号及び２号炉各炉）
第 4.2.3 表(1)	よう素の放出量（１号及び２号炉各炉）
第 4.2.2 表(2)	希ガスの放出量（３号炉）
第 4.2.3 表(2)	よう素の放出量（３号炉）
第 4.2.2 表(3)	希ガスの放出量（４号炉）
第 4.2.3 表(3)	よう素の放出量（４号炉）
第 4.2.4 表	希ガス及びよう素の放出量（１号、２号、３号及び４号炉合算）
第 4.3.1 表	放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量（３号及び４号炉合算）
第 4.3.2 表	液体廃棄物の核種構成
第 4.4.1 表	固体廃棄物の年間推定発生量
第 5.1.1 表	実効線量評価に用いる排気筒有効高さ（１号及び２号炉各炉）

第 5.1.2 表　着目方位及び隣接２方位への最大放出回数
（１号及び２号炉各炉）
第 5.1.3 表　実効線量評価に用いる気象条件（１）
（１号及び２号炉各炉）
第 5.1.4 表　実効線量評価に用いる気象条件（２）
（１号及び２号炉各炉）
第 5.1.5 表　周辺監視区域境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（１号及び２号炉合算）
第 5.1.6 表　敷地等境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（１号及び２号炉合算）
第 5.1.7 表　液体廃棄物中に含まれる核種ｉの実効線量への換算係数
第 5.1.8 表　液体廃棄物の放水口濃度（１号及び２号炉各炉）
第 5.1.9 表　海産物の濃縮係数
第 5.1.10 表　気体廃棄物中のよう素による実効線量
（１号及び２号炉合算）
第 5.2.1 表　実効線量評価に用いる排気筒有効高さ
（３号及び４号炉各炉）
第 5.2.2 表　着目方位及び隣接２方位への最大放出回数
（３号及び４号炉各炉）
第 5.2.3 表　実効線量評価に用いる気象条件（１）
（３号及び４号炉各炉）
第 5.2.4 表　実効線量評価に用いる気象条件（２）
（３号及び４号炉各炉）
第 5.2.5 表　周辺監視区域境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（３号及び４号炉合算）

第 5.2.6 表　敷地等境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（３号及び４号炉合算）
第 5.2.7 表　液体廃棄物中に含まれる核種ｉの実効線量への換算係数
第 5.2.8 表　液体廃棄物の放水口濃度（３号及び４号炉各炉）
第 5.2.9 表　海産物の濃縮係数
第 5.2.10 表　気体廃棄物中のよう素による実効線量（３号及び４号炉合算）

図

第 2.1.1 図	管理区域及び保全区域図
第 2.1.2 図	管理区域詳細図（地下４階）
第 2.1.3 図	管理区域詳細図（地下３階）
第 2.1.4 図	管理区域詳細図（地下２階）
第 2.1.5 図	管理区域詳細図（地下１階）
第 2.1.6 図	管理区域詳細図（１階）
第 2.1.7 図	管理区域詳細図（２階）
第 2.1.8 図	雑固体溶融処理建屋管理区域詳細図（１階及び２階）
第 2.1.9 図	雑固体溶融処理建屋管理区域詳細図（３階）
第 2.1.9(1)図	使用済燃料乾式貯蔵建屋管理区域詳細図
第 2.1.10 図	周辺監視区域図
第 4.1.1 図	気体廃棄物処理系統説明図（換気系等を含む。）
第 4.1.2 図	液体廃棄物処理系統説明図
第 4.1.3 図	固体廃棄物処理系統説明図
第 4.3.1 図	液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度（３号及び４号炉合算、評価ベース）
第 5.1.1 図	１号炉及び２号炉の実効線量の評価地点
第 5.2.1 図	３号炉及び４号炉の実効線量の評価地点

１．放射線防護に関する基本方針

1.1　基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等が、本発電所に起因する放射線被ばくから十分安全に保護されるように放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆の受ける線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、今後、発電用原子炉施設の最終的な詳細設計に合わせて十分検討の上、「原子炉等規制法」に基づいて作成する保安規定にこれを定める。

1.2　具体的方法

(1)　放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な遮へい設備により、また、空気汚染等による内部被ばくに対しては、換気空調設備等によりこれを無視できる程度に下げる方針で設計し運用する。

(2)　放射線業務従事者等に対しては、無用の放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視してその結果を管理区域内の諸管理に反映する。

(3)　放射線業務従事者等の線量を測定評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備及び作業方法等の改善に反映する。

さらに、定期的に健康診断を行って身体的状態を把握する。

(4)　管理区域の外側に周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界にはさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。

(5)　気体及び液体廃棄物の放出管理については、発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「線量目標値に関する指針」に定める線量目標値を超えないように努める。

２．発電所の放射線管理

2.1　管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定

2.1.1　管理区域

炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量限度等を定める告示」という。）（第１条）に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域はすべて管理区域とする。実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して原子炉格納容器、原子炉周辺建屋の大部分、原子炉補助建屋の大部分、燃料取替用水タンク建屋、固体廃棄物貯蔵庫、蒸気発生器保管庫、廃棄物処理建屋、焼却炉建屋、雑固体溶融処理建屋の大部分、使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎及び使用済燃料乾式貯蔵建屋上部構造物で構成される使用済燃料乾式貯蔵建屋の大部分等を管理区域とする。

また、運用段階でもしも一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時管理区域とする。

管理区域については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第78条）に従って、次の措置を講じる。

(1)　壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、かぎの管理等の措置を講じる。

(2)　床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が「線量限度等を定める告示」（第４条）に定める表面密度限度を超えないようにする。

(3)　管理区域から人が退去し又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が(2)の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。

管理区域は第2.1.1図～第2.1.9(1)図に示すように設定する。

2.1.2　保全区域

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第１条）の規定に基づき発電用原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋で管理区域以外の区域及びタービン建屋等を第2.1.1図に示すように保全区域として設定する。

2.1.3　周辺監視区域

線量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」（第３条及び第９条）に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。実際には管理上の便宜も考慮して第2.1.10図に示すように設定する。

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第８条）の規定に基づき、周辺監視区域には人の居住を禁止し、境界にさく

又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。

2.2　管理区域内の管理

管理区域内の各区域は、外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入り頻度等に差異があるため、これらのことを考慮して区域内管理及び作業管理を行う。

作業管理については、「2.3 作業管理」で述べることにし、ここでは区域内管理について述べる。

管理区域内の管理は、遮へい及び換気空調設備等の防護施設の設置、維持及び外部放射線に係る線量当量等を監視することにより行う。

以下、その具体的な方法について述べる。

(1)　遮へい

放射線業務従事者等を不必要な外部被ばくから防護するため、関係各区域への立入りの頻度、滞在時間等を考慮して第2.2.1表のように管理区域を３区分に分け、これらの外部放射線に係る基準線量率に適合する維持管理を行えるよう遮へいを設ける。

第2.2.1表　管理区域内の遮へい設計基準

区　　分		外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域内	第Ⅱ区分	≦0.01mSv／h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≦0.15mSv／h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	＞0.15mSv／h	機器室等

遮へいの具体的な説明は、「添付書類八 8.3 遮へい設備」に示す。

(2)　換　　気

放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、換気空調設備は次の条件を満足するように管理する。

a．換気は系統ごとに行い、汚染の拡大を防止していること。

b．各換気系統について空気の供給は清浄区域から行い、汚染の可能性のある区域に向って流れていること。

c．フィルタは所定の性能を維持していること。

d．各換気系統の容量は、各区域及び部屋の換気、除熱を行うに十分であること。

e．人が常時立ち入る場所は、空気中の放射性物質の濃度が濃度限度よりも、十分低くなっていること。

換気空調設備の具体的な説明は「添付書類八8.2換気空調設備」に示す。

(3)　線量当量等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が、容易、かつ、確実に行えるようにするため、放射線測定器により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

a．外部放射線に係る線量当量率の測定

管理区域内空間の外部放射線に係る線量当量率を把握するため、管理区域内の主要部分における外部放射線に係る線量当量率を測定する。

外部放射線に係る線量当量率測定用のエリアモニタについては、第2.2.2表に示す。

第2.2.2表　管理区域内のエリアモニタ

設　置　場　所	検出器の種類
ドラム詰室	半導体
放射化学室	半導体
充てんポンプ室	半導体
使用済燃料ピット付近	半導体
原子炉系試料採取室	半導体
原子炉格納容器内（エアロック付近）	半導体
原子炉格納容器内（炉内核計装付近）	半導体
廃棄物処理建屋内	半導体
雑固体溶融処理建屋内	半導体

前記のモニタは、放射線レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合、現場及び中央制御室において警報を発する。

なお、警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は遮へい設計区分の上限等を基にして定める。

また、放射線業務従事者等が、特に、頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。

サーベイメータとしては線量当量率サーベイメータを使用する。

b．空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定

管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を把握するため、空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を測定する。

(a)　原子炉格納容器モニタ

このモニタは、原子炉格納容器内の空気中の放射性物質の濃度（ガス及びじんあい）を常に監視する。

放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は、中央制御室において警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

なお、警報は異常の発見を主目的とすることから、その警報設定点は平常時の値等を基にして定める。

(b)　サンプリングによる測定

空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度が異常に変化すれば、前に述べたエリアモニタ及びサーベイメータによっても測定できるものであるが、これとは別に、放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、サンプリングによる測定を定期的及び必要の都度行う。

以上の測定に用いる検出器又は器具等を第2.2.3表に示す。

第2.2.3表　管理区域内の放射性物質等の測定方法

測定方法	測　定　対　象	検出器又は器具等
固定モニタ（原子炉格納容器モニタ）	原子炉格納容器内空気中ガスの放射能濃度	シンチレータ
	原子炉格納容器内空気中粒子の放射能濃度	シンチレータ
サンプリングによる測定	空気中ガスの放射能濃度	ガスサンプラ ガス放射能測定装置
	空気中粒子の放射能濃度	ダストサンプラ 試料放射能測定装置
	床等の表面の放射性物質の密度	スミヤろ紙 試料放射能測定装置

c．系統内の放射能測定

発電用原子炉施設が、正常に運転されていることを確認するため、系統内の気体及び液体中の放射性物質の濃度を測定する。

(a)　復水器排気ガスモニタ

復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射性物質の濃度を監視し、１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知する。

(b)　廃棄物処理設備排ガスモニタ

気体廃棄物処理設備により処理された排気ガス中の放射性物質の濃度を監視する。

(c)　蒸気発生器ブローダウン水モニタ

蒸気発生器２次側ブローダウン水中の放射性物質の濃度を監視し、１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知する。

(d)　原子炉補機冷却水モニタ

原子炉補機冷却水中の放射性物質の濃度を監視し、１次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄施設及び余熱除去設備等から原子炉補機冷却水側への１次冷却材の漏えいを検知する。

(e)　補助蒸気復水モニタ

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発装置等の加熱蒸気側ドレン中の放射性物質の濃度を監視して、廃液側から蒸気ドレン側への廃液の漏えいを検知する。

(f)　高感度型主蒸気管モニタ

主蒸気管蒸気中の放射性物質の濃度を監視し、Ｎ－16に着目して１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知する。

上記のように、(a)～(f)は気体又は液体中の放射性物質の濃

度を常に監視し、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は中央制御室において警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

なお、警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は平常時の値等を基にして定める。

以上のモニタの検出器の種類を第2.2.4表に示す。

第2.2.4表　系統内の放射能測定用モニタ

モニタの種類	検出器の種類
復水器排気ガスモニタ	シンチレータ
廃棄物処理設備排ガスモニタ	シンチレータ
蒸気発生器ブローダウン水モニタ	シンチレータ
原子炉補機冷却水モニタ	シンチレータ
補助蒸気復水モニタ	シンチレータ
高感度型主蒸気管モニタ	シンチレータ

なお、プロセスモニタの説明図を添付書類八の第8.1.1図～第8.1.4図に示す。

(g)　サンプリングによる測定

上記のほかに、主な系統は定期的及び必要な都度サンプリングし、試料放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する。

2.3　作業管理

管理区域内の管理で述べたように、設備及び作業環境の管理を十分に行って作業環境の条件の向上に努めるが、実際に放射線業務従事者が作業を行う場合には、放射線業務従事者の線量を低減するため、更に厳重な作業管理を行う。

2.3.1　人の出入管理

(1)　管理区域への立入制限

管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ必要な場合に限り、管理区域に立ち入るものとする。

なお、管理区域への立入制限は、出入管理室において行う。

(2)　出入管理の原則

a．管理区域の出入口は、1箇所とする。

b．管理区域に立ち入る者には、蛍光ガラス線量計、警報付ポケット線量計等所定の個人線量計を装着させる。

c．管理区域に立ち入る者には、指定された被服を着用させる。汚染のある区域へ立ち入る場合には、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくを防止する。

d．管理区域から退出する者には、退出モニタ等によって放射性物質による表面汚染を検査させる。

e．管理区域の人の出入りについては、出入管理室において確認し、記録する。

(3)　管理区域での遵守事項

a．管理区域立入時には、前に述べた個人線量計、指定された被服等の着用を遵守させるとともに、不要品を持ち込ませないよう注意する。

b．放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食、喫煙は禁止する。

c．異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は、直ちに必要箇所へ連絡させ、その指示に従わせる。

2.3.2　物品の出入管理

管理区域への物品の持込み及び持出しは、出入管理室において行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋等の機器搬入口に臨時の出入管理室を設けて、出入管理を行う。

管理区域から物品を持ち出す場合は、その物品の表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」（第２条）に定める管理区域に係る値を超えていないことを測定によって確認する。なお、放射性物質等を運搬する場合には、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質等車両運搬規則」等を遵守する。

2.3.3　管理区域内の区分

管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する放射線管理区域と空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度に起因する汚染管理区域とに区分する。さらに、放射線管理区域は、その外部放射線に係る線量当量率の高低により、また、汚染管理区域は空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度の高低により区分し、段階的な出入管理を行うことによって管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易、かつ、確実に行えるようにする。

2.3.4　作業管理

管理区域内での作業は、原則として次のように行う。

(1)　事前に個人被ばく歴、作業環境及びその変化を考慮し、放射線業務従事者の線量を低減するよう作業計画を立てるとともに、作業方法、手順等について、その周知徹底を図る。

(2)　放射線防護については、防護具類、警報付ポケット線量計等の個人線量計の着用、時間制限等必要な条件を定める。

(3)　作業を行う場合は、責任者を定めるとともに上記条件等を遵守させ、放射線業務従事者の線量の低減を図る。

(4)　作業中に作業環境の変化が起こり得るような場合は、必要に応じ外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、作業環境の確認を行う。

(5)　その結果必要な場合は、一時的遮へいの使用、除染等を行い、作業環境の保全に努める。

(6)　請負業者の作業管理については、当社放射線業務従事者に準じて行わせるほか、立会い等により指導監督を行う。

2.4 個人管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を常に測定評価するとともに、定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

(1) 管理区域立入り前の措置

「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第１条）に従って、発電用原子炉の運転、発電用原子炉施設の保全、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵、廃棄又は汚染の除去等の業務に従事する者であって、管理区域に立ち入る者を放射線業務従事者とする。

放射線業務従事者に対しては、あらかじめ次のような措置を講じる。

ａ．放射線防護に関する教育、訓練を行う。

ｂ．被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

(2) 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は、「線量限度等を定める告示」（第６条及び第８条）に定める線量限度を超えないようにする。

(3) 線量の管理

放射線業務従事者の線量が、線量限度を超えないよう被ばく管理上、必要な措置を講じる。

ａ．外部被ばくによる線量の測定評価

外部被ばくによる線量の測定評価は、原則として次のように行う。

(a) 放射線業務従事者には、発電所内においては蛍光ガラス線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量の積算値を定期的に測

定評価する。

(b) 管理区域に立ち入る場合には、上記個人線量計の着用を確認するとともに更に警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量をその日ごとに測定評価する。

なお、一時的に立ち入る者には、警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量の測定評価を行う。

(c) 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて、適切な個人線量計、例えば、原子炉運転中に行われる原子炉格納施設内の作業等に関しては、中性子用熱蛍光線量計等を着用させ、その都度外部被ばくによる線量の測定評価を行う。

b．内部被ばくによる線量の測定評価

(a) 放射線業務従事者の内部被ばくの管理は、作業環境の空気中の放射性物質濃度及び放射性物質の表面密度を測定し、必要に応じマスク、防護衣等の着用により体内摂取を防止することによって行う。また、内部被ばくによる線量の評価に資するためホールボディカウンタによる測定を行う。

(b) ホールボディカウンタによる測定は、発電所入退所時（放射線業務従事者として勤務を開始及び終了する時）及び定期的並びに必要に応じて行う。

(c) 放射性物質を体内摂取した者又はそのおそれのある者については尿検査等も行う。

c．線量評価結果の通知及び記録

(a) 放射線業務従事者の線量評価結果は、所属長及び本人に通知する。

(b) 放射線業務従事者の線量測定結果は、定期的に評価、記録す

るとともに、以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

(4)　健康管理

a．「電離放射線障害防止規則」（第56条）の規定に基づき放射線業務従事者について、健康診断を実施し、その身体的状態を把握する。

これらの健康診断の結果は、本人へ通知するとともに記録する。

b．健康診断結果及び線量評価結果による医師の勧告等を考慮し、必要ある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。

2.5　保全区域内の管理

保全区域は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第８条）の規定に基づき、標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要に応じて人の立入制限、かぎの管理、物品の持出制限等の措置を講じる。

2.6　周辺監視区域内の管理

周辺監視区域は、「線量限度等を定める告示」（第２条）に定める外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度以下に保つ。

具体的には、外部放射線に係る線量については、３月間につき1.3mSv以下になるように遮へいを維持管理する。

また、空気中及び水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が、容易に流出することのないよう、換気系統及び排水系統を管理する。

表面の放射性物質の密度については、「2.3作業管理」で述べたように、人及び物品の出入管理を十分に行う。

なお、これらの基準を満足していることを確認するために、管理区域外において、定期的に外部放射線に係る線量当量の測定を第2.6.1表のように行う。

第2.6.1表　周辺監視区域内における外部放射線に係る線量当量の測定内容

項　　目	頻　　度
外部放射線に係る線量当量（蛍光ガラス線量計）	３月ごとに読取り
外部放射線に係る線量当量率（サーベイメータ）	１回／月

なお、周辺監視区域外においては、「線量限度等を定める告示」（第３条及び第９条）に定める線量限度及び濃度限度以下に管理するが、その方法については、「2.7 放射性廃棄物の放出管理」で述べる。

また、その監視については、「３．周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視」で述べる。

2.7　放射性廃棄物の放出管理

発電所外に放出される放射性の気体及び液体廃棄物は、以下に述べるように厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空気中又は水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」（第９条）に定める値を超えないようにする。

さらに、「線量目標値に関する指針」に基づき、放出管理の目標値を以下のように定め、この管理目標値を超えることのないように努める。

2.7.1　気体廃棄物

(1)　放出管理

平常運転時の気体廃棄物は、放射能を減衰させるか又はフィルタを通して排気筒、燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気口、廃棄物処理建屋排気口、雑固体焼却設備排気筒及び雑固体溶融処理建屋排気口から放出する。

排気筒から放出するものは、気体廃棄物処理設備、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備、安全補機室空気浄化設備、補助建屋排気系統、燃料取扱棟排気系統、試料採取室排気系統、出入管理室排気系統及び格納容器減圧装置からの排気である。

この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は、排気筒ガスモニタによって常に監視する。

なお、原子炉格納容器内の空気は原子炉停止時等、必要な時にのみ放出するが、放出する場合には、あらかじめ原子炉格納容器モニタによって、放射性物質の濃度を確認する。

また、燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備の排気は燃焼式雑固体

廃棄物減容処理設備排気口から、廃棄物処理建屋の換気系からの排気は廃棄物処理建屋排気口から、雑固体溶融処理設備の排気及び雑固体溶融処理建屋の換気系からの排気は雑固体溶融処理建屋排気口から放出する。これらの排気中の放射性物質の濃度は、燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気ガスモニタ、廃棄物処理建屋排気ガスモニタ及び雑固体溶融処理建屋排気ガスモニタによって常に監視する。

これらのモニタの測定結果は、中央制御室に指示、記録するとともに、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は、中央制御室に警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

なお、これらのモニタの警報設定点は、平常時の値及び放出に関する管理の目標値等を基にして定める。

モニタの検出器を第2.7.1表に示す。

第2.7.1表　排気ガスモニタの検出器

モニタの種類	検出器の種類
排気筒ガスモニタ	シンチレータ
廃棄物処理建屋排気ガスモニタ	シンチレータ
燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気ガスモニタ	シンチレータ
雑固体溶融処理建屋排気ガスモニタ	シンチレータ

また、各排気筒及び排気口から放出される気体廃棄物中の放射性よう素、放射性粒子及びトリチウムについては、第2.7.1表に示すモニタ付近に連続サンプリングが出来る試料採取装置を設置し、定期的に測定する。

(2)　放出管理目標値

後述の「４．放射性廃棄物処理」及び「５．平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価」の結果から「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値（１号、２号、３号及び４号炉合計）を以下のとおり設定する。

希　ガ　ス	年間　2.2×10^{15}Bq
よう素131	年間　5.8×10^{10}Bq

2.7.2　液体廃棄物

(1)　放出管理

平常運転時の液体廃棄物は、「添付書類八　7.3 液体廃棄物処理設備」で述べた処理を行った後、復水器冷却水と混合、希釈して放出する。

この放出される放射性物質の濃度を確認するために、これらの液体廃棄物を放出する場合には、あらかじめタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定する。

また、放出される液体中の放射性物質の濃度は、廃棄物処理設備排水モニタによって常に監視する。

この廃棄物処理設備排水モニタの測定結果は、中央制御室に指

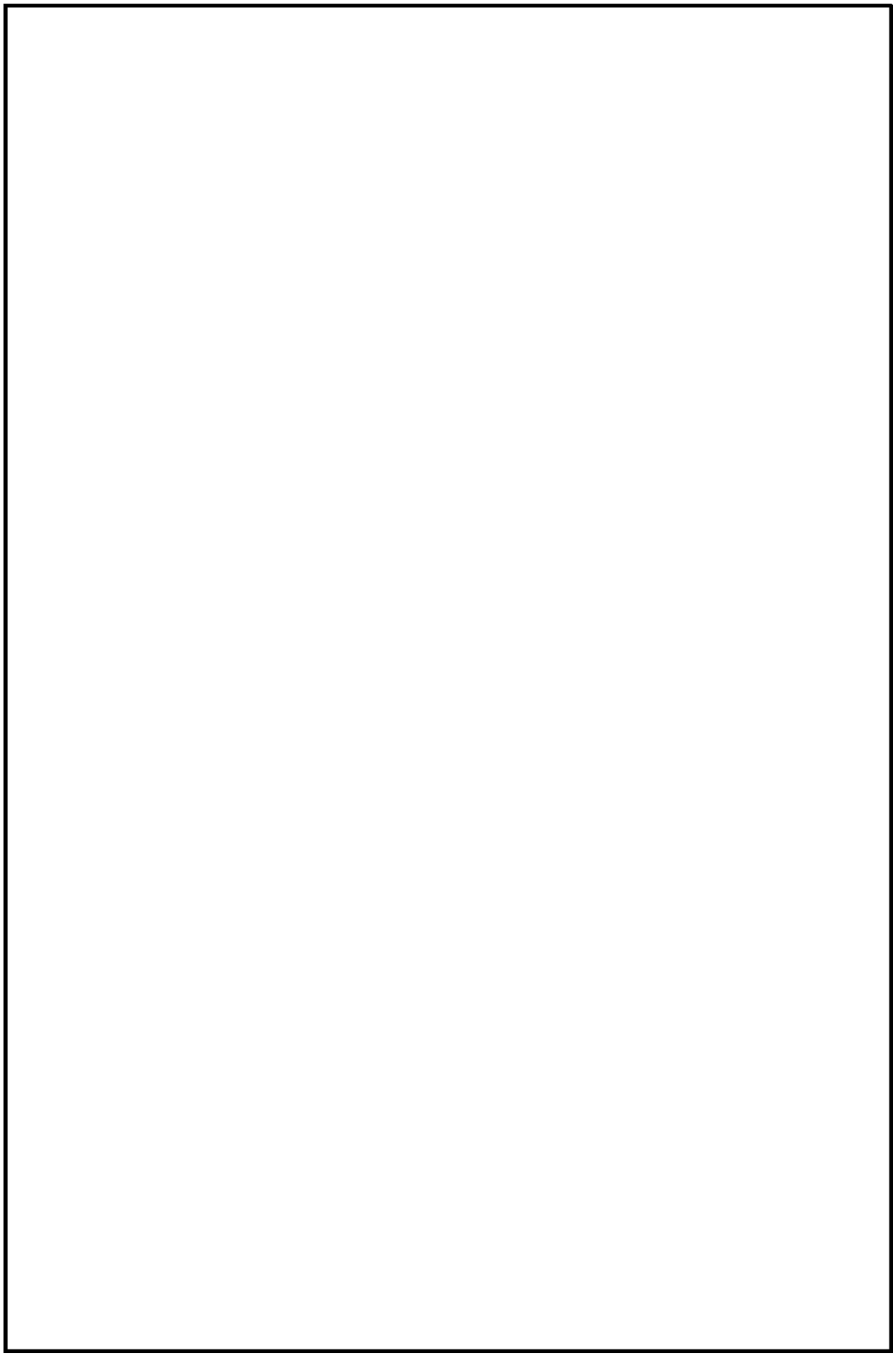
示、記録するとともに、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は、警報を発し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

廃棄物処理設備排水モニタの警報設定点は、平常時の値及び放出に関する管理の目標値を基にして定める。

廃棄物処理設備排水モニタの検出器は、シンチレータである。

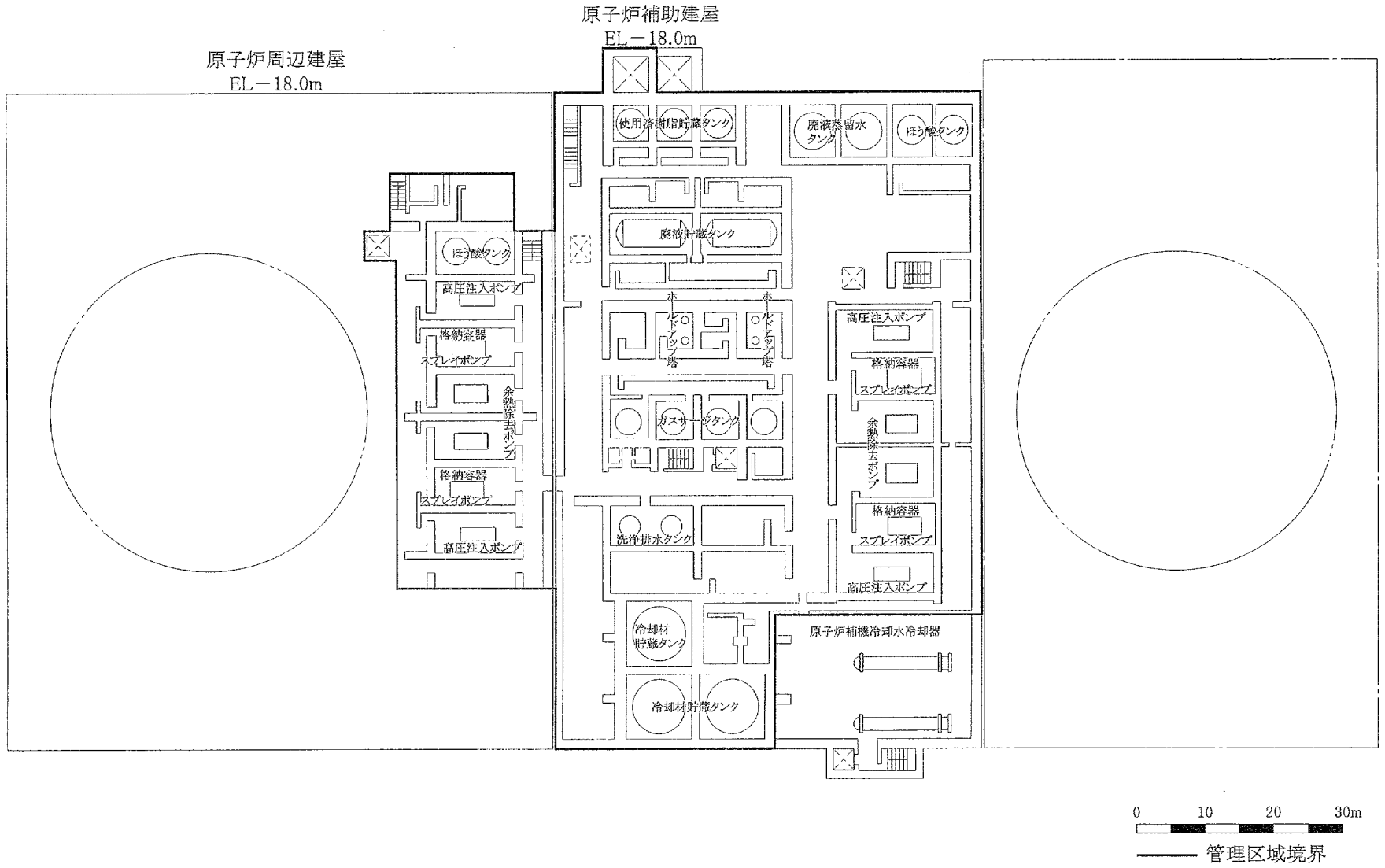
(2) 放出管理目標値

後述の「４．放射性廃棄物処理」及び「５．平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価」の結果から「線量目標値に関する指針」に基づき、液体廃棄物中の放射性物質（トリチウムを除く）の放出管理目標値（１号、２号、３号及び４号炉合計）を年間1.4×10^{11}Bqに設定する。

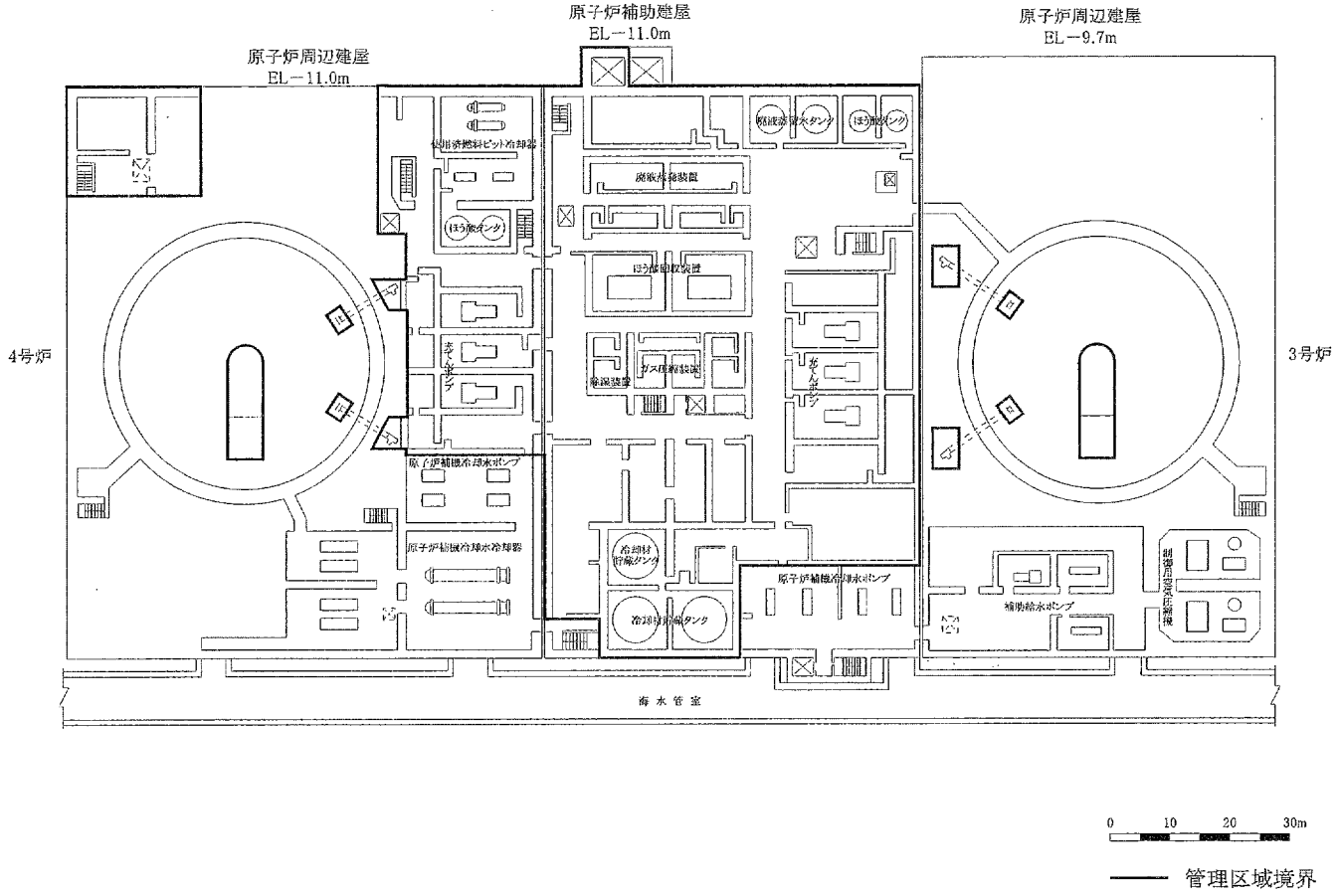


第2.1.1図　管理区域及び保全区域図

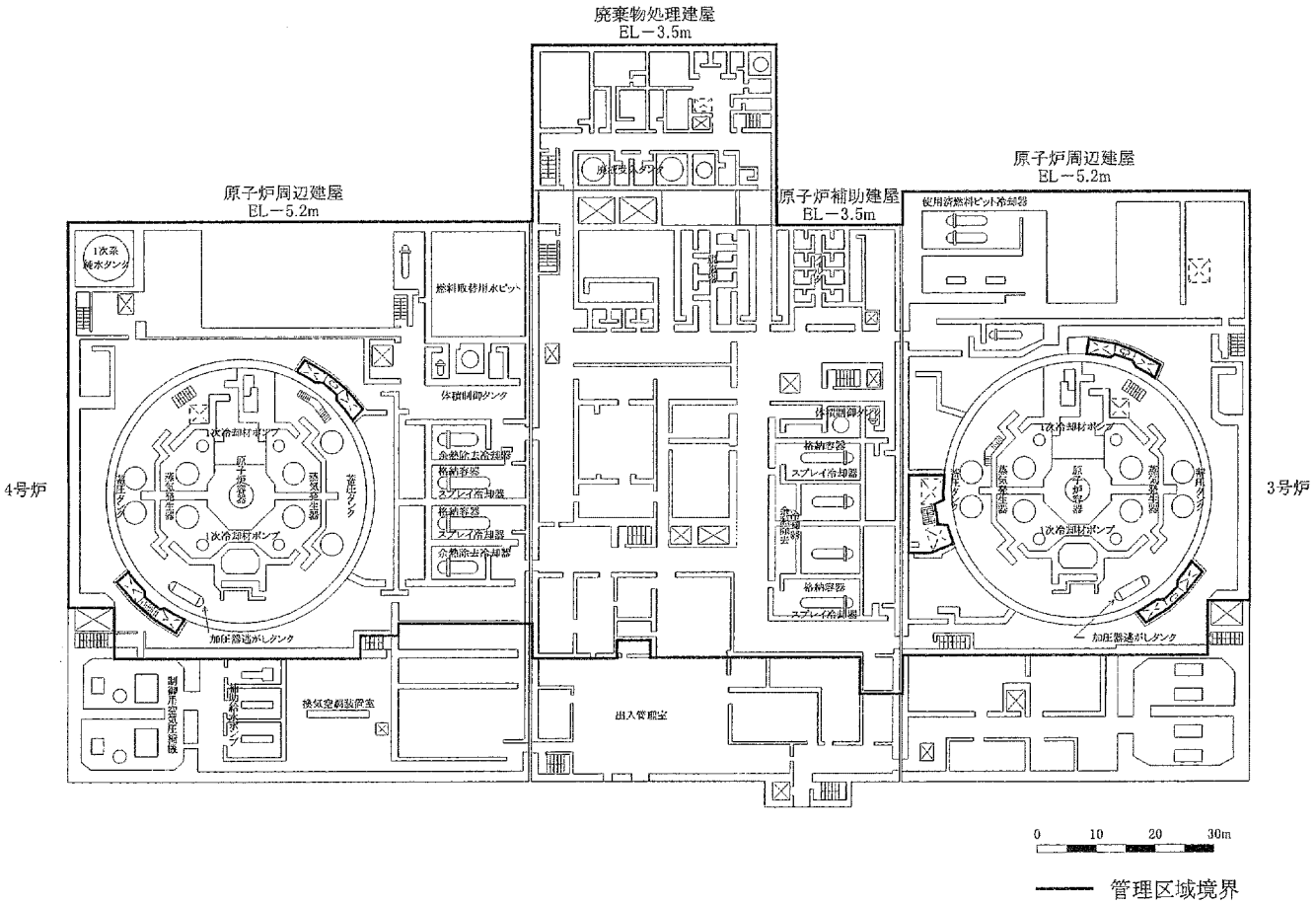
：防護上の観点から公開できません。



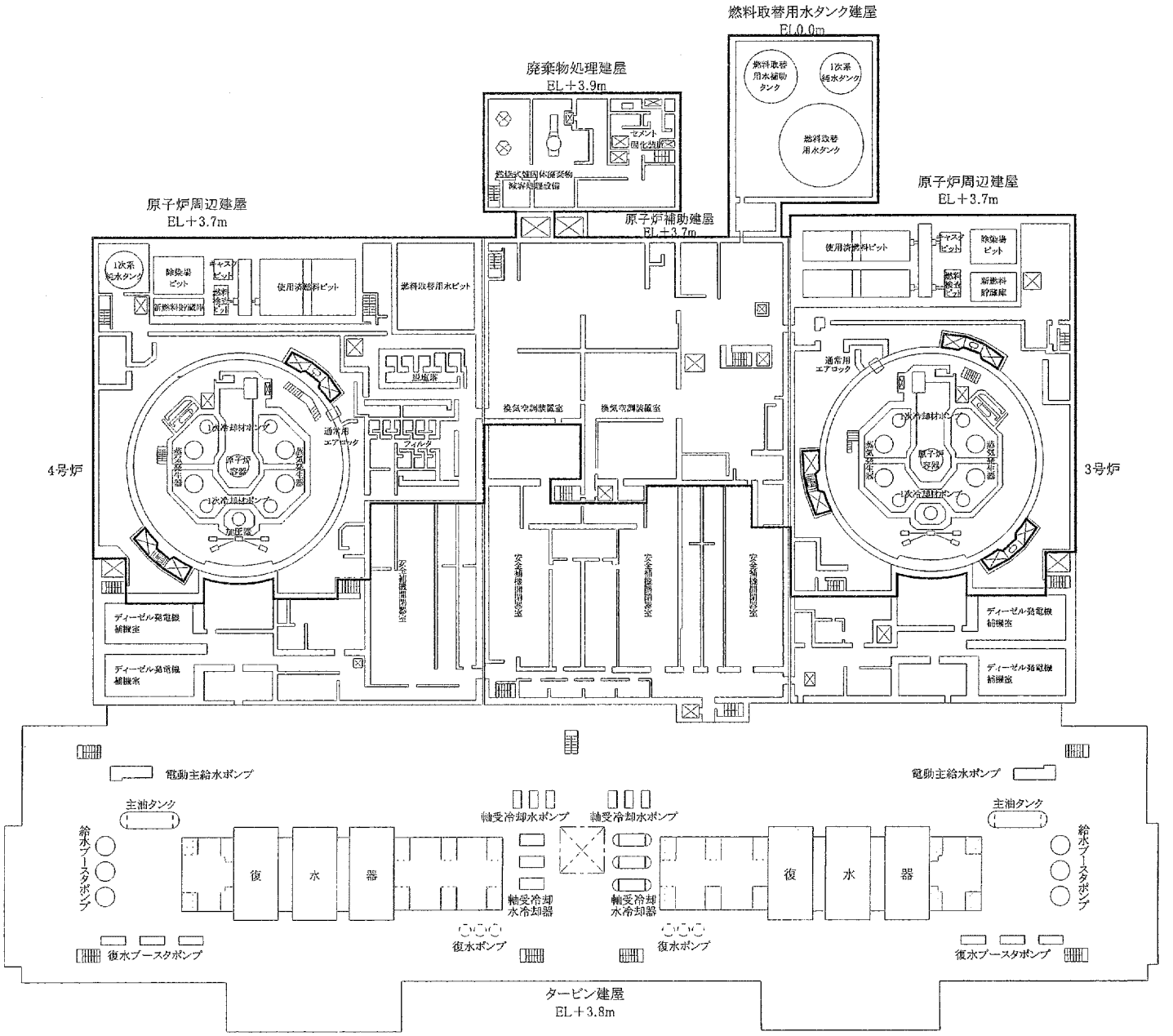
第2.1.2図　管理区域詳細図（地下4階）



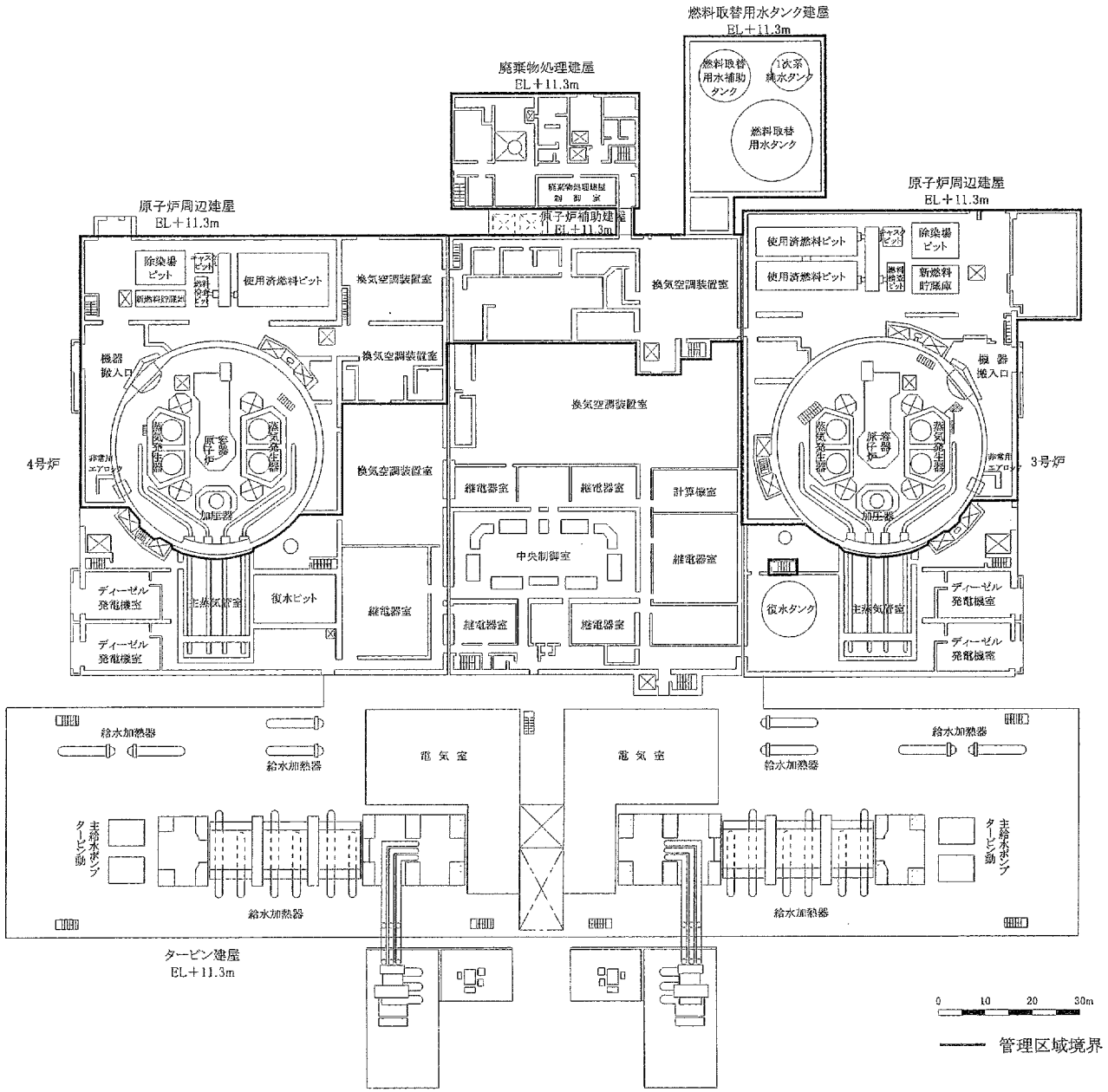
第2.1.3図　管理区域詳細図（地下3階）



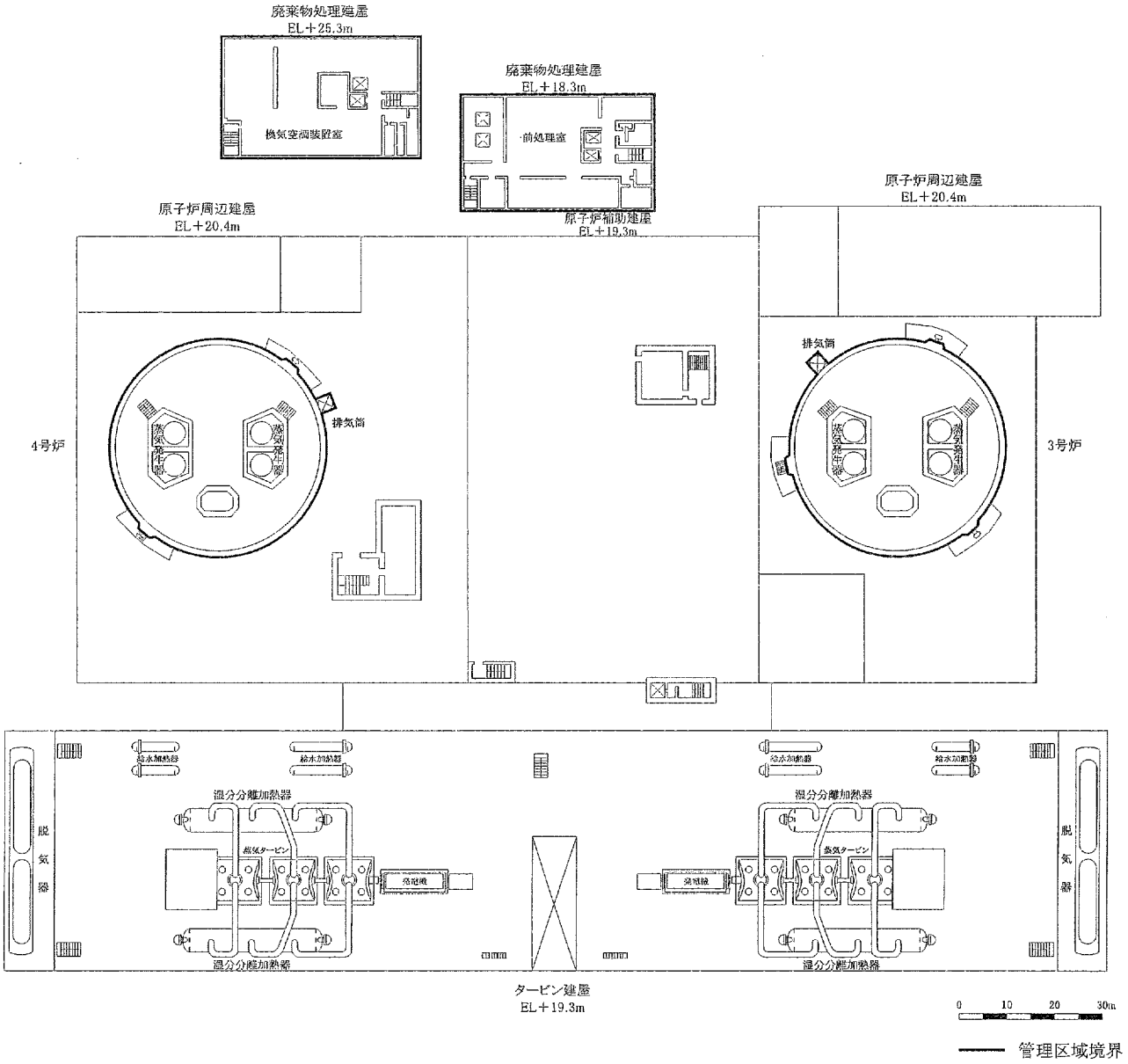
第2.1.4図　管理区域詳細図（地下2階）



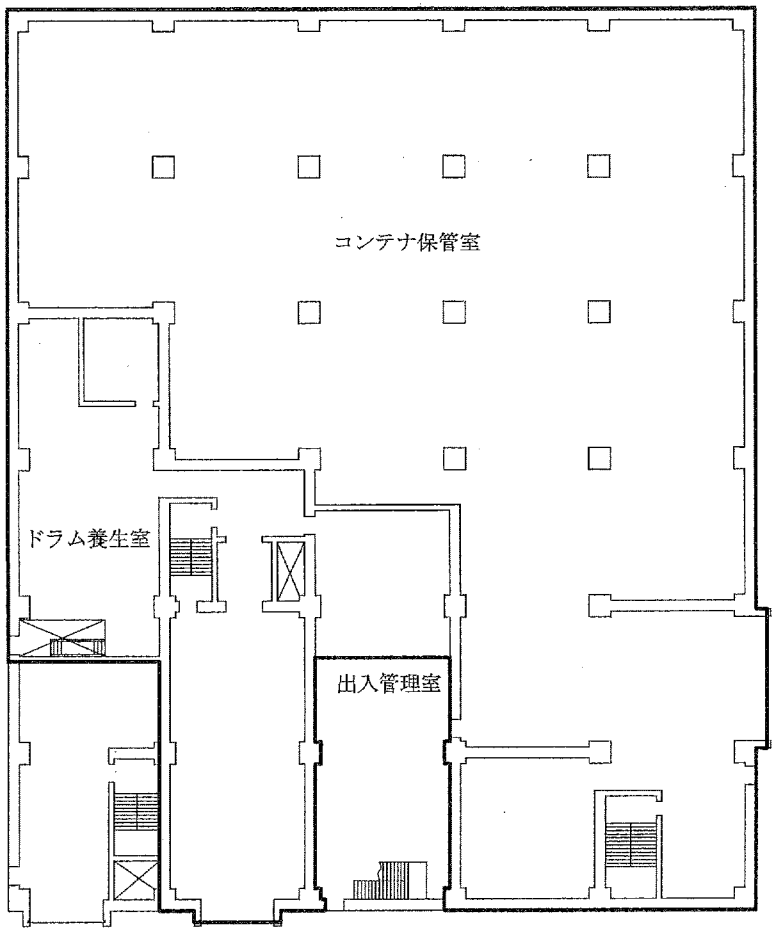
第2.1.5図　管理区域詳細図（地下1階）



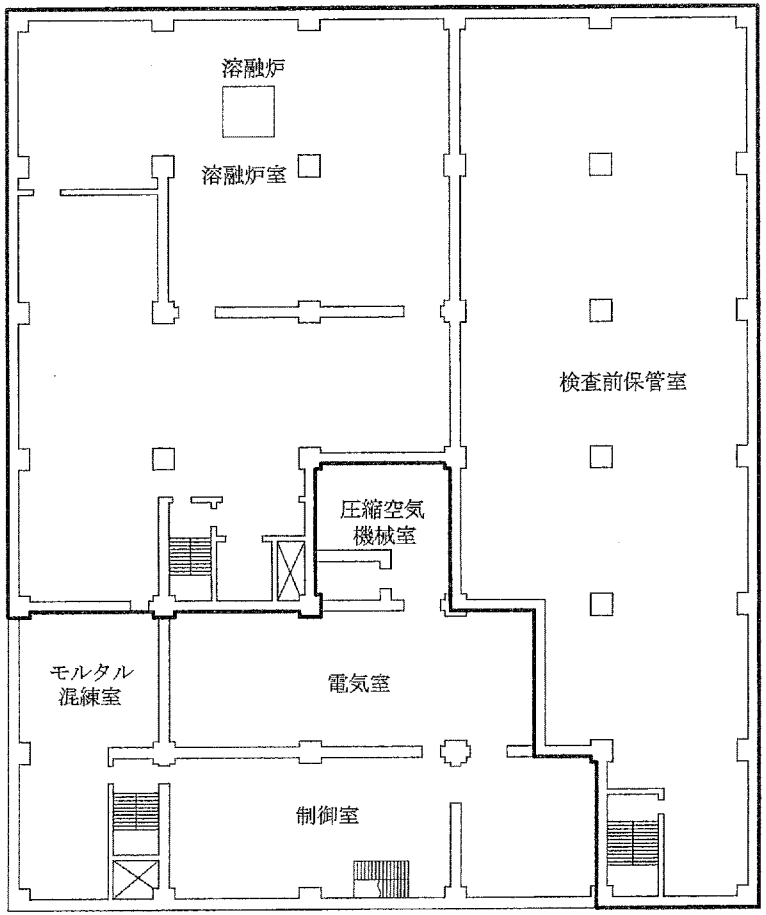
第2.1.6図　管理区域詳細図（1階）



第2.1.7図　管理区域詳細図（2階）



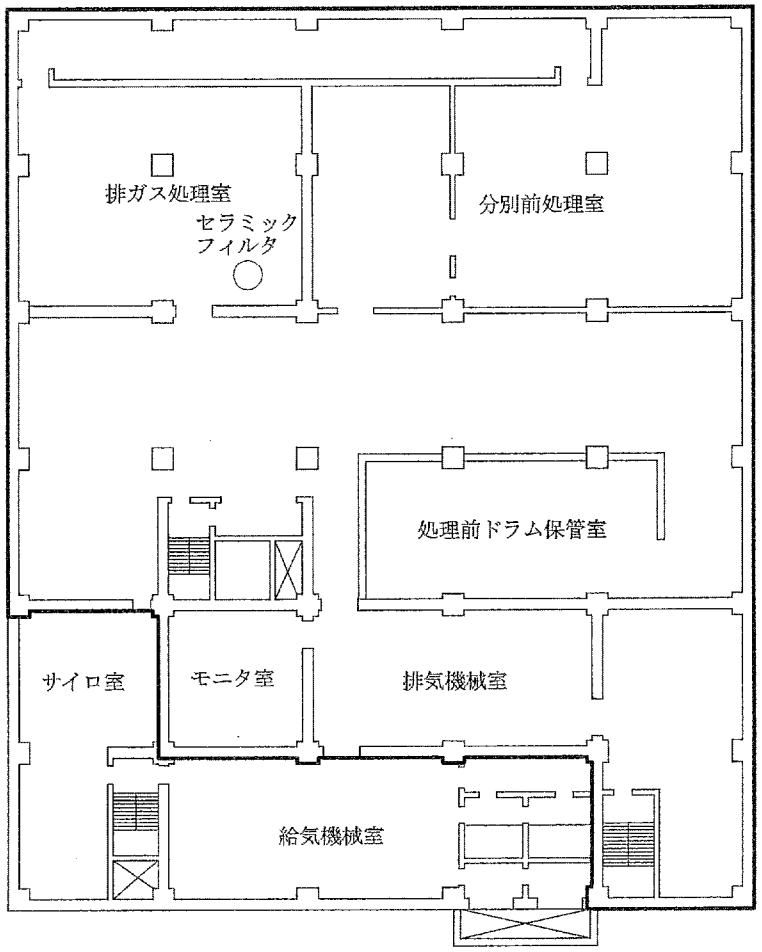
1階



2階

——：管理区域境界

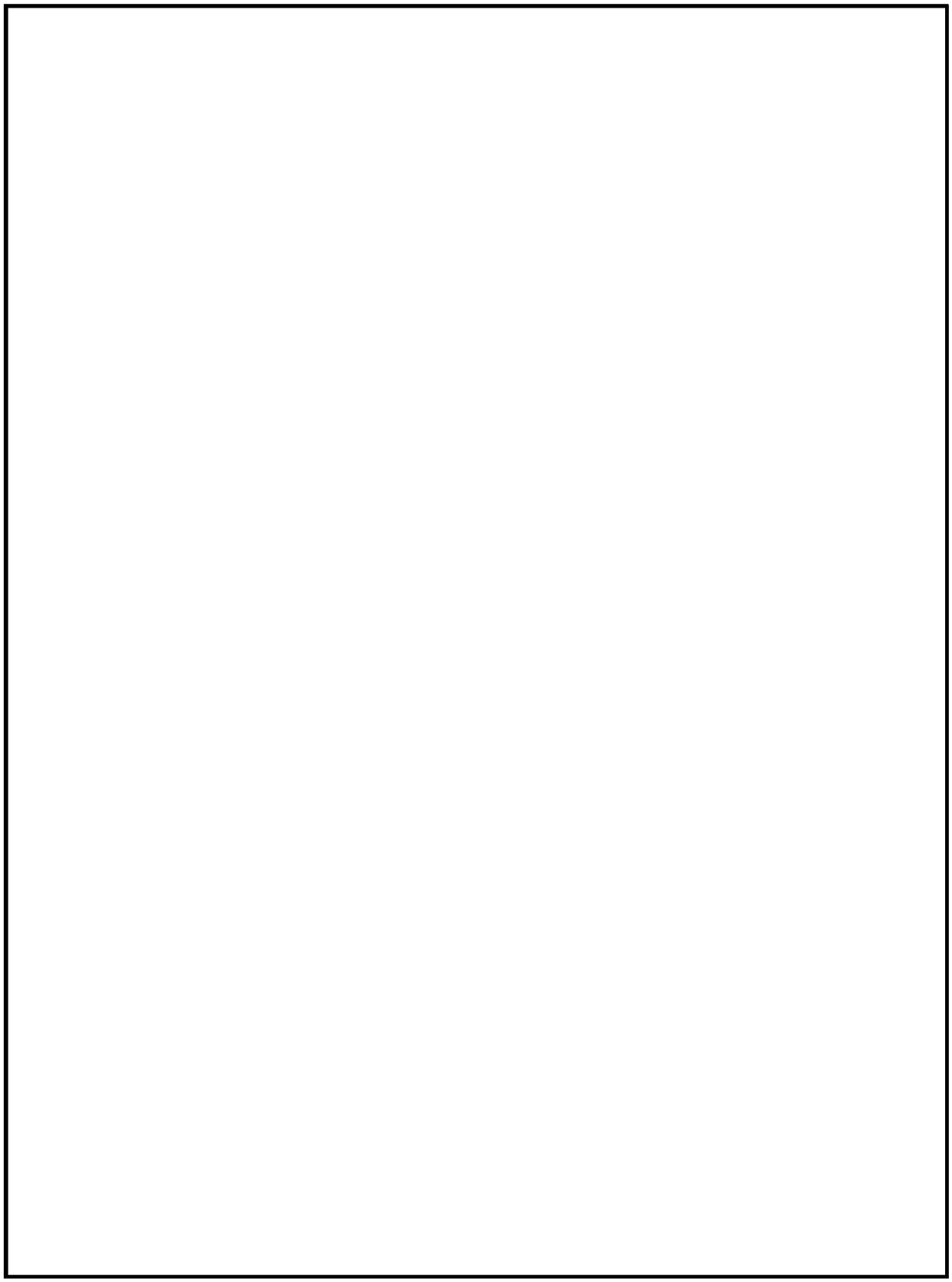
第2.1.8図　　雑固体溶融処理建屋管理区域詳細図（1階及び2階）



3階

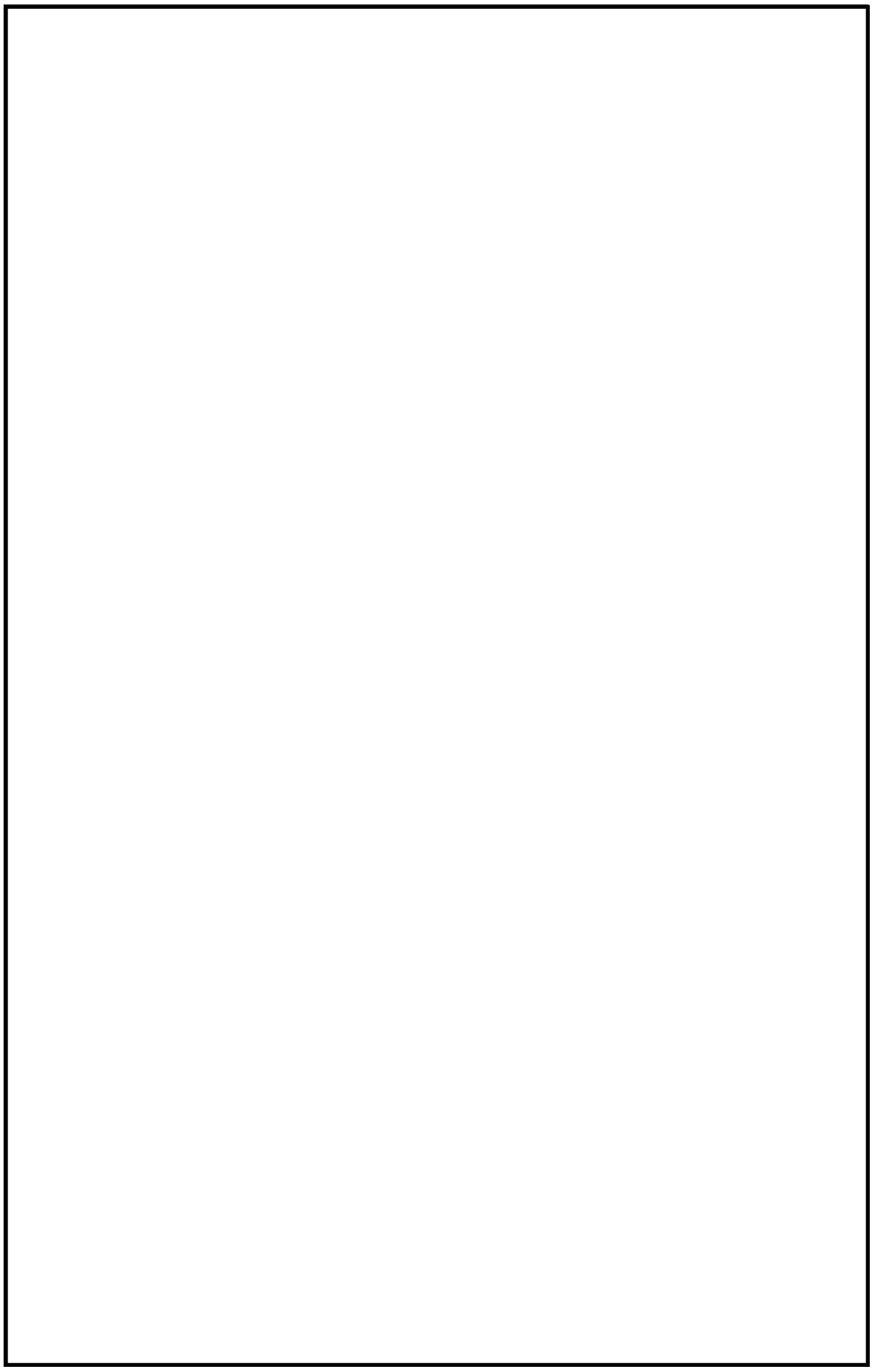
——：管理区域境界

第2.1.9図　　雑固体溶融処理建屋管理区域詳細図（3階）



：防護上の観点から公開できません。

第2.1.9(1)図　使用済燃料乾式貯蔵建屋管理区域詳細図



第2.1.10図　周辺監視区域図

：防護上の観点から公開できません。

３．周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

「2.7 放射性廃棄物の放出管理」で述べたように、気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、さらに、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視を以下のように行う。

3.1　空間放射線量の監視

周辺監視区域境界及び周辺地域の空間放射線量の監視は、長期間の積算線量の測定及び線量率の測定により行う。

積算線量は、蛍光ガラス線量計を配置し、これを定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

線量率は、周辺監視区域境界付近に設置されているモニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定する。

空間放射線量の監視用設備の種類、測定頻度を第3.1.1表に示す。

第3.1.1表　空間放射線量の監視用設備

（１号、２号、３号及び４号炉共用）

設備の種類	測定対象	測定頻度	検出器の種類	備考
モニタリングポイント	積算線量	３月ごとに読取り	蛍光ガラス線量計	
モニタリングポスト	線量率	常時	シンチレータ電離箱	線量率については、中央制御室で常時監視する。
モニタリングステーション	線量率	常時	シンチレータ電離箱	

また、これを補うものとして、モニタリングカーによる周辺サーベイを定期的に行う。

3.2　環境試料の放射能監視

周辺環境の放射性物質の濃度の長期的傾向を把握するため、次のように環境試料の測定を行う。

環境試料の種類	：	陸　水　　陸　　土　　空気中粒子 海　水　　陸上生物 海底土　　海洋生物
頻　　度	：	原則として年２回とし、必要に応じて増加する。
測定核種	：	核分裂生成物及び腐食生成物の内、主要な核種について行う。
放射能測定に使用する測定器	：	試料放射能測定装置、化学分析装置

3.3　異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、前述の排気筒ガスモニタ、廃棄物処理設備排水モニタ等により常に監視し、異常な放出がないように十分に管理を行う。ただし、万一異常な放出があって敷地外に影響があると考えられた場合は、モニタリングポスト、モニタリングステーションにより測定できるが、さらに、モニタリングカーにより、中央制御室と無線連絡をとりつつ敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を敏速かつ確実に行う。モニタリングカーには、空間放射線量率測定器、空気中の粒子とよう素の放射能濃度測定用のサンプラと測定器、無線機等を備える。

４．放射性廃棄物処理

4.1　放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の範囲を十分守るとともに、「線量目標値に関する指針」の考え方を尊重するものとする。

気体廃棄物としては、カバーガス（窒素）を主体とする冷却材貯蔵タンク等のベントガス及び水素を主体とする体積制御タンクからのパージガスがあり、これらの気体廃棄物は活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を十分減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

また、換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒及び排気口から放出する。

液体廃棄物は、原則として蒸発装置及び脱塩塔等で処理し、処理後の蒸留水は原則として再使用するが、放出する場合は放射性物質の濃度が十分低いことを確認する。また、その際に発生する濃縮廃液は固化し、固体廃棄物として取り扱う。ただし、洗浄排水処理装置の濃縮廃液は焼却し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度のごく低い廃液を環境に放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」（第８条）に定める水中の濃度限度以下になるようにする。

固体廃棄物としては、蒸発装置により濃縮された濃縮廃液の固化物、脱塩塔使用済樹脂、雑固体等がある。

濃縮廃液は、固化材（セメント）とともにドラム詰めを行い貯蔵保管する。ただし、洗浄排水処理装置の濃縮廃液は、雑固体焼却設備で焼却処理後ドラム詰めを行い貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するものとするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。

雑固体廃棄物は、必要に応じて圧縮減容、焼却処理又は溶融処理後、ドラム詰め等を行うか、固化材（セメント）とともにドラム詰めを行うか又は固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行い、貯蔵保管する。

発生したドラム詰め等固体廃棄物は、敷地内の所要の遮へい設計を行った固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。

１号炉及び２号炉の取り外した蒸気発生器４基等、１号炉、２号炉及び３号炉の取り外した原子炉容器上部ふた３基等並びに１号炉及び２号炉の取り外した炉内構造物２基等は、敷地内の所要の遮へい設計を行った蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

気体廃棄物処理系統説明図、液体廃棄物処理系統説明図及び固体廃棄物処理系統説明図を、各々第4.1.1図、第4.1.2図及び第4.1.3図に示す。

4.2　気体廃棄物処理

4.2.1　気体廃棄物の発生源

平常運転時において、発生する気体廃棄物の発生源としては、次のものがある。

(1)　活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気

１次冷却材中のほう素濃度を変更する際に生ずる抽出水（以下「１次冷却材抽出水」という。）、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンは、いったん冷却材貯蔵タンクに貯留後、ほう酸回収装置に送られる。ほう酸回収装置で分離された気体、冷却材貯蔵タンクなどにシール用として充てんされている窒素ガス、各機器からベントされる窒素系廃ガス及び原子炉停止時における１次冷却材の脱ガス操作に伴うガスは、ガス圧縮装置により加圧、圧縮し、ガスサージタンクに一時貯えた後、冷却材貯蔵タンクのカバーガス（窒素）として再使用するが、気体量が余剰となれば、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を減衰させた後、排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しつつ、排気筒から放出する。

一方、水素をキャリヤとして体積制御タンクからパージされた廃ガスについても、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を減衰させた後、排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しつつ、排気筒から放出する。（第4.1.1図参照）

よう素については、冷却材混床式脱塩塔により大部分が除去されるので、活性炭式希ガスホールドアップ装置に移行する量は少なく、また、活性炭式希ガスホールドアップ装置における減衰効果を考慮すると環境への放出量は極めて少なくなるので無視でき

る。

なお、活性炭式希ガスホールドアップ装置からの放出量の計算及び線量評価ではカバーガスの再使用は考慮しないものとする。

(2) 原子炉格納容器換気空気

原子炉格納容器内で1次冷却材の漏えいがあれば、その中に含まれるガス分が一部空気中に移行するので、若干の放射性物質が換気空気に混在する。

また、原子炉格納容器内空気中のＡｒ－40は、その一部が原子炉容器外周部において中性子照射を受けＡｒ－41となり、換気空気に混在する。

原子炉停止中に放射線業務従事者が原子炉格納容器内に立ち入る場合等、必要に応じて格納容器空調装置により換気を行うが、原子炉格納容器内空気中に放射性のよう素及び粒子状物質が浮遊している場合は、換気に先立って、格納容器空気浄化装置を作動し、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵したフィルタユニットにより空気を浄化する。

換気空気は、原子炉格納容器モニタにより放射性物質の濃度を確認し、微粒子フィルタにより粒子状物質を除去した後、排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

原子炉運転中に原子炉格納容器内圧力が上がると減圧のために、原子炉格納容器内空気の一部を格納容器減圧装置の微粒子フィルタ及びよう素フィルタを通した後、排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。（第4.1.1図参照）

(3)　原子炉補助建屋等の換気空気等

原子炉補助建屋内等で1次冷却材の漏えいがあれば、その中に含まれるガス分が一部空気中に移行するので、若干の放射性物質が換気空気に混在する。

原子炉補助建屋等の換気空気は、微粒子フィルタにより粒子状物質を除去した後、排気筒ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。なお、セメント固化装置からのオフガスについては、固化する廃液は固化装置に供給する前に廃液受入れタンク等により短半減期核種を減衰させるとともに、固化装置のオフガスは微粒子フィルタ等処理装置を通して放射性物質を十分低減させるので、排気中の放射性物質の量は無視し得る程度である。

また、廃棄物処理建屋からの排気は、燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気ガスモニタ又は廃棄物処理建屋排気ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら、燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気口又は廃棄物処理建屋排気口から放出する。雑固体溶融処理建屋からの排気は、雑固体溶融処理建屋排気ガスモニタにより放射性物質の濃度を監視しながら、雑固体溶融処理建屋排気口から放出する。なお、燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備及び雑固体溶融処理設備の排気ガスはセラミックフィルタ及び微粒子フィルタを通し、また、廃棄物処理建屋及び雑固体溶融処理建屋の換気空気は微粒子フィルタを通して、放射性物質を十分低減させるので、排気中の放射性物質の量は無視し得る程度である。（第4.1.1図参照）

(4)　定期検査時等の換気空気

定期検査時等で燃料取替えや1次冷却系統の機器の補修を行う場合には、原子炉格納容器及び原子炉補助建屋等の換気空気中に若干の放射性物質が混在するが、1次冷却系統の開放に先立ち1次冷却材の脱ガス操作を行うので、希ガスについては、換気空気中への移行量は無視し得る程度である。

4.2.2　１次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

気体廃棄物の主な発生源は、燃料から１次冷却材中に漏出する核分裂生成物のうちの希ガス及びよう素である。

これらの放射性物質の１次冷却材中の濃度（年平均）は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(以下「線量目標値に対する評価指針」という。）に従い、１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉について以下のとおり求める。

なお、線量評価に当たっては、燃料被覆管欠陥率を１％と想定し、体積制御タンクの連続脱ガスは行わないことを前提とする。

(1)　計　算　式

１次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度は(9－1)式を用いて計算する。

$$\Lambda wi = \frac{Aci \cdot \nu i}{Wm \cdot \alpha i \cdot t} \cdot \left\{ t - \frac{1}{\alpha i} \cdot (1 - e^{-\alpha i \cdot t}) \right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9-1)$$

ただし、

$$\alpha i = \lambda i + \frac{Wp}{Wm} \cdot \left\{ \frac{(DFi - 1)}{DFi} + FSi \right\} + \frac{W_B}{Wm}$$

$$Aci = \frac{\lambda i \cdot F \cdot Yi / 100}{\lambda i + \nu i + \sigma i \cdot \phi}$$

$$F = 3.2 \times 10^{16} \cdot P \cdot \frac{f}{100} \quad (fissions/s)$$

ここに、

Awi ：　核種ｉの１次冷却材中の濃度　(Bq／g)

Aci ：　被覆管欠陥燃料棒内の核種ｉの量　(Bq)

νi ：　核種ｉの逃散率係数　(s^{-1})

Wm	：	１次冷却材保有量	(g)
α i	：	核種ｉの除去定数	(s^{-1})
t	：	年間原子炉運転時間	(s)
λ i	：	核種ｉの崩壊定数	(s^{-1})
Wp	：	浄化系流量	(g／s)
DFi	：	核種ｉの浄化系の除染係数	
FSi	：	核種ｉのストリッピング係数	
W_B	：	ほう酸回収装置で処理される抽出１次冷却材の年間平均流量	(g／s)
Yi	：	核種ｉの核分裂収率	(%)
σ i	：	核種ｉの熱中性子断面積	(cm^2)
ϕ	：	炉心平均熱中性子束	(n／(cm^2・s))
P	：	炉心熱出力	(MWt)
f	：	燃料被覆管欠陥率	(%)

(2)　計算条件

(9－1)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

ν i	：	(Kr、Xe)	6.5×10^{-8}	(s^{-1})
		(I)	1.3×10^{-8}	(s^{-1})
Wm	：	(１号及び２号炉各炉)	1.24×10^{8}	(g)
		(３号及び４号炉各炉)	2.49×10^{8}	(g)
t	：	2.52×10^{7}		(s)
Wp	：	(１号及び２号炉各炉)	2.81×10^{3}	(g／s)
		(３号及び４号炉各炉)	4.69×10^{3}	(g／s)
DFi	：	(Kr、Xe)	1	
		(I)	10	

FSi	：	（体積制御タンクの連続脱ガス無し。）		
		（Ｋｒ－85ｍ ）	2.7×10^{-1}	
		（Ｋｒ－85 ）	2.3×10^{-5}	
		（Ｋｒ－87 ）	6.0×10^{-1}	
		（Ｋｒ－88 ）	4.3×10^{-1}	
		（Ｘｅ－131ｍ）	1.0×10^{-2}	
		（Ｘｅ－133ｍ）	3.7×10^{-2}	
		（Ｘｅ－133 ）	1.6×10^{-2}	
		（Ｘｅ－135ｍ）	8.0×10^{-1}	
		（Ｘｅ－135 ）	1.8×10^{-1}	
		（Ｘｅ－138 ）	1.0	
		（Ｉ －131 ）	0.0	
		（Ｉ －133 ）	0.0	
W_B	：	（１号及び２号炉各炉）	5.74×10^{1}	（g／s）
		（３ 号 炉）	1.19×10^{2}	（g／s）
		（４ 号 炉）	1.25×10^{2}	（g／s）
σi	：	（Ｘｅ－135についてのみ考慮する。）		
			2.65×10^{-18}	（cm^2）
ϕ	：	（１号及び２号炉各炉）	3.40×10^{13}	（n／(cm^2・s)）
		（３ 号 炉）	3.70×10^{13}	（n／(cm^2・s)）
		（４ 号 炉）	3.80×10^{13}	（n／(cm^2・s)）
P	：	（１号及び２号炉各炉）	1,650	（MWt）
		（３号及び４号炉各炉）	3,411	（MWt）
f	：	1		（％）
λi	：	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」[1]による。		
Yi	：			

(3)　計算結果

1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度は第4.2.1表に示すとおりである。

第4.2.1表　1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度

核種		濃度　Λwi（Bq／g）		
		1号炉及び2号炉各炉	3号炉	4号炉
希ガス	Kr－85m	7.30×10^{4}	7.67×10^{4}	7.67×10^{4}
	Kr－85	4.82×10^{4}	4.82×10^{4}	4.60×10^{4}
	Kr－87	4.25×10^{4}	4.43×10^{4}	4.43×10^{4}
	Kr－88	1.25×10^{5}	1.32×10^{5}	1.32×10^{5}
	Xe－131m	7.19×10^{4}	7.53×10^{4}	7.39×10^{4}
	Xe－133m	1.05×10^{5}	1.11×10^{5}	1.11×10^{5}
	Xe－133	7.54×10^{6}	7.92×10^{6}	7.83×10^{6}
	Xe－135m	3.88×10^{3}	4.01×10^{3}	4.01×10^{3}
	Xe－135	1.36×10^{5}	1.34×10^{5}	1.31×10^{5}
	Xe－138	2.07×10^{4}	2.14×10^{4}	2.14×10^{4}
よう素	I　－131	7.10×10^{4}	8.65×10^{4}	8.63×10^{4}
	I　－133	1.24×10^{5}	1.44×10^{5}	1.44×10^{5}

4.2.3　気体廃棄物の放出量

気体廃棄物の発生源については、「4.2.1 気体廃棄物の発生源」の項で述べたが、気体廃棄物の放出量の計算は、「線量目標値に対する評価指針」に従って、以下のように、ガス減衰タンク（１号及び２号炉）及び活性炭式希ガスホールドアップ装置（３号及び４号炉）から放出される希ガス、原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素、原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素、原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス及びよう素並びに定期検査時に放出されるよう素131に分けて行う。

(1)　計　算　式

ａ．ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガスの量

ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガスの量は(9－2)式を用いて計算する。

$$Q_{GDTi} = Awi \cdot (k \cdot We + Wd + nd \cdot Wm) \cdot e^{-\lambda i \cdot t_G} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-2)$$

ここに、

Q_{GDTi} ：ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される核種ｉの量　(Bq／y)

t_G ：ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置の保持時間　(s)

k ：抽出操作に伴う１次冷却材濃度の平均希釈率

We ：ほう酸回収装置で処理される１次冷却材抽出水量　(g／y)

Wd ：ほう酸回収装置で処理される１次系機器ドレン量

(g／y)

ｎｄ　　：低温停止時における１次冷却材の脱ガス回数

(y^{-1})

ｂ．原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の量は(9－3)式を用いて計算する。

$$Q_{cvi} = n \cdot \left[\frac{\beta_i}{\lambda_i + \gamma_i} \cdot \{1 - e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} + \frac{\beta_i}{\lambda_i} \cdot \{(1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \cdot e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} \right] \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9-3)$$

ただし、

$$\beta_i = A_{wi} \cdot L_1 \cdot P_{1i}$$

$$\gamma_i = \frac{V_R}{V_{CV}} \cdot \eta_i \cdot M$$

ここに、

Q_{cvi}　：核種ｉの原子炉停止時の原子炉格納容器換気による放出量　(Bq／y)

ｎ　：原子炉停止時の原子炉格納容器換気回数　(y^{-1})

t_f　：格納容器空気浄化装置運転時間　(s)

Ｔ　：原子炉停止時の原子炉格納容器換気の間隔　(s)

L_1　：原子炉格納容器内１次冷却材漏えい率　(g／s)

P_{1i}　：原子炉格納容器内で漏えい１次冷却材中の核種ｉが空気中に移行する割合

V_R　：格納容器空気浄化装置容量　(m^3／s)

V_{CV}　：原子炉格納容器自由体積　(m^3)

η_i　：格納容器空気浄化装置の核種ｉに対するよう素フィル

タの捕集効率

M　　：格納容器空気浄化装置の混合効率

c．原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の量は(9－4)式を用いて計算する。

$$Q_{CVDi} = \frac{\beta i \cdot Vp}{\lambda i \cdot T \cdot Vcv} \cdot (1 - \eta_{Di}) \cdot \left\{ T - \frac{1}{\lambda i} (1 - e^{-\lambda i \cdot T}) \right\} \quad \cdots\cdots\cdots (9-4)$$

ここに、

Q_{CVDi}　：核種ｉの原子炉格納容器減圧時の排気による放出量　(Bq／y)

Ｖｐ　　：原子炉格納容器減圧時の排気量　(m^3／y)

η_{Di}　：原子炉格納容器減圧時排気ラインの核種ｉに対するよう素フィルタの捕集効率

d．原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス及びよう素の量

原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス及びよう素の量は(9－5)式を用いて計算する。

$$Q_{ABi} = Awi \cdot L_2 \cdot P_{2i} \cdot t \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9-5)$$

ここに、

Q_{ABi}　：核種ｉの原子炉補助建屋等の換気による放出量　(Bq／y)

L_2　　：原子炉補助建屋等への１次冷却材漏えい率　(g／s)

P_{2i}　：原子炉補助建屋等で漏えい１次冷却材中の核種ｉが空気中に移行する割合

e．定期検査時に放出されるよう素131の量

定期検査時に放出されるよう素131の量は、(9－6)式を用いて計算する。

$$Q_{I-131} = (Q_{CVI-131} + Q_{CVDI-131} + Q_{ABI-131}) \times \frac{1}{4}$$

・・・・・・・・・・・・(9－6)

ここに、

Q_{I-131}　：定期検査時に放出されるよう素131の量　(Bq／y)

$Q_{CVI-131}$　：原子炉停止時に原子炉格納容器換気により放出されるよう素131の量　(Bq／y)

$Q_{CVDI-131}$：原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素131の量　(Bq／y)

$Q_{ABI-131}$　：原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素131の量　(Bq／y)

(2)　計算条件

(9－2)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

t_G　：（活性炭式希ガスホールドアップ装置）

（Kr）2.20×10^{5}　(s)　(61h)

（Xe）3.89×10^{6}　(s)　(45d)

（ガス減衰タンク）

2.59×10^{6}　(s)　(30d)

k　：　1

We　：（１号及び２号炉各炉）1.18×10^{9}　(g／y)

（３　号　炉）3.00×10^{9}　(g／y)

（４　号　炉）3.16×10^{9}　(g／y)

Wd　：（１号及び２号炉各炉）2.67×10^{8}　(g／y)

（３号及び４号炉各炉）3.00×10^{8}　　（g／y）

n_d　：　２　　（y^{-1}）

(9－3)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

n　：　４　　（y^{-1}）

t_f　：　5.76×10^{4}　(s)　　(16h)

T　：　6.31×10^{6}　(s)　　(73d)

L_1　：　1.16　　(g／s)　　(0.1t／d)

P_{1i}　：（Kr、Xe）1.0　　（I）0.1

V_R　：（１号及び２号炉各炉）4.73　(m^3／s)　(142m^3／min×2)

（３号及び４号炉各炉）1.13×10^{1}　(m^3／s)　(680m^3／min)

V_{cv}　：（１号及び２号炉各炉）4.02×10^{4}　　(m^3)

（３号及び４号炉各炉）7.29×10^{4}　　(m^3)

η_i　：（Kr、Xe)0.0　　（I）0.9

M　：　0.7

(9－4)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Vp　：（１号及び２号炉各炉）1.20×10^{5}　　(m^3／y)

（３号及び４号炉各炉）1.30×10^{5}　　(m^3／y)

η_{Di}　：（Kr、Xe)0.0　　（I）0.9

(9－5)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

L_2　：　9.26×10^{-1}　　(g／s)　(0.08t／d)

P_{2i}　：（Kr、Xe)1.0　　（I）0.005

(3)　計算結果

気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出量は１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉各炉並びに１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉合算について、それぞれ第4.2.2表(1)、(2)、(3)、第4.2.3表(1)、(2)、(3)

及び第4.2.4表に示すとおりである。

第4.2.2表(1)　希ガスの放出量（１号及び２号炉各炉）

（単位：Bq／y）

項目／核種	ガス減衰タンクからの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋等の換気	合計
Ｋｒ－85m	～ 0	7.9×10^{9}	5.8×10^{9}	1.7×10^{12}	1.7×10^{12}
Ｋｒ－85	8.1×10^{13}	1.4×10^{12}	5.2×10^{11}	1.1×10^{12}	8.4×10^{13}
Ｋｒ－87	～ 0	1.3×10^{9}	9.7×10^{8}	9.9×10^{11}	9.9×10^{11}
Ｋｒ－88	～ 0	8.4×10^{9}	6.3×10^{9}	2.9×10^{12}	2.9×10^{12}
Ｘｅ－131m	2.1×10^{13}	4.9×10^{11}	2.8×10^{11}	1.7×10^{12}	2.4×10^{13}
Ｘｅ－133m	1.7×10^{10}	1.4×10^{11}	9.7×10^{10}	2.5×10^{12}	2.7×10^{12}
Ｘｅ－133	2.5×10^{14}	2.3×10^{13}	1.5×10^{13}	1.8×10^{14}	4.7×10^{14}
Ｘｅ－135m	～ 0	2.4×10^{7}	1.8×10^{7}	9.1×10^{10}	9.1×10^{10}
Ｘｅ－135	～ 0	3.0×10^{10}	2.2×10^{10}	3.2×10^{12}	3.2×10^{12}
Ｘｅ－138	～ 0	1.2×10^{8}	8.8×10^{7}	4.8×10^{11}	4.8×10^{11}
放出量合計	3.5×10^{14}	2.5×10^{13}	1.6×10^{13}	1.9×10^{14}	5.9×10^{14}
γ線実効エネルギ(MeV／dis)	3.4×10^{-2}	4.3×10^{-2}	4.4×10^{-2}	8.5×10^{-2}	5.1×10^{-2}
β線実効エネルギ(MeV／dis)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.6×10^{-1}

第4.2.3表(1)　よう素の放出量（１号及び２号炉各炉）

（単位：Bq／y）

項目／核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋等の換気	定期検査時のよう素131	合計
Ｉ－131	8.7×10^{8}	2.1×10^{9}	8.3×10^{9}	2.8×10^{9}	1.4×10^{10}
Ｉ－133	7.3×10^{8}	4.6×10^{8}	1.5×10^{10}	──	1.6×10^{10}

第4.2.2表(2)　希ガスの放出量（３号炉）

（単位：Bq／y）

項目／核種	活性炭式希ガスホールドアップ装置からの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋等の換気	合計
Ｋｒ－85m	2.2×10^{10}	8.3×10^{9}	3.7×10^{9}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}
Ｋｒ－85	1.8×10^{14}	1.4×10^{12}	3.1×10^{11}	1.1×10^{12}	1.9×10^{14}
Ｋｒ－87	～ 0	1.4×10^{9}	6.0×10^{8}	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}
Ｋｒ－88	1.3×10^{8}	8.9×10^{9}	3.9×10^{9}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Ｘｅ－131m	2.1×10^{13}	5.1×10^{11}	1.8×10^{11}	1.8×10^{12}	2.3×10^{13}
Ｘｅ－133m	4.0×10^{8}	1.4×10^{11}	6.2×10^{10}	2.6×10^{12}	2.8×10^{12}
Ｘｅ－133	8.3×10^{13}	2.4×10^{13}	9.6×10^{12}	1.8×10^{14}	3.0×10^{14}
Ｘｅ－135m	～ 0	2.5×10^{7}	1.1×10^{7}	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}
Ｘｅ－135	～ 0	2.9×10^{10}	1.3×10^{10}	3.1×10^{12}	3.2×10^{12}
Ｘｅ－138	～ 0	1.2×10^{8}	5.4×10^{7}	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}
放出量合計	2.9×10^{14}	2.6×10^{13}	1.0×10^{13}	2.0×10^{14}	5.2×10^{14}
γ線実効エネルギ (MeV／dis)	1.6×10^{-2}	4.3×10^{-2}	4.4×10^{-2}	8.5×10^{-2}	4.4×10^{-2}
β線実効エネルギ (MeV／dis)	2.1×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.8×10^{-1}

第4.2.3表(2)　よう素の放出量（３号炉）

（単位：Bq／y）

項目／核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋等の換気	定期検査時のよう素１３１	合計
Ｉ－131	5.4×10^{8}	1.5×10^{9}	1.0×10^{10}	3.0×10^{9}	1.5×10^{10}
Ｉ－133	6.4×10^{8}	3.2×10^{8}	1.7×10^{10}	──	1.8×10^{10}

第4.2.2表(3)　希ガスの放出量（４号炉）

（単位：Bq／y）

項目／核種	活性炭式希ガスホールドアップ装置からの排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋等の換気	合計
Ｋｒ－85m	2.3×10^{10}	8.3×10^{9}	3.7×10^{9}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}
Ｋｒ－85	1.8×10^{14}	1.3×10^{12}	3.0×10^{11}	1.1×10^{12}	1.8×10^{14}
Ｋｒ－87	～ 0	1.4×10^{9}	6.0×10^{8}	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}
Ｋｒ－88	1.4×10^{8}	8.9×10^{9}	3.9×10^{9}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Ｘｅ－131m	2.1×10^{13}	5.0×10^{11}	1.7×10^{11}	1.7×10^{12}	2.4×10^{13}
Ｘｅ－133m	4.2×10^{8}	1.4×10^{11}	6.1×10^{10}	2.6×10^{12}	2.8×10^{12}
Ｘｅ－133	8.5×10^{13}	2.4×10^{13}	9.5×10^{12}	1.8×10^{14}	3.0×10^{14}
Ｘｅ－135m	～ 0	2.5×10^{7}	1.1×10^{7}	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}
Ｘｅ－135	～ 0	2.9×10^{10}	1.3×10^{10}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Ｘｅ－138	～ 0	1.2×10^{8}	5.4×10^{7}	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}
放出量合計	2.9×10^{14}	2.6×10^{13}	1.0×10^{13}	2.0×10^{14}	5.2×10^{14}
γ線実効エネルギ (MeV／dis)	1.6×10^{-2}	4.3×10^{-2}	4.4×10^{-2}	8.5×10^{-2}	4.4×10^{-2}
β線実効エネルギ (MeV／dis)	2.1×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.4×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.8×10^{-1}

第4.2.3表(3)　よう素の放出量（４号炉）

（単位：Bq／y）

項目／核種	原子炉停止時の原子炉格納容器換気	原子炉格納容器減圧時の排気	原子炉補助建屋等の換気	定期検査時のよう素１３１	合計
Ｉ－131	5.4×10^{8}	1.5×10^{9}	1.0×10^{10}	3.0×10^{9}	1.5×10^{10}
Ｉ－133	6.4×10^{8}	3.2×10^{8}	1.7×10^{10}	──	1.8×10^{10}

なお、Ａｒ－41は、原子炉格納容器内空気中のＡｒ－40が原子炉容器外周部において中性子に照射されることにより生成するが、これによる年間の放出量は、１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉はそれぞれ3.7×10^{11}Bq/y程度で十分小さい。

また、Ｎ－16(半減期7.35秒)[2]及びＮ－17(半減期4.14秒)[2]は、１次冷却材の原子炉格納容器内漏えい又は原子炉補助建屋内漏えいにより空気中に存在するが、短半減期核種であるため、その放出量は無視できる程度である。

さらに、廃液蒸発装置濃縮液のセメント固化処理、アスファルト固化処理及び雑固体廃棄物の減容処理に伴う排気ガス中にも若干の放射性物質が含まれるが、その年間放出量は無視できる程度である。

第4.2.4表　希ガス及びよう素の放出量
（１号、２号、３号及び４号炉合算）

（単位：Bq／y）

核種＼原子炉		１号炉	２号炉	３号炉	４号炉	合　計
希　ガ　ス		5.9×10^{14}	5.9×10^{14}	5.2×10^{14}	5.2×10^{14}	2.2×10^{15}
よう素	Ｉ－131	1.4×10^{10}	1.4×10^{10}	1.5×10^{10}	1.5×10^{10}	5.8×10^{10}
	Ｉ－133	1.6×10^{10}	1.6×10^{10}	1.8×10^{10}	1.8×10^{10}	6.7×10^{10}

4.3　液体廃棄物処理

4.3.1　放射性廃液の発生源

平常運転時において発生する放射性廃液の発生源としては、次のものがある。

(1)　1次冷却材抽出水

(2)　格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン

(3)　補助建屋機器ドレン

(4)　格納容器及び補助建屋床ドレン

(5)　燃料取扱棟機器ドレン及び燃料取扱棟床ドレン

(6)　薬品ドレン

(7)　洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水（以下「洗浄排水」という。）

(1)及び(2)の廃液については、冷却材貯蔵タンクに貯留し、ほう酸回収装置脱塩塔でイオン状不純物を除去するとともに、ほう酸回収装置で溶存気体を分離し（分離された気体は気体廃棄物として処理する）ほう酸を濃縮処理する。蒸留水は、原則として原子炉補給水として再使用する。濃縮液はほう酸溶液として再使用する。

(3)、(4)、(5)及び(6)の廃液については、廃液貯蔵タンクに貯留し、廃液蒸発装置で濃縮処理する。また(7)の廃液については洗浄排水タンクに貯留し、原則として洗浄排水処理装置で濃縮処理する。蒸留水は、廃液蒸留水脱塩塔を通して廃液蒸留水タンクに送り、また洗浄排水処理装置で発生した蒸留水は、洗浄排水モニタタンクに送り、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。

上記の他、酸液ドレンタンクに集められる薬品ドレン（強酸等）

があるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。

液体廃棄物処理系統説明図を第4.1.2図に示す。

4.3.2　放射性廃液の発生量

平常運転時に発生する放射性廃液の量は、以下の前提条件に基づき推定する。

(1)　１次冷却材抽出水量は、標準的な起動停止を仮定し、推定する。

(2)　冷却材ドレン及び機器ドレンは、各機器からのドレン量、漏えい量等から推定する。

(3)　床ドレンは、床面積、キャスクの除染等から推定する。

(4)　洗浄排水及び薬品ドレンは、先行発電所の実績から推定する。

ただし、洗浄排水については、１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉の管理服等の洗たくを考慮する。

放射性廃液の年間推定発生量は第4.3.1表に示すとおりである。

4.3.3　液体廃棄物の放出量

液体廃棄物の年間推定放出量は第4.3.1表に示すとおりである。ただし、１次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレンは、処理後、原則として再使用するが、評価上全量を放出するものと仮定した。

上記放出量中に含まれる放射能量（トリチウムを除く。）は、３号炉及び４号炉で年間約8.4×10^{9}Bqとなる。

なお、放出放射能量の算定に当たっては、燃料被覆管欠陥率を１％と想定し、１次冷却材中の放射性物質の濃度（希ガス及びトリチウムを除く。）は、３号炉で約5.6×10^{5}Bq／cm^{3}、４号炉で約5.8

$\times 10^{5}$Bq／cm^{3}とした。

発生源別液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度の概略は、第4.3.1図に示すとおりである。

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動及び先行炉の放出実績を考慮して液体廃棄物の年間放出量はトリチウムを除き、１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉それぞれ3.7×10^{10}Bq／y、トリチウムは３号炉及び４号炉それぞれ7.4×10^{13}Bq／y、１号炉及び２号炉それぞれ3.7×10^{13}Bq／yとする。

また、トリチウムを除いた液体廃棄物の核種構成は、第4.3.2表に示すとおりとする。

なお、これらの希釈水となる年間復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）は、３号炉及び４号炉それぞれ$2.06\times 10^{9}m^{3}$／y、１号炉及び２号炉それぞれ$9.41\times 10^{8}m^{3}$／yである。

第4.3.1表　放射性廃液の年間推定発生量及び液体廃棄物の年間推定放出量（３号及び４号炉合算）

（単位：m^3／y）

種　　別	年間発生量	年間放出量
(1) １次冷却材抽出水 (2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン	約 9,500	約 9,500
(3) 補助建屋機器ドレン (4) 格納容器及び補助建屋床ドレン (5) 燃料取扱棟機器ドレン及び燃料取扱棟床ドレン (6) 薬品ドレン	約 1,900	約 1,900
(7) 洗浄排水(注１)	約 6,000	約 6,000
合　　計	約17,400	約17,400

（注１）洗浄排水の年間発生量及び年間放出量については、１号炉、２号炉、３号炉及び４号炉の管理服等の洗たくを考慮する。

第4.3.2表　液体廃棄物の核種構成

核　　種	核種構成（%）
Ｃｒ － 51	2
Ｍｎ － 54	3
Ｆｅ － 59	2
Ｃｏ － 58	10
Ｃｏ － 60	15
Ｓｒ － 89	2
Ｓｒ － 90	1
Ｉ　－131	15
Ｃｓ －134	20
Ｃｓ －137	30
計	100

4.4　固体廃棄物処理

4.4.1　固体廃棄物の種類と発生量

固体廃棄物には、脱塩塔使用済樹脂、廃液蒸発装置の濃縮廃液、薬品ドレン（強酸等）の固化物、洗浄排水処理装置の濃縮廃液及び雑固体廃棄物（使用済フィルタ、布、紙等）がある。

脱塩塔使用済樹脂については、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するものとするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。

廃液蒸発装置の濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）は、固化材（セメント）とともにドラム詰めにする。

洗浄排水処理装置の濃縮廃液は、雑固体廃棄物とともに雑固体焼却設備で焼却した後ドラム詰めにする。

雑固体廃棄物は、必要に応じてベイラで圧縮減容、雑固体焼却設備若しくは燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備で焼却処理又は雑固体溶融処理設備で溶融処理後、ドラム詰めを行うか、セメント固化装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）で固化材（セメント）とともにドラム詰めを行うか又は固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めを行う。

ドラムは必要に応じて、コンクリート等で内張りする。

ドラム詰めが不可能な雑固体廃棄物は放射性物質が飛散しないようにこん包等を行う。

上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピットに貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。

固体廃棄物の発生量の推定に当たっては、樹脂の使用量、液体廃

棄物の発生量、先行発電所の実績等を考慮する。

固体廃棄物の種類別年間推定発生量は、第4.4.1表に示すとおりである。

なお、原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた等は、汚染拡大防止対策を講じて、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。また、取替えに伴い発生する雑固体廃棄物は必要に応じて減容処理後ドラム詰め又はこん包を行う。手洗水等については、他の廃液と同様に処理後ドラム詰めにする。

4.4.2　保管管理

ドラムに封入又は固型化した固体廃棄物及びこん包等の措置が講じられた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

１号炉及び２号炉の取り外した蒸気発生器４基等、１号炉、２号炉及び３号炉の取り外した原子炉容器上部ふた３基等並びに１号炉及び２号炉の取り外した炉内構造物２基等は、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図るが、将来ドラム等の容器に封入又は固型化した場合は固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

固体廃棄物貯蔵庫及び蒸気発生器保管庫は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い、厳重に管理する。

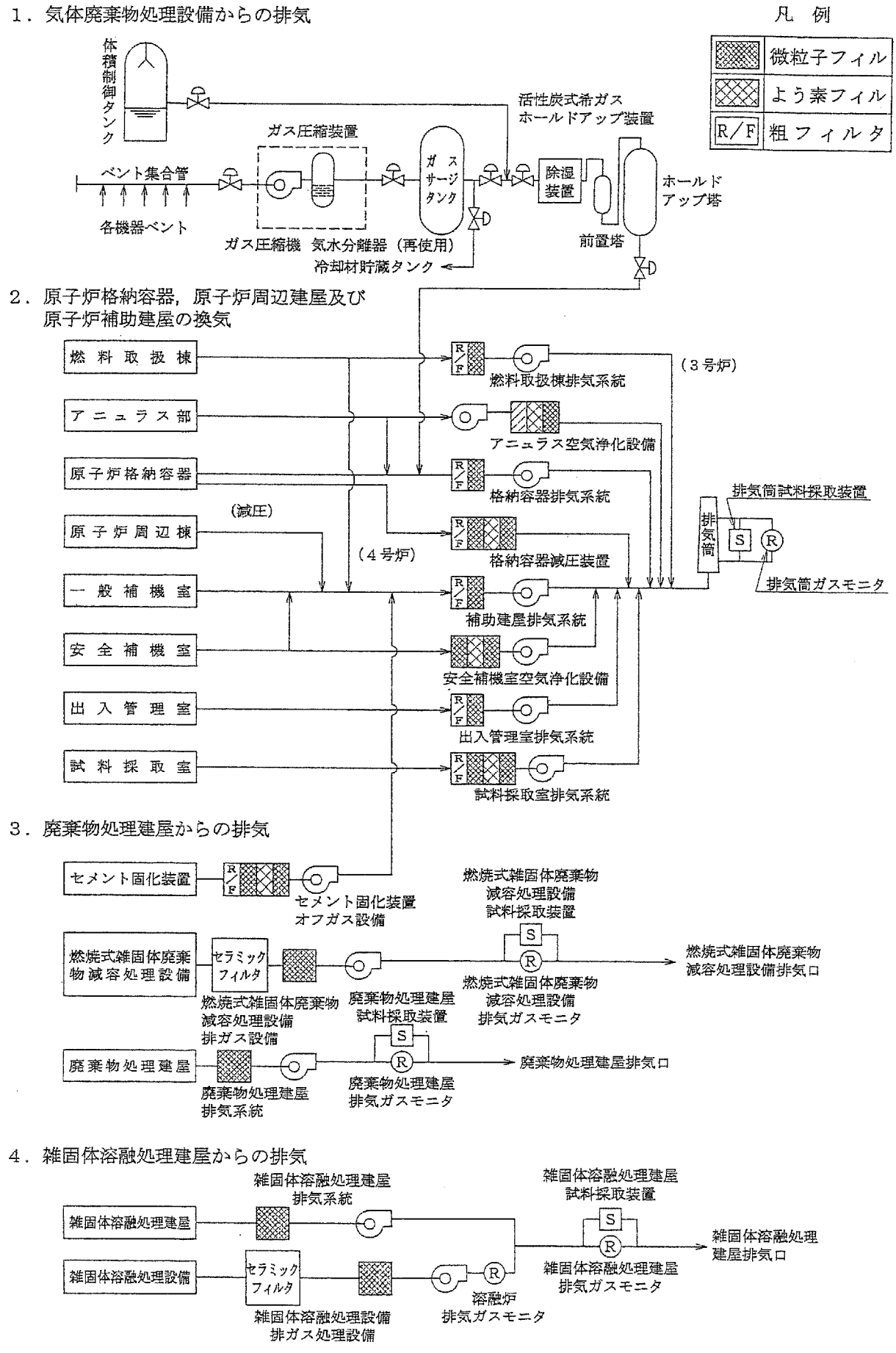
なお、必要に応じて固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

第4.4.1表　固体廃棄物の年間推定発生量

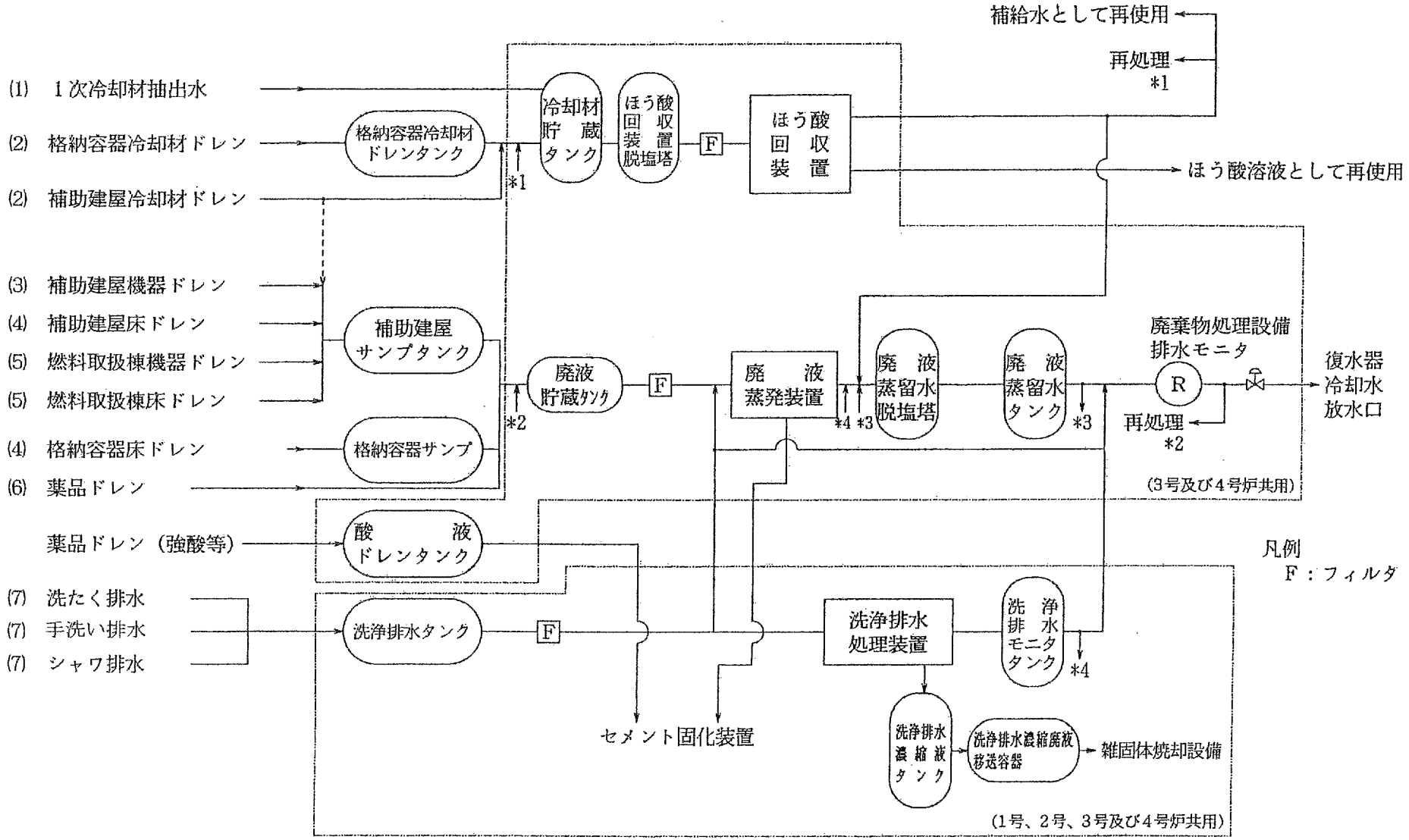
種　　類	年間推定発生量		
	1、2号炉	3、4号炉	1、2、3、4号炉合算
使用済樹脂	約4 m^3	約 10 m^3	約 14 m^3
廃液蒸発装置濃縮廃液等固化物（セメント固化体及びアスファルト固化体）	200ℓドラム 約 130本	200ℓドラム 約 190本	200ℓドラム 約 320本
使用済樹脂処理装置の廃液固化物	200ℓドラム 約500本	―	200ℓドラム 約500本
雑固体廃棄物（燃焼残渣を含む。）	200ℓドラム 約 170本	200ℓドラム 約 540本	200ℓドラム 約 710本*1
使用済制御棒等	発生量不定*2	発生量不定*2	発生量不定*2

*1　雑固体廃棄物を雑固体溶融処理設備で処理することにより、約360本相当／年が減容されるため、発生量としては約350本相当／年となる。

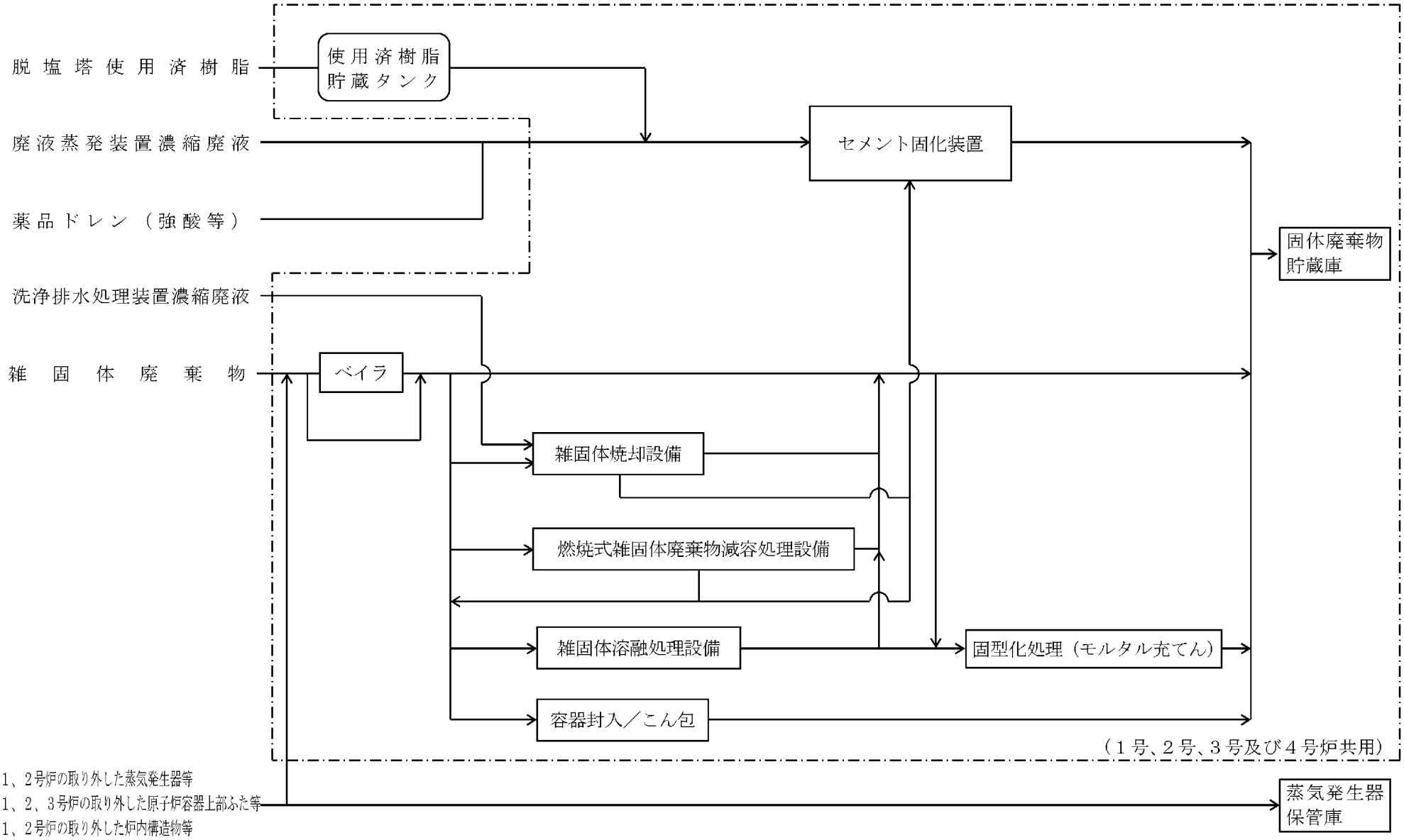
*2　放射化された機器であり定常的に発生するものではない。



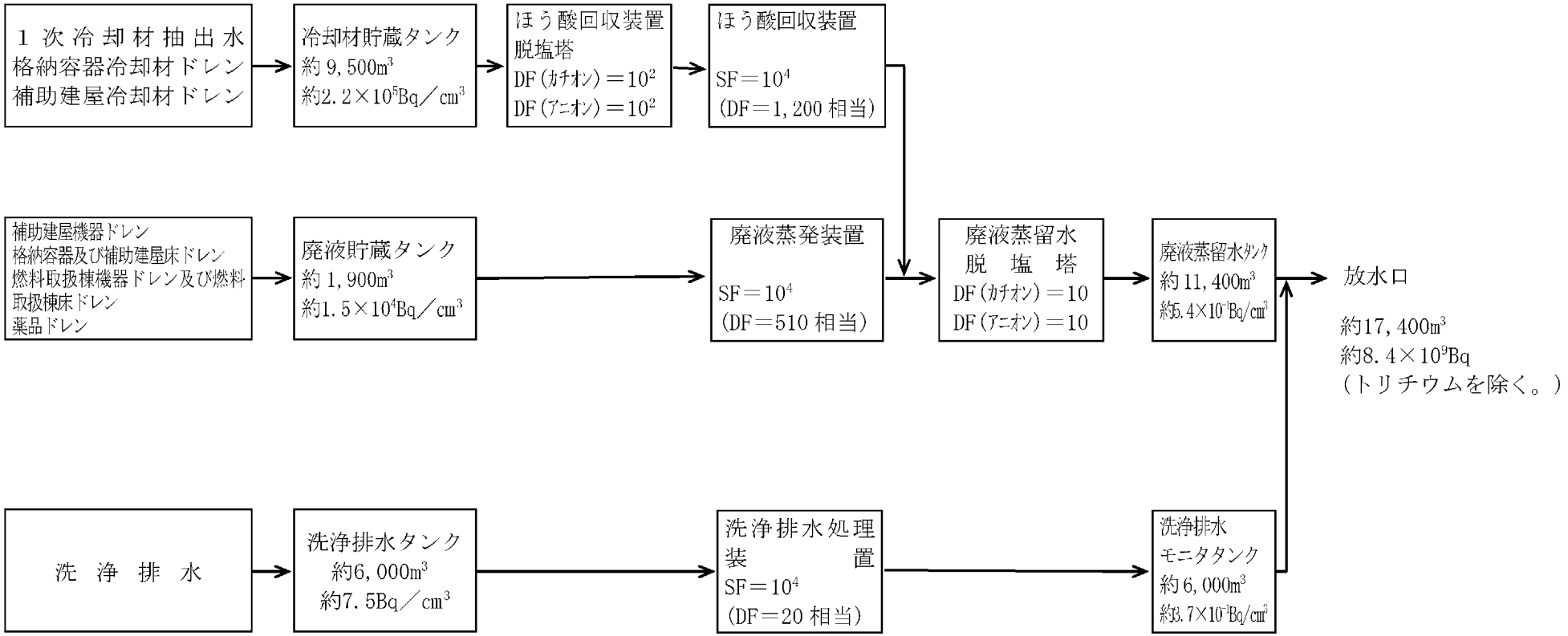
第4．1．1図　　気体廃棄物処理系統説明図（換気系等を含む。）



第 4.1.2 図　　液体廃棄物処理系統説明図



第 4.1.3 図　　固体廃棄物処理系統説明図



（注）ＳＦ：出口濃度に対する濃縮液濃度の比
ＤＦ：出口濃度に対する入口濃度の比

第 4.3.1 図　液体廃棄物の年間推定放出量とその放射性物質の濃度（３号及び４号炉合算、評価ベース）

4.5 参考文献

(1) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
（原子力安全委員会了承、平成元年 3月27日）
一部改訂、平成13年 3月 29日

(2) 「Table of Isotopes,Sixth Edition」
Lederer, C.M., et al.
John Wiley & Sons,Inc., 1968

５．平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

気体廃棄物中の希ガスのγ線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」及び「線量目標値に対する評価指針」に従って評価する。

実効線量の計算は、１号炉及び２号炉並びに３号炉及び４号炉それぞれ行う。

5.1　１号炉及び２号炉の実効線量の計算

5.1.1　気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量

5.1.1.1　計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の希ガスとして次の４種類を対象とする。

(1)　ガス減衰タンクから放出される希ガス

(2)　原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス

(3)　原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス

(4)　原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス

(1)及び(2)については、放出が間欠的な事象であるため、着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67%となるように、着目方位を中心とした３方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの実効線量を計算する。また、風速については、方位別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

(3)及び(4)については、放出が連続的な事象であるとして、方位別大気安定度別風速逆数の総和を用いてその放射性雲からの実効線量を計算する。なお、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている

場合は、着目方位にも実効線量の寄与があるので、これも加算する。

方位別の実効線量の１号炉及び２号炉合算は各発電用原子炉からの寄与を保守的に評価して行う。

実効線量の計算は、３号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側７方位の周辺監視区域境界外について行い、希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

また、将来の集落の形成を考慮し、陸側７方位の敷地等境界外についても希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

5.1.1.2　実効線量の計算式

(1)　計算に用いる基本式

γ線による空気カーマ率を求める基本式は(9－7)式のとおりである。

$$D\gamma(x',y',0)=K_1\cdot E\gamma\cdot\mu en\cdot\int\int\int\frac{e^{-\mu\cdot r}}{4\pi r^2}\cdot B(\mu\cdot r)\cdot\chi(x,y,z)\,dx\,dy\,dz \quad\cdots\cdots(9-7)$$

ここに、

$D\gamma(x',y',0)$：計算地点$(x',y',0)$におけるγ線による空気カーマ率　　(μGy／h)

K_1　：空気カーマ率への換算係数　$\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot h}\right)$

$E\gamma$　：γ線の実効エネルギ　(MeV／dis)

μen　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数　(m^{-1})

r　：放射性雲中の点(x、y、z)から計算地点(x′、y′、0)までの距離

$$r = \sqrt{(x'-x)^2+(y'-y)^2+(0-z)^2} \quad (m)$$

μ　：空気に対するγ線の線減衰係数　(m^{-1})

B(μ・r)：空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu \cdot r) = 1 + \alpha_B \cdot (\mu \cdot r) + \beta_B \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma_B \cdot (\mu \cdot r)^3$$

α_B、β_B、γ_Bはγ線のエネルギ別に与えられる。

χ(x、y、z)：放射性雲中の点(x、y、z)における放射性物質の濃度　(Bq／m^3)

χ(x、y、z)は(9－8)式を用いて計算する。

$$\chi(x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma y \cdot \sigma z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma z^2}\right\}\right] \quad \cdots\cdots (9-8)$$

ここに、

Q　：放　出　率　(Bq／s)

U　：放出源高さを代表する風速　(m／s)

h　：放出源の有効高さ　(m)

σy　：濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ　(m)

σz　：濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ　(m)

(2)　実効線量の計算式

希ガスのγ線による実効線量は方位別に(9－9)式を用いて計算する。

$$H\gamma = H\gamma in + H\gamma cont \quad \cdots\cdots (9-9)$$

ここに、

$H\gamma$　　：希ガスのγ線による方位別年間実効線量　（μSv／y）

$H\gamma in$　：間欠放出分（ガス減衰タンク排気及び原子炉停止時の原子炉格納容器換気）の希ガスのγ線による方位別年間実効線量　（μSv／y）

$H\gamma cont$　：連続放出分（原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋等の換気）の希ガスのγ線による方位別年間実効線量　（μSv／y）

a．ガス減衰タンクから放出される希ガス及び原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス

ガス減衰タンク排気及び原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出される希ガスのγ線による実効線量は(9－10)式を用いて計算する。

$$H\gamma in = \sum_{s=A}^{F} (H\gamma ins + H'\gamma ins + H''\gamma ins) \quad \cdots\cdots (9-10)$$

ここに、

$H\gamma ins$：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がsである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　（μSv／y）

$H'\gamma ins$、$H''\gamma ins$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がsである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　（μSv／y）

添字：ｓ：６つの大気安定度型（A、B、C、D、E、F）を示す。

Ｈγins、Ｈ′γins及びＨ″γinsは、それぞれ(9－11)、(9－12)及び(9－13)式を用いて計算する。

$$H\gamma ins = K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{Ds} \cdot \frac{N_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S}_{LS} \quad \cdots (9\text{-}11)$$

$$H'\gamma ins = K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D's} \cdot \frac{N'_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S'}_{LS} \quad \cdots (9\text{-}12)$$

$$H''\gamma ins = K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600 \times 0.5 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D''s} \cdot \frac{N''_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S''}_{LS} \quad \cdots (9\text{-}13)$$

ここに、

Ｋγ　：空気カーマから実効線量への換算係数　（μSv／μGy）

ｆｈ　：家屋による遮へい係数

ｆｏ　：居住係数

$\overline{Ds}$　：放出率１Bq／ｓ、γ線エネルギ 0.5MeV／dis、風速１ｍ／ｓで着目方位へ放出した場合、大気安定度がｓである時の当該距離におけるγ線による空気カーマ率の方位内平均値　（μGy／h）

$\overline{D's}$、$\overline{D''s}$　：それぞれ、放出率１Bq／ｓ、γ線エネルギ 0.5MeV／dis、風速１ｍ／ｓで着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がｓである時の着目方位の当該距離におけるγ線による空気カーマ率の方位内平均値　（μGy／h）

$\overline{Ds}$、$\overline{D's}$及び$\overline{D''s}$は(9－7)式を基本式として求める。

Q_{in}	:ガス減衰タンク排気又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスの年間放出量 (Bq／y)
$E_{\gamma in}$	:ガス減衰タンク排気又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスのγ線実効エネルギ (MeV／dis)
N	:ガス減衰タンク排気又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気の回数 (回／y)
n_T	:着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67％となるように求めた着目方位を中心とした３方位への最大放出回数 (回／y)
f_{LT}	:着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和
Nt	:総観測回数 (回／y)
N_{LS}	:風が着目方位へ向かっている時の大気安定度別観測回数 (回／y)
N'_{LS}、N''_{LS}	:それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている時の大気安定度別観測回数 (回／y)
$\overline{S}_{LS}$	:風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の平均 (s／m)
$\overline{S'}_{LS}$、$\overline{S''}_{LS}$	:それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の平均 (s／m)
添字：L	:16方位(計算方位)を示す。

b．原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及び原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス

原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋等の換気により連続的に放出される希ガスのγ線による実効線量は、(9－14)式を用いて計算する。

$$H\gamma cont=\sum_{s=A}^{F}(H\gamma conts+H'\gamma conts+H''\gamma conts)$$

……(9－14)

ここに、

$H\gamma conts$：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がsである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　(μSv／y)

$H'\gamma conts$、$H''\gamma conts$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がsである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　(μSv／y)

$H\gamma conts$、$H'\gamma conts$及び$H''\gamma conts$は、それぞれ(9－15)、(9－16)及び(9－17)式を用いて計算する。

$$H\gamma conts=K\gamma\cdot fh\cdot fo\cdot\frac{Qcont\cdot E\gamma cont}{3,600\times0.5}\cdot\overline{Ds}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S_{LS}\cdots(9-15)$$

$$H'\gamma conts=K\gamma\cdot fh\cdot fo\cdot\frac{Qcont\cdot E\gamma cont}{3,600\times0.5}\cdot\overline{D's}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S'_{LS}\cdots(9-16)$$

$$H''\gamma conts=K\gamma\cdot fh\cdot fo\cdot\frac{Qcont\cdot E\gamma cont}{3,600\times0.5}\cdot\overline{D''s}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S''_{LS}\cdots(9-17)$$

ここに、

Qcont　：原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建

屋等の換気中の希ガスの年間放出量　(Bq／y)

$E_{\gamma cont}$　：原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋等の換気中の希ガスのγ線実効エネルギ　(MeV／dis)

S_{LS}　：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の総和　(s／m)

S'_{LS}、S''_{LS}：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の総和　(s／m)

5.1.1.3　計算条件

(9－7)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_1　：4.46×10^{-4}　$\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}\right)$

μ_{en}　：3.84×10^{-3}　(m^{-1})

μ　：1.05×10^{-2}　(m^{-1})

α_B　：1.000

β_B　：0.4492

γ_B　：0.0038

(9－8)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

h　：第5.1.1表に示すとおりである。

(9－11)、(9－12)及び(9－13)式に用いたパラメータは次のとおりである。

K_γ　：　0.8　$(\mu Sv／\mu Gy)$

ｆｈ　：　1

ｆｏ　：　1

Ｑin　：　（ガス減衰タンク排気）

（１号及び２号炉各炉）　3.5×10^{14}　(Bq／y)

（原子炉停止時の原子炉格納容器換気）

（１号及び２号炉各炉）　2.5×10^{13}　(Bq／y)

Ｅγin　：　（ガス減衰タンク排気）

（１号及び２号炉各炉）　3.4×10^{-2}　(MeV／dis)

（原子炉停止時の原子炉格納容器換気）

（１号及び２号炉各炉）　4.3×10^{-2}　(MeV／dis)

Ｎ　：　（ガス減衰タンク排気）

（１号及び２号炉各炉）　20　(回／y)

（原子炉停止時の原子炉格納容器換気）

（１号及び２号炉各炉）　４　(回／y)

n_T　：　第5.1.2表に示すとおりである。

f_{LT}　：　第5.1.3表に示すとおりである。

Ｎｔ　：　8,760　(回／y)

N_{LS}、N'_{LS}、N''_{LS}：　第5.1.3表に示すとおりである。

$\overline{S}_{LS}$、$\overline{S'}_{LS}$、$\overline{S''}_{LS}$：　第5.1.4表に示すとおりである。

(9－15)、(9－16)及び(9－17)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Ｑcont　：（原子炉格納容器減圧時の排気）

（１号及び２号炉各炉）　1.6×10^{13}　(Bq／y)

（原子炉補助建屋等の換気）

（１号及び２号炉各炉）　1.9×10^{14}　(Bq／y)

Ｅγcont：（原子炉格納容器減圧時の排気）

（１号及び２号炉各炉）　4.4×10^{-2}　（MeV／dis）

（原子炉補助建屋等の換気）

（１号及び２号炉各炉）　8.5×10^{-2}　（MeV／dis）

S_{LS}、S'_{LS}、S''_{LS}：　第5.1.4表に示すとおりである。

5.1.1.4　計算結果

陸側７方位の周辺監視区域境界外及び参考として上記方位以外の海に面する周辺監視区域境界について、１号炉及び２号炉合算の希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果は第5.1.5表に、また、評価地点は第5.1.1図に示すとおりである。これによれば、陸側７方位の周辺監視区域境界外で希ガスのγ線による実効線量が最大となるのは３号炉心から東南東方向約640m地点であり、その実効線量は年間約4.2μSvである。

将来の集落の形成を考慮し、陸側７方位の敷地等境界外について１号炉及び２号炉合算の希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果は第5.1.6表に、また、評価地点は第5.1.1図に示すとおりである。これによれば、陸側７方位の敷地等境界外で希ガスのγ線による実効線量が最大となるのは３号炉心から東方向約970m地点であり、その実効線量は年間約1.9μSvである。

5.1.2　液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

5.1.2.1　計算方法の概要

液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量の計算は、発電用原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって放射性物質を体内摂取した場合について行う。

ただし、液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算については、「5.1.3 よう素による実効線量」において行う。

海水中の放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した放水口における濃度とし、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

5.1.2.2 実効線量の計算式

液体廃棄物による実効線量は(9－18)式を用いて計算する。

$$Hw = 365 \cdot \sum_{i} Kwi \cdot Awi \quad \cdots\cdots (9-18)$$

ただし、

$$Awi = Cwi \cdot \sum_{k} \{(CF)ik \cdot W_{T}k \cdot fmk \cdot fik\}$$

ここに、

Hw ：海産物を摂取した場合の実効線量 （μSv／y）

365 ：年間日数への換算係数 （d／y）

Kwi ：核種ｉの実効線量への換算係数 （μSv／Bq）

Awi ：核種ｉの海産物摂取による摂取率 （Bq／d）

Cwi ：海水中の核種ｉの濃度 （Bq／cm^3）

(CF)ik ：核種ｉの海産物ｋに対する濃縮係数

（(Bq／g)／(Bq／cm^3)）

$W_{T}k$ ：海産物ｋの摂取率 （g／d）

fmk ：海産物ｋの市場希釈係数

fik ：海産物ｋの採取から摂取までの核種ｉの減衰比

$$fik = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{r}i} \cdot tk\right)$$ （魚類、無脊椎動物に対して）

$$f_{ik}=\frac{3}{12}+\frac{T_{rT_i}}{0.693\times 365}\ \{1-\exp\ (-\frac{0.693}{T_{rT_i}}\times 365\times \frac{9}{12}\ )\}$$

（海藻類に対して）

T_{rT_i} ：核種ｉの物理的半減期 (d)

ｔｋ ：海産物ｋ（海藻類を除く。）の採取から摂取までの期間 (d)

5.1.2.3 計算条件

(9－18)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{wi} ：第 5.1.7 表に示すとおりである。

C_{wi} ：第 5.1.8 表に示すとおりである。

$(CF)_{ik}$ ：第 5.1.9 表に示すとおりである。

W_{Tk} ：魚類 200 (g／d)

無脊椎動物 20 (g／d)

海藻類（生３月、生相当量の乾物９月）

40 (g／d)

f_{mk} ：１

ｔｋ ：０ (d)

T_{rT_i} ：ICRP Publication 72[(1)]による。

5.1.2.4 計算結果

液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量の計算結果は、１号炉及び２号炉で年間約 2.8μSv である。

5.1.3　よう素による実効線量

5.1.3.1　気体廃棄物中のよう素による実効線量

(1)　計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中のよう素として次の４種類を対象とする。

ａ．原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

ｂ．原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素

ｃ．原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素

ｄ．定期検査時に放出されるよう素

ただし、上記のａ、ｂ及びｃはよう素 131 及びよう素 133 について計算し、ｄはよう素 131 のみについて計算する。

実効線量の計算は大気中によう素 131 及びよう素 133 が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

よう素の年平均地上空気中濃度は、ａは放出が間欠的な事象であるとし、ｂ、ｃ及びｄは放出が連続的な事象であるとして、それぞれ希ガスのγ線による実効線量の計算の場合と同様の方法で求める。

吸入摂取による実効線量を求める場合には、将来の集落の形成を考慮し、敷地等境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

葉菜摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、現存する牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

気象条件は希ガスのγ線による実効線量の場合と同一とする。

(2) 実効線量の計算式

a．年平均地上空気中濃度の計算式

よう素の年平均地上空気中濃度は、方位別に(9－19)式を用いて計算する。

$$\chi_I = \chi_{Iin} + \chi_{Icont} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-19)$$

ここに、

χ_I ：気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

χ_{Iin} ：間欠放出分（原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素）による年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

χ_{Icont} ：連続放出分（原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋等の換気中のよう素及び定期検査時に放出されるよう素）による年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出されるよう素の年平均地上空気中濃度は(9－20)式を用いて計算する。

$$\chi_{Iin}=\sum_{s=A}^{F}(\chi_{Iins}+\chi'_{Iins}+\chi''_{Iins}) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9-20)$$

ただし、

$$\chi_{Iins}=\frac{Q_{Iin}\cdot n_T}{8,760\times N\cdot f_{LT}}\cdot\overline{\chi}_s\cdot\frac{N_{LS}}{Nt}\cdot\overline{S}_{LS}$$

$$\chi'_{Iins}=\frac{Q_{Iin}\cdot n_T}{8,760\times N\cdot f_{LT}}\cdot\overline{\chi'}_s\cdot\frac{N'_{LS}}{Nt}\cdot\overline{S'}_{LS}$$

$$\chi''_{Iins}=\frac{Q_{Iin}\cdot n_T}{8,760\times N\cdot f_{LT}}\cdot\overline{\chi''}_s\cdot\frac{N''_{LS}}{Nt}\cdot\overline{S''}_{LS}$$

ここに、

χ_{Iins} ：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

χ'_{Iins}、χ''_{Iins}：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

Q_{Iin} ：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量 (Bq／y)

$\overline{\chi}_s$ ：放出率１Bq／h、風速１m／sで着目方位へ放出した場合、大気安定度がｓである時の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq／cm^3)

$\overline{\chi'}_s$、$\overline{\chi''}_s$ ：それぞれ、放出率１Bq／h、風速１m／sで着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がｓである時の着目方位の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq／cm^3)

$\overline{\chi}_s$、$\overline{\chi'}_s$及び$\overline{\chi''}_s$は(9－8)式を基本式として求める。

(b)　原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素、原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素及び定期検査時に放出されるよう素

連続放出と見なせる原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素、原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素及び定期検査時に放出されるよう素による年平均地上空気中濃度は、(9－21)式を用いて計算する。

$$\chi_{I\,cont}=\sum_{s=A}^{F}\left(\chi_{I\,conts}+\chi'_{I\,conts}+\chi''_{I\,conts}\right)$$

……(9－21)

ただし、

$$\chi_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi}_{s}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi'}_{s}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi''}_{s}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{I\,conts}$　：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

$\chi'_{I\,conts}$、$\chi''_{I\,conts}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

$Q_{I\,cont}$　：原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋等の換気中のよう素又は定期検査時に放出されるよう素の年間放出量　(Bq／y)

b．実効線量の計算式

実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ(9－22)式を用いて求める。

$$H_{th} = H_I + H_v + H_M \quad \cdots\cdots (9-22)$$

ここに、

H_{th}　：気体廃棄物中のよう素による実効線量　(μSv／y)

H_I　：吸入摂取による実効線量　(μSv／y)

H_v　：葉菜摂取による実効線量　(μSv／y)

H_M　：牛乳摂取による実効線量　(μSv／y)

H_I、H_v及びH_Mはそれぞれ(9－23)、(9－24)及び(9－25)式を用いて求める。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots (9-23)$$

ただし、

$$A_{Ii} = M_I \cdot \overline{\chi}_{Ii}$$

ここに、

K_{Ii}　：よう素iの吸入摂取による実効線量への換算係数　(μSv／Bq)

A_{Ii}　：よう素iの吸入摂取による摂取率　(Bq／d)

M_I　：呼吸率　(cm^3／d)

$\overline{\chi}_{Ii}$　：よう素iの計算地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{vi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-24)$$

ただし、

$$\Lambda_{vi} = M_V \cdot f_{vm} \cdot f_{vt} \cdot f_d \cdot F_{vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_V\right) \cdot \overline{\chi}_{vi}$$

ここに、

K_{Ti} ：よう素ｉの経口摂取による実効線量係数 (μSv／Bq)

Λ_{vi} ：よう素ｉの葉菜摂取による摂取率 (Bq／d)

M_V ：葉菜の摂取率 (g／d)

f_{vm} ：葉菜の市場希釈係数

f_{vt} ：葉菜の栽培期間の年間比

f_d ：葉菜の除染係数

F_{vi} ：よう素ｉが空気中から葉菜に移行する割合 ((Bq／g)／(Bq／cm^3))

$\overline{\chi}_{vi}$ ：よう素ｉの計算地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

T_{ri} ：よう素ｉの物理的半減期 (d)

t_V ：葉菜の採取から摂取までの期間 (d)

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-25)$$

ただし、

$$A_{Mi} = M_M \cdot f_{Mm} \cdot f_{Mt} \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_M\right) \cdot \overline{\chi}_{Mi}$$

ここに、

A_{Mi} ：よう素ｉの牛乳摂取による摂取率 (Bq／d)

M_M ：牛乳の摂取率 (ml／d)

f_{Mm} ：牛乳の市場希釈係数

f_{Mt} ：牧草の栽培期間の年間比

f_f ：飼料の混合比

F_{Mi} ：よう素ｉが空気中から牛乳に移行する割合

((Bq／ml)／(Bq／cm^3))

$\overline{\chi}_{Mi}$ ：よう素ｉの計算地点における年平均地上空気中濃度

(Bq／cm^3)

t_M ：牛乳の採取から摂取までの期間 (d)

(3) 計算条件

(9－23)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Ii} ：成　人	Ｉ－131	1.5×10^{-2}	(μSv／Bq)
	Ｉ－133	2.9×10^{-3}	(μSv／Bq)
幼　児	Ｉ－131	6.9×10^{-2}	(μSv／Bq)
	Ｉ－133	1.6×10^{-2}	(μSv／Bq)
乳　児	Ｉ－131	1.3×10^{-1}	(μSv／Bq)
	Ｉ－133	3.5×10^{-2}	(μSv／Bq)

M_I ：成　人	2.22×10^{7}	(cm^3／d)
幼　児	8.72×10^{6}	(cm^3／d)
乳　児	2.86×10^{6}	(cm^3／d)

$\overline{\chi}_{Ii}$：（１号及び２号炉合算）

Ｉ－131	8.50×10^{-10}	(Bq／cm^3)

I－133　9.49×10^{-10}　(Bq／cm^3)

3号炉心から東南東方向1,030m地点の濃度

(9－24)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Ti}：成　人　I－131　1.6×10^{-2}　(μSv／Bq)

I－133　3.1×10^{-3}　(μSv／Bq)

幼　児　I－131　7.5×10^{-2}　(μSv／Bq)

I－133　1.7×10^{-2}　(μSv／Bq)

乳　児　I－131　1.4×10^{-1}　(μSv／Bq)

I－133　3.8×10^{-2}　(μSv／Bq)

M_v：成　人　100　(g／d)

幼　児　50　(g／d)

乳　児　20　(g／d)

f_{vm}：1

f_{vt}：0.5

f_d：0.5

F_{vi}：I－131　2.6×10^{6}　((Bq／g)／(Bq／cm^3))

I－133　4.3×10^{5}　((Bq／g)／(Bq／cm^3))

$\overline{\chi}_{vi}$：(1号及び2号炉合算)

I－131　9.99×10^{-10}　(Bq／cm^3)

I－133　1.12×10^{-9}　(Bq／cm^3)

3号炉心から東南東方向900m地点の濃度

t_v：0　(d)

T_{ri}：「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」[2]による。

(9－25)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

M_M	：成　人	200		(ml／d)
	幼　児	500		(ml／d)
	乳　児	600		(ml／d)
f_{Mm}	：成　人	1		
	幼　児	1		
	乳　児	0.5		
f_{Mt}	：0.5			
f_f	：1			
F_{Mi}	：I－131	6.2×10^{5}	((Bq／ml)／(Bq／cm^3))	
	I－133	4.6×10^{4}	((Bq／ml)／(Bq／cm^3))	
$\overline{\chi}_{Mi}$	：（１号及び２号炉合算）			
	I－131	1.13×10^{-10}	(Bq／cm^3)	
	I－133	1.26×10^{-10}	(Bq／cm^3)	
	３号炉心から北東方向 2,900m 地点の濃度			
t_M	：成　人	0		(d)
	幼　児	0		(d)
	乳　児	3		(d)

(4)　計算結果

１号炉及び２号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果は、第 5.1.10 表に示すとおりである。

第 5.1.10 表　気体廃棄物中のよう素による実効線量
（１号及び２号炉合算）

（単位：μSv／y）

摂取経路	核　種	成　人	幼　児	乳　児
吸入摂取	I－131	1.0×10^{-1}	1.9×10^{-1}	1.2×10^{-1}
	I－133	2.2×10^{-2}	4.8×10^{-2}	3.5×10^{-2}
葉菜摂取	I－131	3.8×10^{-1}	8.9×10^{-1}	6.6×10^{-1}
	I－133	1.4×10^{-2}	3.7×10^{-2}	3.3×10^{-2}
牛乳摂取	I－131	4.1×10^{-2}	4.8×10^{-1}	4.2×10^{-1}
	I－133	6.6×10^{-4}	9.0×10^{-3}	1.1×10^{-3}

陸側７方位の敷地等境界外で、よう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点に人が居住し、その付近で栽培される葉菜を摂取し、さらに、現存する牧草栽培地の牧草で飼育された乳牛の牛乳を摂取すると仮定して実効線量を評価すると、次のようになる。

成　人　　0.6　　（μSv／y）

幼　児　　1.7　　（μSv／y）

乳　児　　1.3　　（μSv／y）

これによると、実効線量が最大となるのは幼児であり、その実効線量は、年間約 1.7μSv である。

5.1.3.2　液体廃棄物中のよう素による実効線量

(1)　計算方法の概要

液体廃棄物中のよう素による実効線量は、成人、幼児及び乳児が、発電用原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって、よう素を体内摂取した場合について行う。

海水中のよう素の濃度は、「5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量」と同様な方法で計算する。

(2)　実効線量の計算式

液体廃棄物中のよう素による実効線量は海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けてそれぞれ(9－26)及び(9－27)式を用いて計算する。

a．海藻類を摂取する場合

$$H_{wth} = K_3 \cdot \sum_i \left\{ \frac{A_{wthi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-26)$$

ただし、

$$A_{wthi} = C_{wi} \cdot \sum_k \left\{ (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ik} \right\}$$

$$A_s = C_{ws} \cdot \sum_k \left\{ (CF)_{ik} \cdot W_k \right\}$$

ここに、

H_{wth}　：海産物を摂取した場合の実効線量　　(μSv／y)

K_3　：実効線量への換算係数　　($\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}$)

A_{wthi}　：よう素ｉの海産物摂取による摂取率　　(Bq／d)

A_s　：安定よう素の海産物摂取による摂取率　　(g／d)

q_s　：甲状腺中の安定よう素量　　(g)

$(SEE)_i$ ：よう素ｉの甲状腺に対する比実効エネルギ

(MeV／(g・dis))

ｆsi　：よう素ｉの甲状腺中比放射能の減衰係数

Ｗk　：海産物ｋの摂取率　(g／d)

Ｃws　：海水中の安定よう素の濃度　(g/cm^3)

ｂ．海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-27)$$

ただし、

$$A_{Fi} = C_{wi} \cdot \sum_k \{(CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ik}\}$$

ここに、

H_F　：海産物（海藻類を除く。）を摂取した場合の実効線量

(μSv／y)

A_{Fi}　：よう素ｉの海産物（海藻類を除く。）摂取による摂取率

(Bq／d)

(3)　計算条件

(9－26)及び(9－27)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_3　：2.52×10^2　$\left(\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}\right)$

ｑs　：成　人　1.2×10^{-2}　(g)

幼　児　成人の値の 1／5.8　(g)

乳　児　成人の値の 1／16　(g)

(SEE)i：成　人		I－131	0.010	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$
		I－133	0.022	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$
	幼　児	I－131	0.058	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$
		I－133	0.12	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$
	乳　児	I－131	0.15	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$
		I－133	0.33	$\left(\frac{\text{MeV}}{\text{g・dis}}\right)$
fsi：成　人		I－131	0.1	
		I－133	0.01	
	幼　児	I－131	0.3	
		I－133	0.04	
	乳　児	I－131	0.4	
		I－133	0.07	

Wk　：魚　類

成　人	200	(g／d)
幼　児	100	(g／d)
乳　児	40	(g／d)

無脊椎動物

成　人	20	(g／d)
幼　児	10	(g／d)
乳　児	4	(g／d)

海藻類(生３月、生相当量の乾物９月)

成　人	40	(g／d)
幼　児	20	(g／d)
乳　児	8	(g／d)

Cws　：5×10^{-8}　(g／cm^3)

(4) 計算結果

1号炉及び2号炉からの液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算を行った結果は、次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成　人	0.2	(μSv／y)
幼　児	0.4	(μSv／y)
乳　児	0.4	(μSv／y)

海藻類を摂取しない場合

成　人	0.1	(μSv／y)
幼　児	0.3	(μSv／y)
乳　児	0.2	(μSv／y)

この計算結果から実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の幼児及び乳児であり、その実効線量は、年間約 0.4μSv である。

5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量

(1) 計算方法の概要

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取並びに海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度及び液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中の濃度は、それぞれ、「5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」の場合と同様な方法で計算する。

(2)　実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けて、それぞれ(9－28)及び(9－29)式を用いて計算する。

a．海藻類を摂取する場合

$$Hc = K_3 \cdot \sum_i \left\{ \frac{Ai}{\Lambda s} \cdot qs \cdot (SEE)i \cdot fsi \right\} \quad \cdots(9-28)$$

ここに、

Hc　：吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による実効線量　(μSv／y)

Ai　：よう素ｉの吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による摂取率　(Bq／d)

$$Ai = 0.90 \times A_{Ii} + Avi + A_{Mi} + Awthi$$

b．海藻類を摂取しない場合

$$H_{TF} = 365 \cdot \sum_i \{K_{Ii} \cdot A_{Ii} + K_{Ti}(Avi + A_{Mi} + A_{Fi})\} \quad \cdots\cdots\cdots(9-29)$$

ここに、

H_{TF}：吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物（海藻類を除く。）摂取による実効線量　(μSv／y)

(3)　計算条件

(9－28)及び(9－29)式の計算に用いたパラメータは、「5.1.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.1.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」で述べたとおりである。

(4)　計算結果

１号炉及び２号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよ

う素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成　人	0.2	(μSv／y)
幼　児	0.5	(μSv／y)
乳　児	0.6	(μSv／y)

海藻類を摂取しない場合

成　人	0.7	(μSv／y)
幼　児	1.9	(μSv／y)
乳　児	1.5	(μSv／y)

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約1.9μSvである。

5.1.4　線量評価結果

敷地等境界外における1号炉及び2号炉からの気体廃棄物中の希ガスのγ線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約1.9μSv、年間約2.8μSv及び年間約1.9μSvとなり、合計は年間約6.6μSvである。

5.2　3号炉及び4号炉の実効線量の計算

5.2.1　気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量

5.2.1.1　計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中の希ガスとして次の4種類を対象とする。

(1)　活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガス

(2)　原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス

(3)　原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス

(4)　原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス

(2)については、放出が間欠的な事象であるため、着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67%となるように、着目方位を中心とした3方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの実効線量を計算する。また、風速については、方位別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

(1)、(3)及び(4)については、放出が連続的な事象であるとして、方位別大気安定度別風速逆数の総和を用いてその放射性雲からの実効線量を計算する。なお、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている場合は、着目方位にも実効線量の寄与があるので、これも加算する。

方位別の実効線量の3号炉及び4号炉合算は各発電用原子炉からの寄与を保守的に評価して行う。

実効線量の計算は、3号発電用原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側7方位の周辺監視区域境界外について行い、希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

また、将来の集落の形成を考慮し、陸側7方位の敷地等境界外についても希ガスのγ線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

5.2.1.2　実効線量の計算式

(1)　計算に用いる基本式

γ線による空気カーマ率を求める基本式は(9－30)式のとおり

である。

$$D\gamma(x',y',0)=K_1\cdot E\gamma\cdot\mu en\cdot\int_0^{\infty}\int_{-\infty}^{\infty}\int_0^{\infty}\frac{e^{-\mu\cdot r}}{4\pi r^2}$$

$$\cdot B(\mu\cdot r)\cdot\chi(x,y,z)\,dx\,dy\,dz\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots(9-30)$$

ここに、

$D\gamma(x',y',0)$：計算地点$(x',y',0)$におけるγ線による空気カーマ率　(μGy／h)

K_1　：空気カーマ率への換算係数　$\left[\frac{dis\cdot m^3\cdot\mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}\right]$

$E\gamma$　：γ線の実効エネルギ　(MeV／dis)

μen　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数　(m^{-1})

r　：放射性雲中の点(x,y,z)から計算地点$(x',y',0)$までの距離

$$r=\sqrt{(x'-x)^2+(y'-y)^2+(0-z)^2}\quad(m)$$

μ　：空気に対するγ線の線減衰係数　(m^{-1})

$B(\mu\cdot r)$：空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu\cdot r)=1+\alpha_B\cdot(\mu\cdot r)+\beta_B\cdot(\mu\cdot r)^2+\gamma_B\cdot(\mu\cdot r)^3$$

α_B、β_B、γ_Bはγ線のエネルギ別に与えられる。

$\chi(x,y,z)$：放射性雲中の点(x,y,z)における放射性物質の濃度　(Bq/m^3)

$\chi(x,y,z)$は(9－31)式を用いて計算する。

$$\chi\ (x,y,z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma y \cdot \sigma z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma y^2}\right) \cdot$$

$$\left[\exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma z^2}\right\}\right] \cdots\cdots (9-31)$$

ここに、

Q	：放出率	(Bq／s)
U	：放出源高さを代表する風速	(m／s)
h	：放出源の有効高さ	(m)
σy	：濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ	(m)
σz	：濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ	(m)

(2) 実効線量の計算式

希ガスのγ線による実効線量は方位別に(9－32)式を用いて計算する。

$$H\gamma = H\gamma in + H\gamma cont \cdots\cdots (9-32)$$

ここに、

Hγ	：希ガスのγ線による方位別年間実効線量 （μSv／y）
Hγin	：間欠放出分（原子炉停止時の原子炉格納容器換気）の希ガスのγ線による方位別年間実効線量 （μSv／y）
Hγcont	：連続放出分（活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋等の換気）の希ガスのγ線による方位別年間実効線量 （μSv／y）

a．原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出される希ガスのγ線による実効線量は(9－33)式を用いて計算する。

$$H\gamma in=\sum_{s=A}^{F}(H\gamma ins+H'\gamma ins+H''\gamma ins) \quad \cdots\cdots\cdots (9-33)$$

ここに、

$H\gamma ins$：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　（μSv／y）

$H'\gamma ins$、$H''\gamma ins$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　（μSv／y）

添字：ｓ：６つの大気安定度型（A、B、C、D、E、F）を示す。

$H\gamma ins$、$H'\gamma ins$及び$H''\gamma ins$は、それぞれ(9－34)、(9－35)及び(9－36)式を用いて計算する。

$$H\gamma ins=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600\times 0.5\times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{Ds} \cdot \frac{N_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S}_{LS} \quad \cdots (9\text{-}34)$$

$$H'\gamma ins=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600\times 0.5\times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D's} \cdot \frac{N'_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S'}_{LS} \quad \cdots (9\text{-}35)$$

$$H''\gamma ins=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qin \cdot E\gamma in \cdot n_T}{3,600\times 0.5\times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{D''s} \cdot \frac{N''_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S''}_{LS} \quad \cdots (9\text{-}36)$$

ここに、

$K\gamma$　：空気カーマから実効線量への換算係数　（μSv／μGy）

fh　：家屋による遮へい係数

fo　：居住係数

$\overline{Ds}$　：放出率１Bq／s、γ線エネルギ 0.5MeV／dis、風

速１m／sで着目方位へ放出した場合、大気安定度がsである時の当該距離におけるγ線による空気カーマ率の方位内平均値　（μGy／h）

$\overline{D's}$、$\overline{D''s}$　：それぞれ、放出率１Bq／s、γ線エネルギ 0.5MeV／dis、風速１m／sで着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がsである時の着目方位の当該距離におけるγ線による空気カーマ率の方位内平均値　（μGy／h）

$\overline{Ds}$、$\overline{D'}$ s及び$\overline{D''}$ sは(9－30)式を基本式として求める。

Qin　：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスの年間放出量　0（Bq／y）

Eγin　：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中の希ガスのγ線実効エネルギ　（MeV／dis）

N　：原子炉停止時の原子炉格納容器換気の回数　（回／y）

n_T　：着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が67％となるように求めた着目方位を中心とした３方位への最大放出回数　（回／y）

f_{LT}　：着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和

Nt　：総観測回数　（回／y）

N_{LS}　：風が着目方位へ向かっている時の大気安定度別観測回数　（回／y）

N'_{LS}、N''_{LS} ：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている時の大気安定度別観測回数　（回／y）

$\overline{S}_{LS}$ ：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の平均　（s／m）

$\overline{S'}_{LS}$、$\overline{S''}_{LS}$ ：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の平均　（s／m）

添字：Ｌ　：16方位（計算方位）を示す。

ｂ．活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気により放出される希ガス、原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及び原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス

活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋等の換気により連続的に放出される希ガスのγ線による実効線量は、（9－37）式を用いて計算する。

$$H_{\gamma cont}=\sum_{s=A}^{F}\left(H_{\gamma conts}+H'_{\gamma conts}+H''_{\gamma conts}\right)$$

……（9－37）

ここに、

$H_{\gamma conts}$：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　（μSv／y）

$H'_{\gamma conts}$、$H''_{\gamma conts}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における希ガスのγ線による年間実効線量　（μSv／y）

Ｈγconts、Ｈ′γconts及びＨ″γcontsは、それぞれ(9－38)、(9－39)及び(9－40)式を用いて計算する。

$$H\gamma conts=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qcont \cdot E\gamma cont}{3,600\times 0.5} \cdot \overline{Ds} \cdot \frac{1}{Nt} \cdot S_{LS} \cdots(9-38)$$

$$H'\gamma conts=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qcont \cdot E\gamma cont}{3,600\times 0.5} \cdot \overline{D's} \cdot \frac{1}{Nt} \cdot S'_{LS} \cdots(9-39)$$

$$H''\gamma conts=K\gamma \cdot fh \cdot fo \cdot \frac{Qcont \cdot E\gamma cont}{3,600\times 0.5} \cdot \overline{D''s} \cdot \frac{1}{Nt} \cdot S''_{LS} \cdots(9-40)$$

ここに、

Ｑcont　：活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋等の換気中の希ガスの年間放出量　(Bq／y)

Ｅγcont　：活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気、原子炉格納容器減圧時の排気又は原子炉補助建屋等の換気中の希ガスのγ線実効エネルギ　(MeV／dis)

S_{LS}　：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の総和　(s／m)

S'_{LS}、S''_{LS}：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の風速逆数の総和　(s／m)

5.2.1.3　計算条件

(9－30)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_1　：4.46×10^{-4}　　$\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}\right)$

μ_{en}　：3.84×10^{-3}　　(m^{-1})

μ　　：1.05×10^{-2}　　(m^{-1})

α_B　：1.000

β_B　：0.4492

γ_B　：0.0038

(9－31)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

h　　：第5.2.1表に示すとおりである。

(9－34)、(9－35)及び(9－36)式に用いたパラメータは次のとおりである。

K_γ　：0.8　　$(\mu Sv/\mu Gy)$

fh　：1

fo　：1

Qin　：（原子炉停止時の原子炉格納容器換気）

（3　号　炉）　2.6×10^{13}　(Bq／y)

（4　号　炉）　2.6×10^{13}　(Bq／y)

$E_\gamma$in　：（原子炉停止時の原子炉格納容器換気）

（3　号　炉）　4.3×10^{-2}　(MeV／dis)

（4　号　炉）　4.3×10^{-2}　(MeV／dis)

N　　：（原子炉停止時の原子炉格納容器換気）

（3号及び4号炉各炉）　4　　(回／y)

n_T　：第5.2.2表に示すとおりである。

f_{LT}　：第5.2.3表に示すとおりである。

Ｎｔ　　：　8,760　　(回／ｙ)

N_{LS}、N'_{LS}、N''_{LS}：　第 5.2.3 表に示すとおりである。

$\overline{S}_{LS}$、$\overline{S'}_{LS}$、$\overline{S''}_{LS}$：　第 5.2.4 表に示すとおりである。

(9－38)、(9－39)及び(9－40)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Ｑcont　：(活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気)

（３　号　炉）　2.9×10^{14}　(Bq／y)

（４　号　炉）　2.9×10^{14}　(Bq／y)

(原子炉格納容器減圧時の排気)

（３　号　炉）　1.0×10^{13}　(Bq／y)

（４　号　炉）　1.0×10^{13}　(Bq／y)

(原子炉補助建屋等の換気)

（３　号　炉）　2.0×10^{14}　(Bq／y)

（４　号　炉）　2.0×10^{14}　(Bq／y)

Ｅγcont：(活性炭式希ガスホールドアップ装置の排気)

（３　号　炉）　1.6×10^{-2}　(MeV／dis)

（４　号　炉）　1.6×10^{-2}　(MeV／dis)

(原子炉格納容器減圧時の排気)

（３　号　炉）　4.4×10^{-2}　(MeV／dis)

（４　号　炉）　4.4×10^{-2}　(MeV／dis)

(原子炉補助建屋等の換気)

（３　号　炉）　8.5×10^{-2}　(MeV／dis)

（４　号　炉）　8.5×10^{-2}　(MeV／dis)

S_{LS}、S'_{LS}、S''_{LS}：　第 5.2.4 表に示すとおりである。

5.2.1.4　計算結果

陸側7方位の周辺監視区域境界外及び参考として上記方位以外の海に面する周辺監視区域境界について、3号炉及び4号炉合算の希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果は第5.2.5表に、また、評価地点は第5.2.1図に示すとおりである。これによれば、陸側7方位の周辺監視区域境界外で希ガスのγ線による実効線量が最大となるのは3号炉心から北東方向約780m地点であり、その実効線量は年間約1.1μSvである。

将来の集落の形成を考慮し、陸側7方位の敷地等境界外について3号炉及び4号炉合算の希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果は第5.2.6表に、また、評価地点は第5.2.1図に示すとおりである。これによれば、陸側7方位の敷地等境界外で希ガスのγ線による実効線量が最大となるのは3号炉心から北東方向約780m地点であり、その実効線量は年間約1.1μSvである。

5.2.2　液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

5.2.2.1　計算方法の概要

液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量の計算は、発電用原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって放射性物質を体内摂取した場合について行う。

ただし、液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算については、「5.2.3 よう素による実効線量」において行う。

海水中の放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した放水口における濃度とし、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

5.2.2.2　実効線量の計算式

液体廃棄物による実効線量は(9－41)式を用いて計算する。

$$Hw = 365 \cdot \sum_{i} Kwi \cdot Awi \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-41)$$

ただし、

$$Awi = Cwi \cdot \sum_{k} \{(CF)ik \cdot W_{T}k \cdot fmk \cdot fik\}$$

ここに、

Hw　：海産物を摂取した場合の実効線量　（μSv／y）

365　：年間日数への換算係数　（d／y）

Kwi　：核種ｉの実効線量への換算係数　（μSv／Bq）

Awi　：核種ｉの海産物摂取による摂取率　（Bq／d）

Cwi　：海水中の核種ｉの濃度　（Bq／cm^3）

(CF)ik：核種ｉの海産物ｋに対する濃縮係数

（(Bq／g)／(Bq／cm^3)）

$W_{T}k$　：海産物ｋの摂取率　（g／d）

fmk　：海産物ｋの市場希釈係数

fik　：海産物ｋの採取から摂取までの核種ｉの減衰比

$$fik = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{rT}i} \cdot tk\right)$$（魚類、無脊椎動物に対して）

$$fik = \frac{3}{12} + \frac{T_{rT}i}{0.693 \times 365}\left\{1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{rT}i} \times 365 \times \frac{9}{12}\right)\right\}$$

（海藻類に対して）

$T_{rT}i$　：核種ｉの物理的半減期　（d）

tk　：海産物ｋ（海藻類を除く。）の採取から摂取までの期間　（d）

5.2.2.3　計算条件

(9－41)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

Ｋwi　：第 5.2.7 表に示すとおりである。

Ｃwi　：第 5.2.8 表に示すとおりである。

(CF)ik　：第 5.2.9 表に示すとおりである。

W_{Tk}　：魚　　類　　200　　(g／d)

無脊椎動物　　20　　(g／d)

海　藻　類（生３月、生相当量の乾物９月）

40　　(g／d)

ｆmk　：１

ｔk　：０　　(d)

T_{rTi}　：ICRP Publication 72[1]による。

5.2.2.4　計算結果

液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量の計算結果は、３号炉及び４号炉で年間約 1.3μSv である。

5.2.3　よう素による実効線量

5.2.3.1　気体廃棄物中のよう素による実効線量

(1)　計算方法の概要

実効線量の計算に使用する気体廃棄物中のよう素として次の４種類を対象とする。

ａ．原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

ｂ．原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素

c．原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素

d．定期検査時に放出されるよう素

ただし、上記のａ、ｂ及びｃはよう素131及びよう素133について計算し、ｄはよう素131のみについて計算する。

実効線量の計算は大気中によう素131及びよう素133が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

よう素の年平均地上空気中濃度は、ａは放出が間欠的な事象であるとし、ｂ、ｃ及びｄは放出が連続的な事象であるとして、それぞれ希ガスのγ線による実効線量の計算の場合と同様の方法で求める。

吸入摂取による実効線量を求める場合には、将来の集落の形成を考慮し、敷地等境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

葉菜摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、敷地境界外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

牛乳摂取による実効線量を求める場合には、食物連鎖を考慮し、現存する牧草地のうちで年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

気象条件は希ガスのγ線による実効線量の場合と同一とする。

(2)　実効線量の計算式

a．年平均地上空気中濃度の計算式

よう素の年平均地上空気中濃度は、方位別に(9－42)式を用い

て計算する。

$$\chi_{I} = \chi_{I\,in} + \chi_{I\,cont} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-42)$$

ここに、

χ_{I}　　：気体廃棄物中のよう素の年平均地上空気中濃度

(Bq／cm^3)

$\chi_{I\,in}$　：間欠放出分（原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素）による年平均地上空気中濃度

(Bq／cm^3)

$\chi_{I\,cont}$　：連続放出分（原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋等の換気中のよう素及び定期検査時に放出されるよう素）による年平均地上空気中濃度

(Bq／cm^3)

(a)　原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出されるよう素

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により間欠的に放出されるよう素の年平均地上空気中濃度は(9－43)式を用いて計算する。

$$\chi_{I\,in} = \sum_{s=A}^{F} (\chi_{I\,ins} + \chi'_{I\,ins} + \chi''_{I\,ins}) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (9-43)$$

ただし、

$$\chi_{I\,ins} = \frac{Q_{I\,in} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi}_S \cdot \frac{N_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S}_{LS}$$

$$\chi'_{I\,ins} = \frac{Q_{I\,in} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi'}_S \cdot \frac{N'_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S'}_{LS}$$

$$\chi''_{I\,ins} = \frac{Q_{I\,in} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi''}_S \cdot \frac{N''_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S''}_{LS}$$

ここに、

$\chi_{I\,ins}$ ：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

$\chi'_{I\,ins}$、$\chi''_{I\,ins}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq／cm^3)

$Q_{I\,in}$ ：原子炉停止時の原子炉格納容器換気中のよう素の年間放出量 (Bq／y)

$\overline{\chi}$ ｓ ：放出率１Bq／h、風速１m／ｓで着目方位へ放出した場合、大気安定度がｓである時の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq／cm^3)

$\overline{\chi'}$ｓ、$\overline{\chi''}$ｓ ：それぞれ、放出率１Bq／h、風速１m／ｓで着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がｓである時の着目方位の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq／cm^3)

$\overline{\chi}$ ｓ、$\overline{\chi'}$ｓ及び$\overline{\chi''}$ｓは(9－31)式を基本式として求める。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素、原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素及び定期検査時に放出されるよう素

連続放出と見なせる原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素、原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素及び定期検査時に放出されるよう素による年平均地上空気中濃度は、(9－44)式を用いて計算する。

$$\chi_{I\,cont}=\sum_{s=A}^{F}\left(\chi_{I\,conts}+\chi'_{I\,conts}+\chi''_{I\,conts}\right)$$

……(9－44)

ただし、

$$\chi_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi}_{S}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi'}_{S}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{I\,conts}=\frac{Q_{I\,cont}}{8,760}\cdot\overline{\chi''}_{S}\cdot\frac{1}{Nt}\cdot S''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{I\,conts}$　：風が着目方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

$\chi'_{I\,conts}$、$\chi''_{I\,conts}$：それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がｓである時の着目地点における年平均地上空気中濃度　(Bq／cm^3)

$Q_{I\,cont}$　：原子炉格納容器減圧時の排気中のよう素、原子炉補助建屋等の換気中のよう素又は定期検査時に放出されるよう素の年間放出量　(Bq／y)

ｂ．実効線量の計算式

実効線量は成人、幼児及び乳児について、それぞれ(9－45)式を用いて求める。

$$H_{th}=H_I+H_V+H_M \quad\cdots\cdots(9-45)$$

ここに、

H_{th}　：気体廃棄物中のよう素による実効線量

（μSv／y）

H_I　：吸入摂取による実効線量　（μSv／y）

H_V　：葉菜摂取による実効線量　（μSv／y）

H_M　：牛乳摂取による実効線量　（μSv／y）

H_I、H_V及びH_Mはそれぞれ(9－46)、(9－47)及び(9－48)式を用いて求める。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots (9-46)$$

ただし、

$$A_{Ii} = M_I \cdot \overline{\chi}_{Ii}$$

ここに、

K_{Ii}　：よう素iの吸入摂取による実効線量への換算係数　（μSv／Bq）

A_{Ii}　：よう素iの吸入摂取による摂取率　（Bq／d）

M_I　：呼吸率　（cm^3／d）

$\overline{\chi}_{Ii}$　：よう素iの計算地点における年平均地上空気中濃度　（Bq／cm^3）

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \cdots\cdots (9-47)$$

ただし、

$$A_{Vi} = M_V \cdot f_{Vm} \cdot f_{Vt} \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_V\right) \cdot \overline{\chi}_{Vi}$$

ここに、

K_{Ti}　：よう素iの経口摂取による実効線量係数

（μSv／Bq）

A_{vi}　：よう素ｉの葉菜摂取による摂取率　（Bq／d）

M_V　：葉菜の摂取率　（g／d）

f_{Vm}　：葉菜の市場希釈係数

f_{Vt}　：葉菜の栽培期間の年間比

f_d　：葉菜の除染係数

F_{vi}　：よう素ｉが空気中から葉菜に移行する割合

（(Bq／g)／(Bq／cm^3)）

$\overline{\chi}_{Vi}$　：よう素ｉの計算地点における年平均地上空気中濃度

（Bq／cm^3）

T_{ri}　：よう素ｉの物理的半減期　（d）

t_V　：葉菜の採取から摂取までの期間　（d）

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-48)$$

ただし、

$$A_{Mi} = M_M \cdot f_{Mm} \cdot f_{Mt} \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_M\right) \cdot \overline{\chi}_{Mi}$$

ここに、

A_{Mi}　：よう素ｉの牛乳摂取による摂取率　（Bq／d）

M_M　：牛乳の摂取率　（ml／d）

f_{Mm}　：牛乳の市場希釈係数

f_{Mt}　：牧草の栽培期間の年間比

f_f　：飼料の混合比

F_{Mi}　：よう素ｉが空気中から牛乳に移行する割合

（(Bq／ml)／(Bq／cm^3)）

$\overline{\chi}_{Mi}$　：よう素ｉの計算地点における年平均地上空気中濃度

（Bq／cm^3）

t_M　：牛乳の採取から摂取までの期間　(d)

(3)　計算条件

(9－46)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{ri}	成　人	I－131	1.5×10^{-2}	(μSv／Bq)
		I－133	2.9×10^{-3}	(μSv／Bq)
	幼　児	I－131	6.9×10^{-2}	(μSv／Bq)
		I－133	1.6×10^{-2}	(μSv／Bq)
	乳　児	I－131	1.3×10^{-1}	(μSv／Bq)
		I－133	3.5×10^{-2}	(μSv／Bq)
M_I	成　人		2.22×10^{7}	(cm^3／d)
	幼　児		8.72×10^{6}	(cm^3／d)
	乳　児		2.86×10^{6}	(cm^3／d)

$\overline{\chi}_{ri}$：(３号及び４号炉合算)

I－131	3.11×10^{-10}	(Bq／cm^3)
I－133	3.64×10^{-10}	(Bq／cm^3)

３号炉心から東方向 970m 地点の濃度

(9－47)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_{Ti}	成　人	I－131	1.6×10^{-2}	(μSv／Bq)
		I－133	3.1×10^{-3}	(μSv／Bq)
	幼　児	I－131	7.5×10^{-2}	(μSv／Bq)
		I－133	1.7×10^{-2}	(μSv／Bq)
	乳　児	I－131	1.4×10^{-1}	(μSv／Bq)
		I－133	3.8×10^{-2}	(μSv／Bq)
M_V	成　人		100	(g／d)
	幼　児		50	(g／d)

乳　児　　20　　（g／d）

f_{vm} ：1

f_{vt} ：0.5

f_d ：0.5

F_{vi} ：I－131　　2.6×10^{6}　　((Bq／g)／(Bq／cm^3))

I－133　　4.3×10^{5}　　((Bq／g)／(Bq／cm^3))

$\overline{\chi}_{vi}$ ：（3号及び4号炉合算）

I－131　　3.32×10^{-10}　　(Bq／cm^3)

I－133　　3.89×10^{-10}　　(Bq／cm^3)

3号炉心から東方向890m地点の濃度

t_v ：0　　(d)

T_{ri} ：「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」[2]による。

(9－48)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

M_M ：成　人　　200　　(ml／d)

幼　児　　500　　(ml／d)

乳　児　　600　　(ml／d)

f_{Mm} ：成　人　　1

幼　児　　1

乳　児　　0.5

f_{Mt} ：0.5

f_f ：1

F_{Mi} ：I－131　　6.2×10^{5}　　((Bq／ml)／(Bq／cm^3))

I－133　　4.6×10^{4}　　((Bq／ml)／(Bq／cm^3))

$\overline{\chi}_{Mi}$ ：（3号及び4号炉合算）

	Ｉ－131	1.57×10^{-11}	(Bq／cm^3)
	Ｉ－133	1.84×10^{-11}	(Bq／cm^3)

３号炉心から南東方向 4,700m 地点の濃度

ｔＭ	：成　人	0	(d)
	幼　児	0	(d)
	乳　児	3	(d)

(4)　計算結果

３号炉及び４号炉からの気体廃棄物中のよう素による実効線量を計算した結果は、第 5.2.10 表に示すとおりである。

第 5.2.10 表　気体廃棄物中のよう素による実効線量
（３号及び４号炉合算）

（単位：μSv／y）

摂取経路	核　種	成　人	幼　児	乳　児
吸入摂取	I－131	4.1×10^{-2}	7.4×10^{-2}	4.6×10^{-2}
	I－133	9.3×10^{-3}	2.0×10^{-2}	1.4×10^{-2}
葉菜摂取	I－131	1.4×10^{-1}	3.2×10^{-1}	2.4×10^{-1}
	I－133	5.2×10^{-3}	1.4×10^{-2}	1.3×10^{-2}
牛乳摂取	I－131	5.7×10^{-3}	6.7×10^{-2}	5.8×10^{-2}
	I－133	9.6×10^{-5}	1.3×10^{-3}	1.6×10^{-4}

陸側７方位の敷地等境界外で、よう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点に人が居住し、その付近で栽培される葉菜を摂取し、さらに、現存する牧草栽培地の牧草で飼育された乳牛の牛乳を摂取すると仮定して実効線量を評価すると、次のようになる。

成　人　　0.2　　（μSv／y）

幼　児　　0.5　　（μSv／y）

乳　児　　0.4　　（μSv／y）

これによると、実効線量が最大となるのは幼児であり、その実効線量は、年間約 0.5μSv である。

5.2.3.2　液体廃棄物中のよう素による実効線量

(1)　計算方法の概要

液体廃棄物中のよう素による実効線量は、成人、幼児及び乳児が、発電用原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって、よう素を体内摂取した場合について行う。

海水中のよう素の濃度は、「5.2.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量」と同様な方法で計算する。

(2) 実効線量の計算式

液体廃棄物中のよう素による実効線量は海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けてそれぞれ(9－49)及び(9－50)式を用いて計算する。

a．海藻類を摂取する場合

$$H_{wth} = K_3 \cdot \sum_i \left\{ \frac{A_{wthi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-49)$$

ただし、

$$A_{wthi} = C_{wi} \cdot \sum_k \left\{ (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ik} \right\}$$

$$A_s = C_{ws} \cdot \sum_k \left\{ (CF)_{ik} \cdot W_k \right\}$$

ここに、

H_{wth} ：海産物を摂取した場合の実効線量 (μSv／y)

K_3 ：実効線量への換算係数 ($\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}$)

A_{wthi} ：よう素ｉの海産物摂取による摂取率 (Bq／d)

A_s ：安定よう素の海産物摂取による摂取率 (g／d)

q_s ：甲状腺中の安定よう素量 (g)

$(SEE)_i$ ：よう素ｉの甲状腺に対する比実効エネルギ (MeV／(g・dis))

f_{si} ：よう素ｉの甲状腺中比放射能の減衰係数

W_k ：海産物ｋの摂取率 (g／d)

C_{ws} ：海水中の安定よう素の濃度 (g／cm^3)

b．海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (9-50)$$

ただし、

$$A_{Fi} = C_{wi} \cdot \sum_{k} \{(CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ik}\}$$

ここに、

H_F　：海産物（海藻類を除く。）を摂取した場合の実効線量（μSv／y）

A_{Fi}　：よう素ｉの海産物（海藻類を除く。）摂取による摂取率（Bq／d）

(3)　計算条件

(9－49)及び(9－50)式の計算に用いたパラメータは次のとおりである。

K_3	：2.52×10^2			($\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}$)
ｑｓ	：成　人	1.2×10^{-2}		(g)
	幼　児	成人の値の 1／5.8		(g)
	乳　児	成人の値の 1／16		(g)
(SEE)ｉ	：成　人	Ｉ－131	0.010	($\frac{MeV}{g \cdot dis}$)
		Ｉ－133	0.022	($\frac{MeV}{g \cdot dis}$)
	幼　児	Ｉ－131	0.058	($\frac{MeV}{g \cdot dis}$)
		Ｉ－133	0.12	($\frac{MeV}{g \cdot dis}$)
	乳　児	Ｉ－131	0.15	($\frac{MeV}{g \cdot dis}$)
		Ｉ－133	0.33	($\frac{MeV}{g \cdot dis}$)
ｆsi	：成　人	Ｉ－131	0.1	
		Ｉ－133	0.01	
	幼　児	Ｉ－131	0.3	
		Ｉ－133	0.04	
	乳　児	Ｉ－131	0.4	

Ｉ－133	0.07	

Ｗｋ　：魚　類

成　人	200	(g／d)
幼　児	100	(g／d)
乳　児	40	(g／d)

無脊椎動物

成　人	20	(g／d)
幼　児	10	(g／d)
乳　児	4	(g／d)

海藻類(生３月、生相当量の乾物９月)

成　人	40	(g／d)
幼　児	20	(g／d)
乳　児	8	(g／d)

Ｃｗｓ　：5×10^{-8}　(g／cm^3)

(4)　計算結果

３号炉及び４号炉からの液体廃棄物中のよう素による実効線量の計算を行った結果は、次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成　人	0.1	(μSv／y)
幼　児	0.2	(μSv／y)
乳　児	0.2	(μSv／y)

海藻類を摂取しない場合

成　人	0.1	(μSv／y)
幼　児	0.2	(μSv／y)
乳　児	0.1	(μSv／y)

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の幼児及び乳児であり、その実効線量は年間約0.2μSvである。

5.2.3.3　気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量

(1)　計算方法の概要

実効線量の計算は、空気中及び海水中によう素が存在する時の被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取並びに海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度及び液体廃棄物中に含まれるよう素の海水中の濃度は、それぞれ、「5.2.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.2.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」の場合と同様な方法で計算する。

(2)　実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、海藻類を摂取する場合と摂取しない場合とに分けて、それぞれ(9－51)及び(9－52)式を用いて計算する。

a．海藻類を摂取する場合

$$Hc = K_3 \cdot \sum_i \left\{ \frac{Ai}{As} \cdot qs \cdot (SEE)i \cdot fsi \right\} \quad \cdots(9-51)$$

ここに、

Hc　：吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による実効線量　(μSv／y)

Ai　：よう素ｉの吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物摂取による摂取率　(Bq／d)

$$A_i = 0.90 \times A_{Ii} + A_{vi} + A_{Mi} + A_{wthi}$$

b．海藻類を摂取しない場合

$$H_{TF} = 365 \cdot \sum_i \{K_{Ii} \cdot A_{Ii} + K_{Ti}\,(A_{vi} + A_{Mi} + A_{Fi})\} \quad \cdots\cdots\cdots (9-52)$$

ここに、

H_{TF}：吸入摂取、葉菜摂取、牛乳摂取及び海産物（海藻類を除く。）摂取による実効線量　（μSv／y）

(3)　計算条件

(9－51)及び(9－52)式の計算に用いたパラメータは、「5.2.3.1 気体廃棄物中のよう素による実効線量」及び「5.2.3.2 液体廃棄物中のよう素による実効線量」で述べたとおりである。

(4)　計算結果

3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の実効線量の計算を行った結果は次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成　人	0.1	（μSv／y）
幼　児	0.2	（μSv／y）
乳　児	0.3	（μSv／y）

海藻類を摂取しない場合

成　人	0.3	（μSv／y）
幼　児	0.7	（μSv／y）
乳　児	0.5	（μSv／y）

これによると実効線量が最大となるのは、海藻類を摂取しない場合の幼児であり、その実効線量は年間約0.7μSvである。

5.2.4　線量評価結果

敷地等境界外における３号炉及び４号炉からの気体廃棄物中の希ガスのγ線からの外部被ばくによる実効線量、液体廃棄物中の放射性物質の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量及びよう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、それぞれ年間約 1.1μSv、年間約 1.3μSv 及び年間約 0.7μSv となり、合計は年間約 3.1μSv である。

この値は、発電所周辺の一般公衆の受ける線量を合理的に達成できる限り低くするという方針に基づき、「5.1.4 線量評価結果」に示す１号炉及び２号炉の平常運転時の線量評価結果である年間約 6.6μSv を考慮した場合でも、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値を十分下回る。

第 5.1.1 表　実効線量評価に用いる排気筒有効高さ

（１号及び２号炉各炉）

計算地点の方位	ユニット	各地点での排気筒有効高さ (m)	
		周辺監視区域境界外	敷地境界外
ＮＮＥ	1	50	50
	2	45	45
ＮＥ	1	55	55
	2	45	45
ＥＮＥ	1	50	50
	2	30	30
Ｅ	1	25	35
	2	25	25
ＥＳＥ	1	25	30
	2	25	30
ＳＥ	1	25	30
	2	25	30
ＳＳＥ	1	40	45
	2	30	35
Ｓ	1	35	35
	2	35	35
ＳＳＷ	1	45	50
	2	35	35

［注］

表中の方位以外の有効高さについては、それぞれのユニットのうち最も低い有効高さを使用する。

第 5.1.2 表　着目方位及び隣接２方位への最大放出回数

（１号及び２号炉各炉）

（着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67%となるように求めた着目方位を中心とした３方位への最大放出回数）

（単位：回／y）

計算地点の方位	着目方位を中心とした３方位への最大放出回数 n_T	
	ガス減衰タンク排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気
N	5	1
NNE	5	1
NE	5	1
ENE	5	1
E	5	1
ESE	5	1
SE	5	1
SSE	3	1
S	3	1
SSW	5	1
SW	6	1
WSW	6	1
W	3	1
WNW	2	1
NW	2	1
NNW	4	1

第 5.1.3 表　実効線量評価に用いる気象条件(1)（１号及び２号炉各炉）

〔注 1〕

（玄海観測所Ａ（ＥＬ＋37m）
玄海観測所Ｂ（ＥＬ＋70m）
自　1981年　1月
至　1981年12月）

計算地点の方位　L	方位Lへ向かう風の出現頻度(%)		方位Lへ向かう風の大気安定度別出現回数N_{LS}（回／y）					
	f_L	f_{LT}〔注2〕	A	B	C	D	E	F〔注3〕
N	9.8	21.9	4	108	67	374	82	221
NNE	7.5	23.5	2	65	31	307	67	189
NE	6.2	19.2	10	73	53	239	41	129
ENE	5.5	20.2	14	121	71	212	10	53
E	8.5	23.0	9	103	105	480	21	22
ESE	9.0	23.1	8	59	65	630	13	15
SE	5.6	19.7	16	37	43	306	38	47
SSE	5.1	14.4	23	65	38	216	54	53
S	3.7	14.4	7	71	32	153	32	28
SSW	5.6	22.4	3	102	77	232	13	62
SW	13.1	25.7	3	67	189	742	37	108
WSW	7.0	24.0	0	22	52	400	54	83
W	3.9	13.1	1	17	12	147	38	127
WNW	2.2	8.9	0	16	8	81	19	67
NW	2.8	9.6	1	21	14	109	16	87
NNW	4.6	17.2	2	32	14	206	23	122

〔注 1〕風向は玄海観測所Ｂ、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Ａのデータを使用した。
〔注 2〕着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和。
〔注 3〕大気安定度ＦにはＧを含む。

第 5.1.4 表　実効線量評価に用いる気象条件(2)（１号及び２号炉各炉）

〔注 1〕

（玄海観測所Ａ（ＥＬ＋37m）
玄海観測所Ｂ（ＥＬ＋70m）
自　1981 年　1 月
至　1981 年 12 月）

計算地点の方位　L	方位Ｌへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 S_{LS} 及び平均 $\overline{S}_{LS}$（ｓ／ｍ）											
	A		B		C		D		E		F 〔注 2〕	
	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$
N	2.40	0.56	43.72	0.41	12.67	0.19	107.13	0.29	16.40	0.20	102.03	0.46
ＮＮＥ	0.98	0.44	34.03	0.53	5.22	0.17	78.20	0.25	13.19	0.20	77.72	0.41
ＮＥ	5.04	0.49	34.08	0.47	8.66	0.16	74.37	0.31	8.38	0.21	73.53	0.57
ＥＮＥ	6.48	0.45	41.20	0.34	11.61	0.16	57.08	0.27	1.87	0.18	37.91	0.72
Ｅ	5.50	0.60	43.99	0.43	20.40	0.19	84.64	0.18	4.73	0.22	21.43	0.99
ＥＳＥ	6.92	0.84	27.34	0.47	14.44	0.22	84.03	0.13	2.98	0.23	16.55	1.13
ＳＥ	8.81	0.54	20.60	0.56	9.91	0.23	63.71	0.21	7.77	0.20	30.44	0.64
ＳＳＥ	15.68	0.67	29.34	0.45	9.98	0.26	58.65	0.27	11.40	0.21	31.80	0.60
Ｓ	4.50	0.63	32.65	0.46	9.26	0.29	45.06	0.29	8.38	0.26	19.83	0.72
ＳＳＷ	1.73	0.55	38.78	0.38	16.46	0.21	56.57	0.24	2.99	0.23	43.48	0.71
ＳＷ	2.26	0.72	32.28	0.49	33.54	0.18	144.87	0.20	7.90	0.21	61.83	0.57
ＷＳＷ	0.23	2.30	13.95	0.64	11.86	0.23	111.61	0.28	11.59	0.22	43.42	0.53
Ｗ	1.28	1.15	11.16	0.66	3.61	0.30	65.39	0.45	9.03	0.23	61.30	0.48
ＷＮＷ	0.22	2.10	11.41	0.69	1.88	0.23	43.00	0.53	6.09	0.32	41.75	0.62
ＮＷ	0.63	0.56	15.03	0.72	2.59	0.18	47.19	0.43	4.04	0.25	50.41	0.58
ＮＮＷ	1.03	0.48	18.31	0.57	3.14	0.22	70.24	0.34	5.28	0.23	61.78	0.51

〔注 1〕風向、風速はともに玄海観測所Ｂ、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Ａのデータを使用した。
〔注 2〕大気安定度Ｆにはｇを含む。

第 5.1.5 表　周辺監視区域境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（1 号及び 2 号炉合算）

（単位：μSv／y）

	評価地点の方位	3 号炉心から周辺監視区域境界までの距離 (m)	γ線による実効線量
陸側評価地点	ＮＥ[注]	780	1.7
	ＥＮＥ[注]	940	2.4
	Ｅ	780	3.4
	ＥＳＥ	640	4.2
	ＳＥ	820	3.4
	ＳＳＥ	740	2.2
	Ｓ	710	2.1
参考地点	ＳＳＷ	330	5.5
	ＳＷ	270	3.9
	ＷＳＷ	270	2.0
	Ｗ	310	2.0
	ＷＮＷ	320	1.6
	ＮＷ	240	2.5
	ＮＮＷ	200	2.5
	Ｎ	140	3.5
	ＮＮＥ	120	3.5

[注] 北東及び東北東方向の対岸

第 5.1.6 表　敷地等境界外における希ガスのγ線による
年間実効線量（１号及び２号炉合算）

（単位：μSv／y）

評価地点の方位	３号炉心から敷地等境界までの距離（m）	γ線による実効線量
ＮＥ　[注]	780	1.7
ＥＮＥ　[注]	940	1.7
Ｅ	970	1.9
ＥＳＥ	1,030	1.9
ＳＥ	1,010	1.7
ＳＳＥ	860	1.5
Ｓ	740	1.8

［注］北東及び東北東方向の対岸

第 5.1.7 表　液体廃棄物中に含まれる核種 i の
実効線量への換算係数

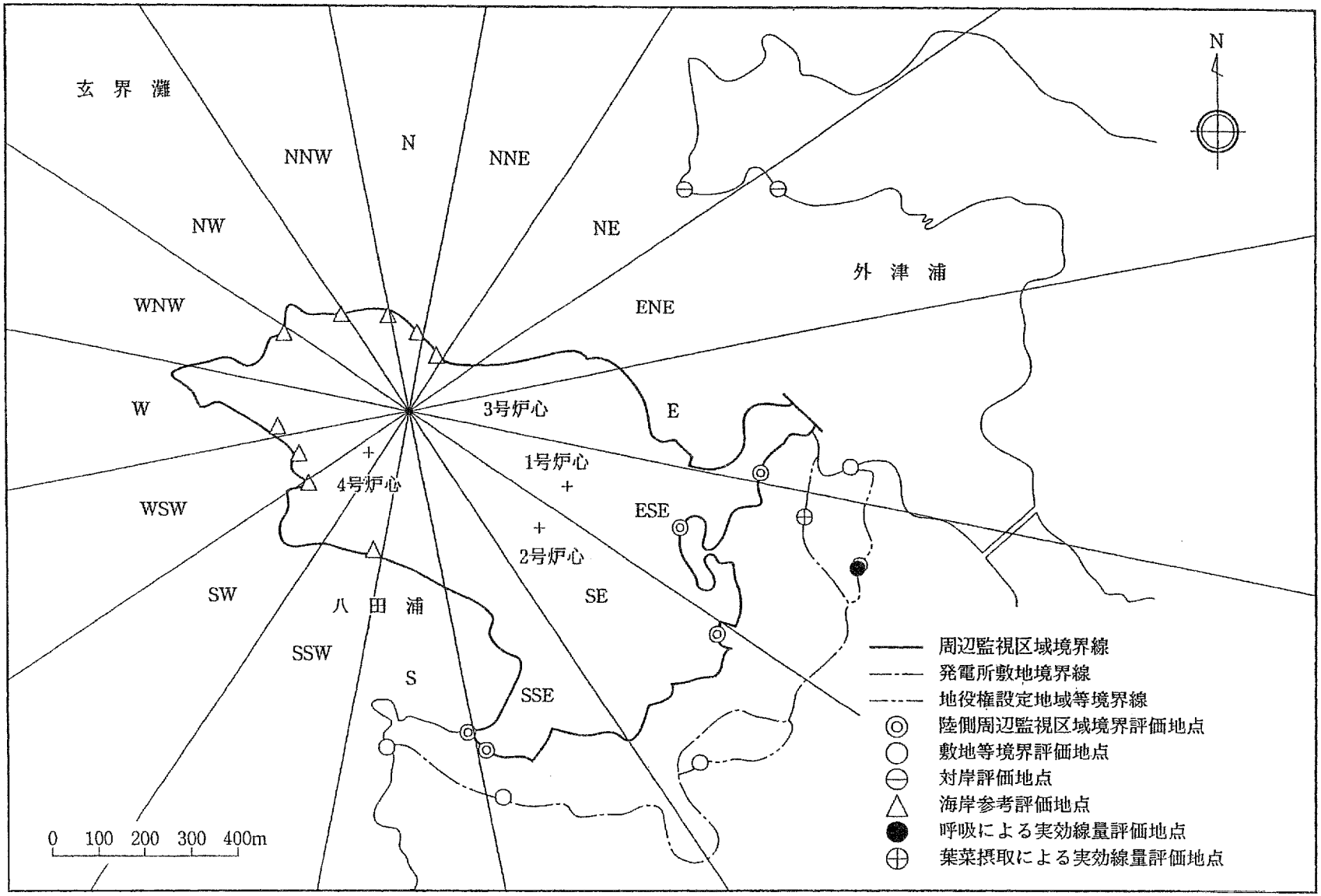
核　　種	実効線量への換算係数 Kwi（μ Sv／Bq）
H－3	1.8×10^{-5}
Cr － 51	3.8×10^{-5}
Mn － 54	7.1×10^{-4}
Fe － 59	1.8×10^{-3}
Co － 58	7.4×10^{-4}
Co － 60	3.4×10^{-3}
Sr － 89	2.6×10^{-3}
Sr － 90	2.8×10^{-2}
Cs － 134	1.9×10^{-2}
Cs － 137	1.3×10^{-2}

第 5.1.8 表　液体廃棄物の放水口濃度
（１号及び２号炉各炉）

核　種	核種構成 （％）	年間放出量 （Bq／y）	放水口濃度Ｃwi （Bq／cm^3）
Ｃｒ-51	2	7.4×10^{8}	7.86×10^{-7}
Ｍｎ-54	3	1.11×10^{9}	1.18×10^{-6}
Ｆｅ-59	2	7.4×10^{8}	7.86×10^{-7}
Ｃｏ-58	10	3.7×10^{9}	3.93×10^{-6}
Ｃｏ-60	15	5.55×10^{9}	5.90×10^{-6}
Ｓｒ-89	2	7.4×10^{8}	7.86×10^{-7}
Ｓｒ-90	1	3.7×10^{8}	3.93×10^{-7}
Ｉ-131	15	5.55×10^{9}	5.90×10^{-6}
Ｃｓ-134	20	7.4×10^{9}	7.86×10^{-6}
Ｃｓ-137	30	1.11×10^{10}	1.18×10^{-5}
H-3	－	3.7×10^{13}	3.93×10^{-2}

第 5.1.9 表　海産物の濃縮係数

元　　素	濃縮係数(CF)ik　（Bq／g ／ Bq／cm³）		
	魚　　類	無脊椎動物	海　　藻
H	1	1	1
Cr	4×10^2	2×10^3	2×10^3
Mn	6×10^2	10^4	2×10^4
Fe	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Co	10^2	10^3	10^3
Sr	1	6	10
I	10	50	4×10^3
Cs	30	20	20



第 5.1.1 図　1 号炉及び 2 号炉の実効線量の評価地点

第 5.2.1 表　実効線量評価に用いる排気筒有効高さ

（３号及び４号炉各炉）

計算地点の方位	ユニット	各地点での排気筒有効高さ (m)	
		周辺監視区域境界外	敷地境界外
ＮＥ	3	50	50
	4	45	45
ＥＮＥ	3	45	45
	4	50	50
Ｅ	3	40	40
	4	55	60
ＥＳＥ	3	50	55
	4	40	45
ＳＥ	3	70	70
	4	65	70
ＳＳＥ	3	55	55
	4	55	55
Ｓ	3	60	60
	4	65	65

［注］

表中の方位以外の有効高さについては、それぞれのユニットのうち最も低い有効高さを使用する。

第 5.2.2 表　着目方位及び隣接２方位への最大放出回数
（３号及び４号炉各炉）

（着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67%となるように求めた着目方位を中心とした３方位への最大放出回数）

（単位：回／y）

計算地点の方位	着目方位を中心とした３方位への最大放出回数 n_T
	原子炉停止時の原子炉格納容器換気
N	1
ＮＮＥ	1
ＮＥ	1
ＥＮＥ	1
Ｅ	1
ＥＳＥ	1
ＳＥ	1
ＳＳＥ	1
Ｓ	1
ＳＳＷ	1
ＳＷ	2
ＷＳＷ	2
Ｗ	1
ＷＮＷ	1
ＮＷ	1
ＮＮＷ	1

第 5.2.3 表　実効線量評価に用いる気象条件(1)（３号及び４号炉各炉）

〔注 1〕

（玄海観測所Ａ（ＥＬ＋37m）
玄海観測所Ｂ（ＥＬ＋70m）
自　2016年　1月
至　2016年12月）

計算地点の方位　L	方位Lへ向かう風の出現頻度(%)		方位Ｌへ向かう風の大気安定度別出現回数N_{LS}（回／y）					
	f_L	f_{LT}〔注2〕	A	B	C	D	E	F〔注3〕
N	8.3	18.8	20	128	7	268	10	292
ＮＮＥ	5.9	20.1	11	68	10	162	6	263
ＮＥ	5.9	16.6	3	72	40	219	14	170
ＥＮＥ	4.8	18.4	7	57	58	258	3	35
Ｅ	7.7	19.4	6	88	101	446	6	23
ＥＳＥ	7.0	17.2	3	51	47	471	19	19
ＳＥ	2.6	13.2	9	33	10	102	16	60
ＳＳＥ	3.6	10.2	25	57	4	106	7	116
Ｓ	3.9	13.6	64	82	2	106	6	86
ＳＳＷ	6.1	26.6	93	127	9	194	7	101
ＳＷ	16.6	34.1	39	367	137	589	96	230
ＷＳＷ	11.4	33.9	1	76	101	511	84	225
Ｗ	5.8	20.4	1	27	14	252	35	181
ＷＮＷ	3.2	11.6	0	23	1	104	16	132
ＮＷ	2.6	10.4	0	10	4	111	6	98
ＮＮＷ	4.6	15.5	1	22	14	211	14	144

〔注 1〕風向は玄海観測所Ｂ、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Ａのデータを使用した。
〔注 2〕着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和。
〔注 3〕大気安定度Ｆにはｇを含む。

第 5.2.4 表　実効線量評価に用いる気象条件(2)（３号及び４号炉各炉）

〔注 1〕

（玄海観測所Ａ（ＥＬ＋37m）
玄海観測所Ｂ（ＥＬ＋70m）
自　2016 年　1 月
至　2016 年 12 月）

計算地点の方位　L	方位Ｌへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 S_{LS} 及び平均 $\overline{S}_{LS}$（ｓ／ｍ）											
	A		B		C		D		E		F 〔注 2〕	
	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$
Ｎ	4.99	0.26	48.66	0.38	1.13	0.16	87.12	0.33	1.63	0.16	126.85	0.43
ＮＮＥ	3.56	0.31	27.77	0.41	1.26	0.12	65.73	0.41	0.76	0.12	111.23	0.42
ＮＥ	1.51	0.48	31.65	0.44	6.09	0.15	73.24	0.33	2.22	0.15	88.18	0.52
ＥＮＥ	5.15	0.71	34.35	0.60	9.73	0.17	64.27	0.25	0.55	0.18	27.94	0.79
Ｅ	4.97	0.80	45.41	0.52	22.48	0.22	76.85	0.17	1.48	0.24	27.00	1.16
ＥＳＥ	3.02	0.97	28.58	0.56	12.54	0.27	69.59	0.15	3.78	0.21	10.55	0.56
ＳＥ	7.74	0.84	18.11	0.55	2.34	0.23	23.54	0.23	3.16	0.19	19.53	0.33
ＳＳＥ	11.23	0.46	29.04	0.51	0.64	0.16	36.68	0.35	0.94	0.13	31.70	0.27
Ｓ	32.97	0.52	37.17	0.45	0.26	0.13	39.01	0.37	0.81	0.13	30.53	0.36
ＳＳＷ	26.46	0.28	47.03	0.37	1.06	0.12	53.55	0.28	0.95	0.13	40.70	0.40
ＳＷ	10.15	0.26	96.67	0.26	17.67	0.13	112.42	0.19	12.24	0.13	78.77	0.34
ＷＳＷ	0.45	0.41	24.92	0.33	18.06	0.18	140.39	0.28	15.74	0.19	89.49	0.40
Ｗ	1.10	0.99	17.71	0.65	4.06	0.28	97.10	0.39	8.25	0.24	86.60	0.48
ＷＮＷ	0.15	2.00	18.16	0.80	0.37	0.36	48.99	0.47	4.06	0.25	77.85	0.59
ＮＷ	0.11	2.00	8.29	0.82	0.99	0.24	54.71	0.50	1.34	0.22	55.59	0.57
ＮＮＷ	0.47	0.43	11.43	0.53	2.44	0.17	69.67	0.33	2.31	0.16	68.29	0.47

〔注 1〕風向、風速はともに玄海観測所Ｂ、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Ａのデータを使用した。
〔注 2〕大気安定度Ｆにはｇを含む。

第 5.2.5 表　周辺監視区域境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（3 号及び 4 号炉合算）

（単位：μSv／y）

	評価地点の方位	3 号炉心から周辺監視区域境界までの距離 (m)	γ線による実効線量
陸側評価地点	ＮＥ[注]	780	1.1
	ＥＮＥ[注]	940	0.9
	Ｅ	780	1.0
	ＥＳＥ	640	0.9
	ＳＥ	820	0.7
	ＳＳＥ	740	0.7
	Ｓ	710	0.7
参考地点	ＳＳＷ	330	3.0
	ＳＷ	270	5.2
	ＷＳＷ	270	5.1
	Ｗ	310	2.9
	ＷＮＷ	320	2.5
	ＮＷ	240	2.8
	ＮＮＷ	200	3.2
	Ｎ	140	4.0
	ＮＮＥ	120	4.1

［注］北東及び東北東方向の対岸

第 5.2.6 表　敷地等境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（3 号及び 4 号炉合算）

（単位：μSv／y）

評価地点の方位	3 号炉心から敷地等境界までの距離（m）	γ線による実効線量
ＮＥ　[注]	780	1.1
ＥＮＥ　[注]	940	0.9
Ｅ	970	0.7
ＥＳＥ	1,030	0.6
ＳＥ	1,010	0.4
ＳＳＥ	860	0.6
Ｓ	740	0.7

［注］北東及び東北東方向の対岸

第 5.2.7 表　液体廃棄物中に含まれる核種 i の
実効線量への換算係数

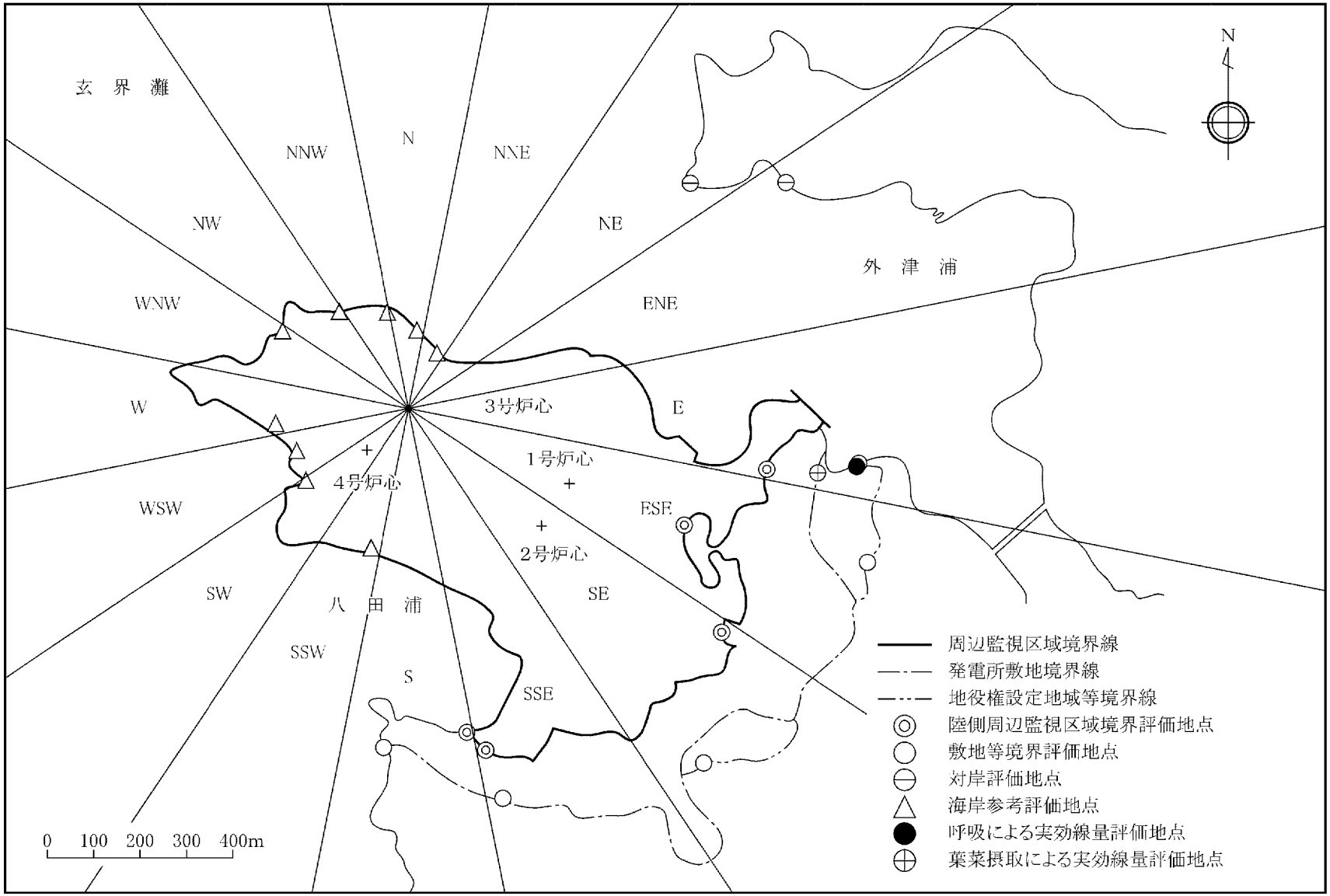
核　　種	実効線量への換算係数 Kwi（μ Sv／Bq）
H－3	1.8×10^{-5}
Cr － 51	3.8×10^{-5}
Mn － 54	7.1×10^{-4}
Fe － 59	1.8×10^{-3}
Co － 58	7.4×10^{-4}
Co － 60	3.4×10^{-3}
Sr － 89	2.6×10^{-3}
Sr － 90	2.8×10^{-2}
Cs － 134	1.9×10^{-2}
Cs － 137	1.3×10^{-2}

第 5.2.8 表　液体廃棄物の放水口濃度
（３号及び４号炉各炉）

核　種	核種構成 （％）	年間放出量 （Bq／y）	放水口濃度Ｃwi （Bq／cm^3）
Ｃｒ-51	2	7.4×10^{8}	3.59×10^{-7}
Ｍｎ-54	3	1.11×10^{9}	5.39×10^{-7}
Ｆｅ-59	2	7.4×10^{8}	3.59×10^{-7}
Ｃｏ-58	10	3.7×10^{9}	1.80×10^{-6}
Ｃｏ-60	15	5.55×10^{9}	2.69×10^{-6}
Ｓｒ-89	2	7.4×10^{8}	3.59×10^{-7}
Ｓｒ-90	1	3.7×10^{8}	1.80×10^{-7}
Ｉ-131	15	5.55×10^{9}	2.69×10^{-6}
Ｃｓ-134	20	7.4×10^{9}	3.59×10^{-6}
Ｃｓ-137	30	1.11×10^{10}	5.39×10^{-6}
H-3	－	3.7×10^{13}	3.59×10^{-2}

第 5.2.9 表　海産物の濃縮係数

元　　素	濃縮係数(CF)ik　（Bq／g ／ Bq／cm³）		
	魚　　類	無脊椎動物	海　　藻
H	1	1	1
Cr	4×10^2	2×10^3	2×10^3
Mn	6×10^2	10^4	2×10^4
Fe	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Co	10^2	10^3	10^3
Sr	1	6	10
I	10	50	4×10^3
Cs	30	20	20



第 5.2.1 図　3 号炉及び 4 号炉の実効線量の評価地点

5.3 参考文献

(1) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides」
ICRP Publication 72, Adopted in 1995

(2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
（原子力安全委員会了承、平成元年 3月 27日）
一部改訂 平成 13年 3月 29日

添　付　書　類　十

変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

目　　次

１．　安全評価に関する基本方針
1.1　基本的考え方
1.1.1　運転時の異常な過渡変化
1.1.2　設計基準事故
1.1.3　重大事故及び仮想事故
1.2　主要な解析条件
1.2.1　初期定常運転条件
1.2.2　安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間
1.2.3　原子炉トリップ特性
1.2.4　反応度係数
1.2.5　解析に当たって考慮する事項
1.3　解析に使用する計算プログラム
1.4　参考文献

２．運転時の異常な過渡変化の解析
2.1　序

2.2　炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.2.1　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

2.2.2　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.2.3　制御棒の落下及び不整合

2.2.4　原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

2.3　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1　原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.2　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

2.3.3　外部電源喪失

2.3.4　主給水流量喪失

2.3.5　蒸気負荷の異常な増加

2.3.6　２次冷却系の異常な減圧

2.3.7　蒸気発生器への過剰給水

2.4　原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

2.4.1　負荷の喪失

2.4.2　原子炉冷却材系の異常な減圧

2.4.3　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.5　参考文献

３．　設計基準事故の解析

3.1　序

3.2　原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.2.1　原子炉冷却材喪失

3.2.2　原子炉冷却材流量の喪失

3.2.3　原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.4　主給水管破断

3.2.5　主蒸気管破断

3.3　反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.3.1　制御棒飛び出し

3.4　環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1　放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.2　蒸気発生器伝熱管破損

3.4.3　燃料集合体の落下

3.4.4　原子炉冷却材喪失

3.4.5　制御棒飛び出し

3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

3.5.1　原子炉冷却材喪失

3.5.2　可燃性ガスの発生

3.6　その他

3.7　参考文献

4．重大事故及び仮想事故の解析

4.1　重大事故

4.1.1　原子炉冷却材喪失

4.1.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.1.3　結　　論

4.2　仮想事故

4.2.1　原子炉冷却材喪失

4.2.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.2.3　結　　論

4.3　参考文献

5．　重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

5.1　重大事故等対策

5.1.1　重大事故等対処設備に係る事項

5.1.2　復旧作業に係る事項

5.1.3　支援に係る事項

5.1.4　手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

5.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

5.2.1　可搬型設備等による対応

5.2.2　特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備

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

6.1　概　　要

6.1.1　評価対象の整理及び評価項目の設定

6.1.2　評価に当たって考慮する事項

6.1.3　有効性評価に使用する計算プログラム

6.1.4　有効性評価における解析の条件設定

6.1.5　解析の実施

6.1.6　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

6.1.7　必要な要員及び資源の評価

6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定

6.2.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
6.2.2　運転中の原子炉における重大事故
6.2.3　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
6.2.4　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
6.3　評価に当たって考慮する事項
6.3.1　有効性評価において考慮する措置
6.3.2　安全機能の喪失に対する仮定
6.3.3　外部電源に対する仮定
6.3.4　単一故障に対する仮定
6.3.5　運転員等の操作時間に対する仮定
6.3.6　考慮する範囲
6.4　有効性評価に使用する計算プログラム
6.4.1　M-RELAP5
6.4.2　SPARKLE-2
6.4.3　MAAP
6.4.4　GOTHIC
6.4.5　COCO
6.5　有効性評価における解析の条件設定の方針
6.5.1　解析条件設定の考え方
6.5.2　共通解析条件
6.6　解析の実施方針
6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
6.7.1　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

6.7.2　解析条件の不確かさの影響評価

6.7.3　操作時間余裕の把握

6.8　必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1　必要な要員の評価

6.8.2　必要な資源の評価

6.9　参考文献

7．　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

7.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

7.1.1　２次冷却系からの除熱機能喪失

7.1.2　全交流動力電源喪失

7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失

7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失

7.1.5　原子炉停止機能喪失

7.1.6　ECCS 注水機能喪失

7.1.7　ECCS 再循環機能喪失

7.1.8　格納容器バイパス

7.2　重大事故

7.2.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

7.2.4　水素燃焼

7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

7.3　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

7.3.1　想定事故１

7.3.2　想定事故２

7.4　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

7.4.1　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

7.4.2　全交流動力電源喪失

7.4.3　原子炉冷却材の流出

7.4.4　反応度の誤投入

7.5　必要な要員及び資源の評価

7.5.1　必要な要員及び資源の評価条件

7.5.2　重大事故等対策に必要な要員の評価結果

7.5.3　重大事故等対策の７日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

表

第 1.2.1 表　解析に使用する初期定常運転条件

第 1.2.2 表　解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間

第 1.2.3 表　解析に使用する工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間

第 1.2.4 表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能－運転時の異常な過渡変化

第 1.2.5 表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能－設計基準事故

第 1.3.1 表　解析に使用する計算プログラム一覧表－運転時の異常な過渡変化

第 1.3.2 表　解析に使用する計算プログラム一覧表－設計基準事故

第 3.2.1.1 表　大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）

第 3.2.1.2 表　大破断解析結果（低温側配管スプリット破断、流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率　0%）

第 3.2.1.3 表　小破断解析結果

第 3.3.1.1 表　制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）

第 3.4.1.1 表　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の大気中に放出される希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量

第 3.4.2.1 表　よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

第 3.4.2.2 表　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.3.1 表　燃料集合体の落下時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.4.1 表　原子炉格納容器からの漏えい率－動的機器の単一故障
第 3.4.4.2 表　原子炉格納容器からの漏えい率－静的機器の単一故障
第 3.4.4.3 表　核分裂生成物によるγ線エネルギのエネルギ範囲別区分
第 3.4.4.4 表　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量－動的機器の単一故障
第 3.4.4.5 表　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量－静的機器の単一故障
第 3.4.5.1 表　制御棒飛び出し時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 4.1.1 表　よう素の炉心内蓄積量
第 4.1.2 表　希ガスの炉心内蓄積量
第 4.1.3 表　よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数
第 4.1.4 表　原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（重大事故）
第 4.1.5 表　１次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分
第 4.1.6 表　１次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

第 4.2.1 表　よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数
第 4.2.2 表　原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（仮想事故）
第 4.2.3 表　全身線量の積算値（2000 年の人口集計による）
第 4.2.4 表　全身線量の積算値（2050 年の人口推計による）
第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要
第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性
第 5.2.1 表　自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理
第 5.2.2 表　自然災害の重畳事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理
第 5.2.3 表　大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害
第 5.2.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧
第 5.2.5 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.2）
第 5.2.6 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）
第 5.2.7 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）
第 5.2.8 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.5）
第 5.2.9 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）

第 5.2.10 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.7）
第 5.2.11 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.8）
第 5.2.12 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.9）
第 5.2.13 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.10）
第 5.2.14 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.11）
第 5.2.15 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.12）
第 5.2.16 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）
第 5.2.17 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.14）
第 5.2.18 表　大規模損壊に特化した対応設備と整備する手順一覧
第 5.2.19 表　要員の力量管理について
第 5.2.20 表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要
第 5.2.21 表　特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について

第 6.2.1 表　有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連
第 6.2.2 表　重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）
第 6.2.3 表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）
第 6.2.4 表　重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）
第 6.4.1 表　有効性評価に使用する解析コード一覧表 － 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
第 6.4.2 表　有効性評価に使用する解析コード一覧表 － 運転中の原子炉における重大事故
第 6.4.3 表　有効性評価に使用する解析コード一覧表 － 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
第 6.4.4 表　M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等
第 6.4.5 表　SPARKLE-2 における重要現象の不確かさ等
第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等
第 6.4.7 表　GOTHIC における重要現象の不確かさ等
第 6.4.8 表　COCO における重要現象の不確かさ等
第 6.7.1 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）
第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧（運転中の原子炉における重大事故）

第 6.7.3 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）
第 7.1.1.1 表　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について
第 7.1.1.2 表　主要解析条件（２次冷却系からの除熱機能喪失）
第 7.1.2.1 表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について
第 7.1.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））
第 7.1.2.3 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合））
第 7.1.3.1 表　「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について
第 7.1.4.1 表　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について
第 7.1.4.2 表　主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
第 7.1.5.1 表　「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について
第 7.1.5.2 表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故））
第 7.1.5.3 表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故））
第 7.1.5.4 表　原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果
第 7.1.5.5 表　原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果

第 7.1.6.1 表　「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策について
第 7.1.6.2 表　主要解析条件（ECCS 注水機能喪失）
第 7.1.7.1 表　「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について
第 7.1.7.2 表　主要解析条件（ECCS 再循環機能喪失）
第 7.1.8.1 表　「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA)」の重大事故等対策について
第 7.1.8.2 表　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の重大事故等対策について
第 7.1.8.3 表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA))
第 7.1.8.4 表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故))
第 7.2.1.1.1 表　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損)」の重大事故等対策について
第 7.2.1.1.2 表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損))
第 7.2.1.2.1 表　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損)」の重大事故等対策について
第 7.2.1.2.2 表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損))
第 7.2.2.1 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
第 7.2.3.1 表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

第 7.2.4.1 表　「水素燃焼」の重大事故等対策について
第 7.2.4.2 表　主要解析条件（水素燃焼）
第 7.2.5.1 表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）
第 7.3.1.1 表　「想定事故１」の重大事故等対策について
第 7.3.1.2 表　主要評価条件（想定事故１）
第 7.3.2.1 表　「想定事故２」の重大事故等対策について
第 7.3.2.2 表　主要評価条件（想定事故２）
第 7.4.1.1 表　「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について
第 7.4.1.2 表　主要解析条件（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））
第 7.4.2.1 表　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について
第 7.4.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）
第 7.4.3.1 表　「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について
第 7.4.3.2 表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）
第 7.4.4.1 表　「反応度の誤投入」の重大事故等対策について
第 7.4.4.2 表　主要評価条件（反応度の誤投入）

図

第 1.2.1 図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

第 1.2.2 図　解析に使用したドップラ出力係数

第 1.2.3 図　過大出力ΔＴ高及び過大温度ΔＴ高による保護限界図（代表例）

第 2.2.1.1 図　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

第 2.2.2.1 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－速い引き抜きの場合(1)

第 2.2.2.2 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－速い引き抜きの場合(2)

第 2.2.2.3 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－遅い引き抜きの場合(1)

第 2.2.2.4 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－遅い引き抜きの場合(2)

第 2.2.2.5 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

第 2.2.2.6 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

第 2.2.3.1 図　制御棒の落下－制御棒クラスタ自動制御運転

第 2.2.3.2 図　制御棒の落下－制御棒クラスタ手動制御運転

第 2.3.1.1 図　原子炉冷却材流量の部分喪失

第 2.3.2.1 図　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

第 2.3.4.1 図　主給水流量喪失(1)

第 2.3.4.2 図　主給水流量喪失(2)

第 2.3.5.1 図　蒸気負荷の異常な増加－ケースＣ（自動運転・サイクル初期）

第 2.3.5.2 図　蒸気負荷の異常な増加－ケースD
（自動運転・サイクル末期）
第 2.3.6.1 図　解析に使用した減速材密度反応度欠損
第 2.3.6.2 図　解析に使用したドプラ出力欠損
第 2.3.6.3 図　２次冷却系の異常な減圧
第 2.3.7.1 図　蒸気発生器への過剰給水
第 2.4.1.1 図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動
第 2.4.1.2 図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動
第 2.4.2.1 図　原子炉冷却材系の異常な減圧
第 2.4.3.1 図　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
第 3.2.1.1 図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断(1)
第 3.2.1.2 図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断(2)
第 3.2.1.3 図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断(3)
第 3.2.1.4 図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断(4)
第 3.2.1.5 図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析－小破断(1)－液相部破断
第 3.2.1.6 図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析－小破断(2)－液相部破断
第 3.2.1.7 図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析－小破断(3)－気相部破断
第 3.2.2.1 図　原子炉冷却材流量の喪失

第 3.2.3.1 図　原子炉冷却材ポンプの軸固着
第 3.2.4.1 図　主給水管破断(1)
第 3.2.4.2 図　主給水管破断(2)
第 3.2.5.1 図　主蒸気管破断－ケースＡ（外部電源あり）
第 3.2.5.2 図　主蒸気管破断－ケースＢ（外部電源なし）
第 3.3.1.1 図　制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力
第 3.3.1.2 図　制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力
第 3.3.1.3 図　制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力
第 3.3.1.4 図　制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力
第 3.3.1.5 図　制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力－圧力解析
第 3.3.1.6 図　制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力－圧力解析
第 3.4.1.1 図　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程
第 3.4.2.1 図　蒸気発生器伝熱管破損(1)
第 3.4.2.2 図　蒸気発生器伝熱管破損(2)
第 3.4.2.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程
第 3.4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程
第 3.4.3.1 図　燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程
第 3.4.3.2 図　燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程
第 3.4.4.1 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程－動的機器の単一故障

第 3.4.4.2 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程－動的機器の単一故障
第 3.4.4.3 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程－静的機器の単一故障
第 3.4.4.4 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程－静的機器の単一故障
第 3.4.5.1 図　制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程
第 3.4.5.2 図　制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程
第 3.5.1.1 図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価用内圧解析
第 3.5.2.1 図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器内の水素濃度評価
第 4.1.1 図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.1.2 図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの大気放出過程
第 4.1.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.1.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの大気放出過程
第 4.2.1 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.2.2 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程
第 4.2.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程

第 4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程
第 5.2.1 図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要
第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況
第 5.2.3 図　大規模損壊発生時の対応全体フロー（状況把握が困難な場合）
第 6.2.1 図　内部事象 PRA 用イベントツリー
第 6.2.2 図　地震 PRA 階層イベントツリー
第 6.2.3 図　津波 PRA 階層イベントツリー
第 6.2.4 図　格納容器イベントツリー
第 6.2.5 図　内部事象停止時 PRA 用イベントツリー
第 6.5.1 図　高温点評価用崩壊熱
第 6.5.2 図　炉心平均評価用崩壊熱
第 6.5.3 図　原子炉トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線
第 6.5.4 図　過大出力ΔＴ高及び過大温度ΔＴ高による保護限界図（代表例）
第 7.1.1.1 図　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.1.2 図　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（事象判別プロセス）
第 7.1.1.3 図　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展）

第 7.1.1.4 図　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）
第 7.1.1.5 図　１次系圧力の推移
第 7.1.1.6 図　加圧器上端部クオリティの推移
第 7.1.1.7 図　加圧器水位の推移
第 7.1.1.8 図　高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移
第 7.1.1.9 図　１次系保有水量の推移
第 7.1.1.10 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.1.1.11 図　１次系注水流量の推移
第 7.1.1.12 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
第 7.1.1.13 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.1.1.14 図　１次系温度の推移
第 7.1.1.15 図　蒸気発生器水位の推移
第 7.1.1.16 図　２次系圧力の推移
第 7.1.1.17 図　１次系圧力の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.18 図　高圧注入流量の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.19 図　１次系保有水量の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.20 図　気泡炉心水位の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.21 図　燃料被覆管温度の推移（高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.22 図　１次系圧力の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.23 図　１次系温度の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.24 図　高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.25 図　１次系保有水量の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.26 図　原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）

第 7.1.1.27 図　燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.28 図　１次系圧力の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.29 図　１次系温度の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.30 図　高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.31 図　１次系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.32 図　気泡炉心水位の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.33 図　燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.2.1 図　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.2.2 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（事象判別プロセス）
第 7.1.2.3 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（初期対応手順）
第 7.1.2.4 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」の事象進展）
第 7.1.2.5 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.1.2.6 図　「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故）
第 7.1.2.7 図　「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）

第 7.1.2.8 図　１次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.9 図　１次系温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.10 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.11 図　蓄圧注入流量積算値の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.12 図　漏えい流量と注水流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.13 図　RCP シール部からの漏えいのクオリティの推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.14 図　１次冷却材流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.15 図　炉心出口流量の推移(RCP シール LOCA が発生する場合)
第 7.1.2.16 図　炉心上端ボイド率の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.17 図　原子炉容器内水位の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.18 図　燃料被覆管温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.19 図　２次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.20 図　主蒸気逃がし弁流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）

第 7.1.2.21 図　蒸気発生器保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.22 図　蒸気発生器狭域水位の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.23 図　補助給水流量の推移(RCP シール LOCA が発生する場合)
第 7.1.2.24 図　崩壊熱量と２次系除熱量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.25 図　原子炉格納容器圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.26 図　原子炉格納容器内温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.27 図　原子炉格納容器圧力の長期間の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.28 図　原子炉格納容器内温度の長期間の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.29 図　１次系圧力の推移(RCP シール LOCA が発生しない場合)
第 7.1.2.30 図　１次系温度の推移(RCP シール LOCA が発生しない場合)
第 7.1.2.31 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.32 図　漏えい流量と注水流量の積算値の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.33 図　漏えい流量と注水流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.34 図　１次冷却材流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）

第 7.1.2.35 図　炉心上端ボイド率の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.36 図　原子炉容器内水位の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.37 図　燃料被覆管温度の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.38 図　２次系圧力の推移(RCP シール LOCA が発生しない場合)
第 7.1.2.39 図　主蒸気逃がし弁流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.40 図　蒸気発生器保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.41 図　蒸気発生器狭域水位の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.42 図　補助給水流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.43 図　崩壊熱量と２次系除熱量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.44 図　１次系圧力の推移比較（RCP シール LOCA が発生する場合）（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）
第 7.1.2.45 図　２次系圧力の推移比較（RCP シール LOCA が発生する場合）（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）
第 7.1.2.46 図　燃料被覆管温度の推移比較（RCP シール LOCA が発生する場合）（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）
第 7.1.2.47 図　１次系保有水量の推移比較（RCP シール LOCA が発生する場合）（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）

第 7.1.2.48 図　1 次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）（蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認）
第 7.1.2.49 図　1 次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）（代替炉心注水操作時間余裕確認）
第 7.1.3.1 図　「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.3.2 図　「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要（事象判別プロセス）
第 7.1.3.3 図　「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
第 7.1.3.4 図　「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間
第 7.1.4.1 図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.4.2 図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要（事象判別プロセス）
第 7.1.4.3 図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要（「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.1.4.4 図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間（大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故）
第 7.1.4.5 図　1 次系圧力の推移
第 7.1.4.6 図　破断流量の推移
第 7.1.4.7 図　高圧注入流量の推移
第 7.1.4.8 図　低圧注入流量の推移
第 7.1.4.9 図　原子炉容器内水位の推移

第 7.1.4.10 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.1.4.11 図　格納容器外周部水量の推移
第 7.1.4.12 図　格納容器再循環サンプ水温度の推移
第 7.1.4.13 図　原子炉格納容器からの除熱量の推移
第 7.1.4.14 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.1.4.15 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.1.4.16 図　原子炉格納容器圧力の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.1.4.17 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.1.4.18 図　原子炉格納容器圧力の推移（格納容器内自然対流冷却の早期開始）
第 7.1.4.19 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器内自然対流冷却の早期開始）
第 7.1.4.20 図　原子炉格納容器圧力の推移（格納容器内自然対流冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.5.1 図　「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.5.2 図　「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（事象判別プロセス）
第 7.1.5.3 図　「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展）

第 7.1.5.4 図　「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.1.5.5 図　「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.6 図　「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.7 図　原子炉出力の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.8 図　１次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.9 図　１次系圧力の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.10 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.11 図　加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.12 図　炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.13 図　温度の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.14 図　２次系除熱量の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.15 図　蒸気流量の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）

第 7.1.5.16 図　２次系圧力の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.17 図　蒸気発生器２次側保有水量の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.18 図　給水流量の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.19 図　原子炉出力の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.20 図　１次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.21 図　１次系圧力の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.22 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.23 図　加圧器保有水量の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.24 図　炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.25 図　温度の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.26 図　２次系除熱量の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.27 図　蒸気流量の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）

第 7.1.5.28 図　２次系圧力の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.29 図　蒸気発生器２次側保有水量の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.30 図　給水流量の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.31 図　１次系圧力の推移比較（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の感度確認）
第 7.1.5.32 図　１次系圧力の推移比較（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の感度確認）
第 7.1.5.33 図　１次系圧力の推移比較（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）（初期定常誤差及びドップラ効果等の感度確認）
第 7.1.5.34 図　１次系圧力の推移比較（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）（初期定常誤差及びドップラ特性の感度確認）
第 7.1.6.1 図　「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.6.2 図　「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要（事象判別プロセス）
第 7.1.6.3 図　「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要（「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.1.6.4 図　「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間（中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故）

第 7.1.6.5 図　１次系圧力の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.6 図　１次系保有水量の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.7 図　ECCS 注水流量の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.8 図　破断流量の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.9 図　気泡炉心水位の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.10 図　炉心入口流量の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.11 図　燃料被覆管温度の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.12 図　２次系圧力の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.13 図　補助給水流量の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.14 図　主蒸気流量の推移（６inch 破断）
第 7.1.6.15 図　１次系圧力の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.16 図　１次系保有水量の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.17 図　ECCS 注水流量の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.18 図　破断流量の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.19 図　気泡炉心水位の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.20 図　炉心入口流量の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.21 図　燃料被覆管温度の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.22 図　２次系圧力の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.23 図　補助給水流量の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.24 図　主蒸気流量の推移（４inch 破断）
第 7.1.6.25 図　１次系圧力の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.26 図　１次系保有水量の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.27 図　ECCS 注水流量の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.28 図　破断流量の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.29 図　気泡炉心水位の推移（２inch 破断）

第 7.1.6.30 図　炉心入口流量の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.31 図　燃料被覆管温度の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.32 図　２次系圧力の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.33 図　補助給水流量の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.34 図　主蒸気流量の推移（２inch 破断）
第 7.1.6.35 図　蓄圧注入流量積分値の推移（６inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.36 図　気泡炉心水位の推移（６inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.37 図　燃料被覆管温度の推移（６inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.38 図　蓄圧注入流量積分値の推移（４inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.39 図　気泡炉心水位の推移（４inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.40 図　燃料被覆管温度の推移（４inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.41 図　１次系圧力の推移（６inch 破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.42 図　１次系保有水量の推移（６inch 破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.43 図　炉心入口流量の推移（６inch 破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.44 図　蓄圧注入流量積分値の推移（６inch 破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）

第 7.1.6.45 図　気泡炉心水位の推移（6 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.46 図　燃料被覆管温度の推移（6 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.47 図　1 次系圧力の推移（4 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.48 図　1 次系保有水量の推移（4 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.49 図　炉心入口流量の推移（4 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.50 図　蓄圧注入流量積分値の推移（4 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.51 図　気泡炉心水位の推移（4 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.52 図　燃料被覆管温度の推移（4 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.7.1 図　「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.7.2 図　「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要（事象判別プロセス）
第 7.1.7.3 図　「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要（「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）

第 7.1.7.4 図　「ECCS 再循環機能喪失」の作業と所要時間（大破断 LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故）
第 7.1.7.5 図　１次系圧力の推移
第 7.1.7.6 図　１次系温度（炉心部温度）の推移
第 7.1.7.7 図　破断流量の推移
第 7.1.7.8 図　高圧注入流量の推移
第 7.1.7.9 図　低圧注入流量の推移
第 7.1.7.10 図　代替再循環流量の推移
第 7.1.7.11 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.1.7.12 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.1.7.13 図　格納容器外周部水量の推移
第 7.1.7.14 図　格納容器再循環サンプ水温度の推移
第 7.1.7.15 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.1.7.16 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.1.7.17 図　原子炉容器内水位の推移（コード間比較）
第 7.1.7.18 図　燃料被覆管温度の推移（M-RELAP5 コード）
第 7.1.7.19 図　原子炉容器内水位の推移（代替再循環操作時間余裕確認）（M-RELAP5 コード）
第 7.1.7.20 図　燃料被覆管温度の推移（代替再循環操作時間余裕確認）（M-RELAP5 コード）
第 7.1.8.1 図　「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA)」の重大事故等対策の概略系統図

第 7.1.8.2 図　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の重大事故等対策の概略系統図

第 7.1.8.3 図　「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の対応手順の概要（事象判断プロセス）

第 7.1.8.4 図　「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の対応手順の概要（「インターフェイスシステム LOCA」の事象進展）

第 7.1.8.5 図　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の対応手順の概要（事象判断プロセス）

第 7.1.8.6 図　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の対応手順の概要（「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の事象進展）

第 7.1.8.7 図　「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の作業と所要時間（インターフェイスシステム LOCA）

第 7.1.8.8 図　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の作業と所要時間（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故（余熱除去系により冷却する場合））

第 7.1.8.9 図　「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の作業と所要時間（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔

離に失敗する事故（余熱除去系の接続に失敗する場合））
第 7.1.8.10 図　１次系圧力の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.11 図　１次系温度の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.12 図　１次系保有水量の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.13 図　１次系注水流量（高圧及び充てん）の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.14 図　１次系注水流量（蓄圧注入）の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.15 図　注水流量積分値の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.16 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.17 図　加圧器水位の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.18 図　破断流量の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.19 図　破断流クオリティの推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.20 図　炉心上端ボイド率の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.21 図　燃料被覆管温度の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.22 図　補助給水流量の推移(インターフェイスシステム LOCA)
第 7.1.8.23 図　主蒸気流量の推移（インターフェイスシステム LOCA）

第 7.1.8.24 図　１、２次系圧力の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.25 図　１次系温度の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.26 図　１次系注水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.27 図　破断流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.28 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.29 図　１次系保有水量の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.30 図　炉心上端ボイド率の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.31 図　加圧器水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.32 図　原子炉容器内水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.33 図　燃料被覆管温度の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.34 図　蒸気発生器水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.35 図　給水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）

第 7.1.8.36 図　蒸気流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）
第 7.1.8.37 図　１次系注水流量（高圧及び充てん）の推移（インターフェイスシステム LOCA）（操作時間余裕確認）
第 7.1.8.38 図　１次系注水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）（操作時間余裕確認）
第 7.2.1.1.1 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.2.1.1.2 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要（格納容器破損モード）
第 7.2.1.1.3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）
第 7.2.1.1.4 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（事象判別プロセス）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）
第 7.2.1.1.5 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）
第 7.2.1.1.6 図　１次系圧力の推移
第 7.2.1.1.7 図　原子炉容器内水位の推移

第 7.2.1.1.8 図　燃料最高温度の推移
第 7.2.1.1.9 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.2.1.1.10 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.2.1.1.11 図　原子炉格納容器圧力の推移（～４時間）
第 7.2.1.1.12 図　原子炉格納容器内温度の推移（～４時間）
第 7.2.1.1.13 図　原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移
第 7.2.1.1.14 図　原子炉格納容器圧力の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認）
第 7.2.1.1.15 図　原子炉格納容器内温度の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認）
第 7.2.1.1.16 図　原子炉容器内水位の推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.1.1.17 図　原子炉格納容器圧力の推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.1.1.18 図　原子炉容器内水位の推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.1.1.19 図　原子炉格納容器圧力の推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.1.1.20 図　原子炉容器内水位の推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
第 7.2.1.1.21 図　原子炉格納容器圧力の推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
第 7.2.1.1.22 図　原子炉格納容器圧力の推移（常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認）

第 7.2.1.1.23 図　原子炉格納容器内温度の推移（常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認）
第 7.2.1.1.24 図　原子炉格納容器圧力の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.1.25 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.1.26 図　原子炉格納容器圧力の推移（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水素影響確認）（ドライ換算 13vol％水素が存在する場合）
第 7.2.1.1.27 図　原子炉格納容器内温度の推移（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水素影響確認）（ドライ換算 13vol％水素が存在する場合）
第 7.2.1.1.28 図　原子炉格納容器圧力の推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）
第 7.2.1.1.29 図　原子炉格納容器内温度の推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）
第 7.2.1.1.30 図　Cs-137 積算放出放射能量の推移
第 7.2.1.1.31 図　Cs-137 の大気放出過程
第 7.2.1.2.1 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.2.1.2.2 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の対応手順の概要（格納容器破損モード）
第 7.2.1.2.3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）

第 7.2.1.2.4 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（事象判別プロセス）（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）
第 7.2.1.2.5 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）
第 7.2.1.2.6 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.2.1.2.7 図　上部プレナム気相温度の推移
第 7.2.1.2.8 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.2.1.2.9 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.2.1.2.10 図　原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移
第 7.2.1.2.11 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移
第 7.2.1.2.12 図　原子炉格納容器圧力の推移（常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認）
第 7.2.1.2.13 図　原子炉格納容器内温度の推移（常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認）
第 7.2.1.2.14 図　原子炉格納容器圧力の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.2.15 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.2.16 図　原子炉格納容器圧力の推移（加圧器逃がし弁による１次系強制減圧操作時間余裕確認）

第 7.2.1.2.17 図　原子炉格納容器内温度の推移（加圧器逃がし弁による１次系強制減圧操作時間余裕確認）
第 7.2.2.1 図　１次系圧力の推移
第 7.2.2.2 図　蓄圧注入流量の推移
第 7.2.2.3 図　１次系圧力の推移（蓄圧タンク保持圧力の影響確認）
第 7.2.2.4 図　１次系圧力の推移（加圧器逃がし弁開操作開始が早くなる場合）
第 7.2.2.5 図　１次系圧力の推移（加圧器逃がし弁開操作開始が遅くなる場合）
第 7.2.4.1 図　「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.2.4.2 図　「水素燃焼」の対応手順の概要（格納容器破損モード）
第 7.2.4.3 図　「水素燃焼」の作業と所要時間（大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）
第 7.2.4.4 図　水素濃度評価の概要
第 7.2.4.5 図　水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ
第 7.2.4.6 図　「水素燃焼」の事象進展（事象判別プロセス）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）
第 7.2.4.7 図　「水素燃焼」の事象進展（大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）
第 7.2.4.8 図　原子炉格納容器内の水素濃度（ウェット）・水蒸気濃度の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.9 図　燃料最高温度の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.10 図　ジルコニウム－水反応割合の推移（MAAP コード）

第 7.2.4.11 図　原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移（GOTHIC コード）
第 7.2.4.12 図　原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移（GOTHIC コード）
第 7.2.4.13 図　原子炉格納容器圧力の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.14 図　原子炉格納容器内温度の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.15 図　１次系圧力の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.16 図　原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移（イグナイタの効果に期待する場合）
第 7.2.4.17 図　原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移（イグナイタの効果に期待する場合）
第 7.2.5.1 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移
第 7.2.5.2 図　ベースマット侵食深さの推移
第 7.2.5.3 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.4 図　ベースマット侵食深さの推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.5 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.6 図　ベースマット侵食深さの推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.7 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
第 7.2.5.8 図　ベースマット侵食深さの推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）

第 7.2.5.9 図　原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）
第 7.2.5.10 図　ベースマット侵食深さの推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）
第 7.3.1.1 図　「想定事故１」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.3.1.2 図　「想定事故１」の対応手順の概要（「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」の事象進展）
第 7.3.1.3 図　「想定事故１」の作業と所要時間（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）
第 7.3.1.4 図　「想定事故１」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果
第 7.3.2.1 図　「想定事故２」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.3.2.2 図　「想定事故２」の対応手順の概要（「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展）
第 7.3.2.3 図　「想定事故２」の作業と所要時間（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故）
第 7.3.2.4 図　「想定事故２」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

第 7.4.1.1 図　「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.4.1.2 図　「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.4.1.3 図　「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の作業と所要時間（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）
第 7.4.1.4 図　１次系圧力の推移
第 7.4.1.5 図　炉心上端ボイド率の推移
第 7.4.1.6 図　開口部からの流出流量と注水流量の推移
第 7.4.1.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
第 7.4.1.8 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.4.1.9 図　１次系保有水量の推移
第 7.4.1.10 図　加圧器水位の推移
第 7.4.1.11 図　１次系温度の推移
第 7.4.1.12 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.4.1.13 図　１次系保有水量の推移（炉心注水操作時間余裕確認）
第 7.4.2.1 図　「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.4.2.2 図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）

第 7.4.2.3 図　「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）
第 7.4.2.4 図　１次系圧力の推移
第 7.4.2.5 図　炉心上端ボイド率の推移
第 7.4.2.6 図　開口部からの流出流量と注水流量の推移
第 7.4.2.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
第 7.4.2.8 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.4.2.9 図　１次系保有水量の推移
第 7.4.2.10 図　加圧器水位の推移
第 7.4.2.11 図　１次系温度の推移
第 7.4.2.12 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.4.2.13 図　１次系保有水量の推移（代替炉心注水操作時間余裕確認）
第 7.4.3.1 図　「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.4.3.2 図　「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.4.3.3 図　「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）
第 7.4.3.4 図　１次系圧力の推移
第 7.4.3.5 図　炉心上端ボイド率の推移

第 7.4.3.6 図　開口部からの流出流量と注水流量の推移
第 7.4.3.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
第 7.4.3.8 図　高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移
第 7.4.3.9 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.4.3.10 図　１次系保有水量の推移
第 7.4.3.11 図　加圧器水位の推移
第 7.4.3.12 図　１次系温度の推移
第 7.4.3.13 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.4.3.14 図　１次系保有水量の推移（炉心注水操作時間余裕確認）
第 7.4.4.1 図　「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.4.4.2 図　「反応度の誤投入」の対応手順の概要（「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）
第 7.4.4.3 図　「反応度の誤投入」の作業と所要時間（原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）
第 7.4.4.4 図　反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

１．安全評価に関する基本方針

1.1　基本的考え方

本原子炉施設の安全評価の目的は以下のとおりである。

(1)　安全設計の基本方針の妥当性の確認

本原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。

(2)　立地条件の適否の確認

万一重大な事故が発生したとしても工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し、発電所周辺の一般公衆との離隔に関する妥当性を確認する。

原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は、「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」により、また、原子炉の立地条件の適否は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ＥＣＣＳ性能評価指針」という。）及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「ＲＩＥ評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。

なお、『「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについ

て』を踏まえ、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を用いた被ばく評価を行わない。

本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故について解析し、評価を行う。

一方、本原子炉施設の立地条件の適否を判断するための安全評価を行うに当たっては、「原子炉立地審査指針」に基づき、重大事故及び仮想事故について評価を行う。

1.1.1　運転時の異常な過渡変化

1.1.1.1　定　　義

運転時の異常な過渡変化とは、発電用原子炉の運転中において発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象をいう。

1.1.1.2　評価事象

本原子炉において評価する運転時の異常な過渡変化は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「ＭＳ」という。）に属する構築物、系統

及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1)　炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

ａ．原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

ｂ．出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

ｃ．制御棒の落下及び不整合

ｄ．原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(2)　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

ａ．原子炉冷却材流量の部分喪失

ｂ．原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

ｃ．外部電源喪失

ｄ．主給水流量喪失

ｅ．蒸気負荷の異常な増加

ｆ．２次冷却系の異常な減圧

ｇ．蒸気発生器への過剰給水

(3)　原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

ａ．負荷の喪失

ｂ．原子炉冷却材系の異常な減圧

ｃ．出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

1.1.1.3　判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このこ

とを判断する基準は以下のとおりである。

(1)　最小限界熱流束比（以下「最小 DNBR」という。）が許容限界値以上[(1)(6)]であること。

(2)　燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。

(3)　燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。

(4)　原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa［gage］の1.1倍の圧力18.88MPa［gage］以下であること。

上記の判断基準に対して想定した運転時の異常な過渡変化ごとにさらに具体的な判断基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な判断基準を記述する。

1.1.2　設計基準事故

1.1.2.1　定　　義

設計基準事故とは、前記運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。

1.1.2.2　評価事象

本原子炉において評価する設計基準事故は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの

事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてＭＳに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1)　原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

ａ．原子炉冷却材喪失

ｂ．原子炉冷却材流量の喪失

ｃ．原子炉冷却材ポンプの軸固着

ｄ．主給水管破断

ｅ．主蒸気管破断

(2)　反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

制御棒飛び出し

(3)　環境への放射性物質の異常な放出

ａ．放射性気体廃棄物処理施設の破損

ｂ．蒸気発生器伝熱管破損

ｃ．燃料集合体の落下

ｄ．原子炉冷却材喪失

ｅ．制御棒飛び出し

(4)　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

ａ．原子炉冷却材喪失

ｂ．可燃性ガスの発生

1.1.2.3　判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような２次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放

散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は、以下のとおりである。

(1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。

(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa［gage］の1.2倍の圧力20.59MPa［gage］以下であること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.392MPa［gage］以下であること。

(5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

上記の判断基準に対して想定した事故ごとにさらに具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

1.1.3 重大事故及び仮想事故

1.1.3.1 定　　義

重大事故及び仮想事故とは「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する見地から想定する必要のある事象をいう。

1.1.3.2 評価事象

本原子炉において評価する重大事故及び仮想事故は、「安全評価指針」に基づき以下の事象とする。

(1)　重大事故

前記事故の解析結果を参考として、それらの事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、「安全評価指針」に従い、原子炉格納容器内放出に係る事故として原子炉冷却材喪失を、また、原子炉格納容器外放出に係る事故として蒸気発生器伝熱管破損を選定する。

(2)　仮想事故

重大事故として取り上げた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

1.1.3.3　判断基準

発電用原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は、重大事故及び仮想事故の評価内容が「原子炉立地審査指針」に適合することである。

1.2　主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析に当たって、用いている基本的な解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

1.2.1　初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。

解析に使用する初期定常運転条件を第1.2.1表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、ＤＮＢＲの評価では統計的熱設計手法[(2)]を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確定さを統計的に考慮する因子（ＤＮＢＲ乗数）に含まれており、初期値として定格値を用いる。

1.2.2　安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備により監視している発電用原子炉施設の運転パラメータが設定値を超えた場合、発電用原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒駆動装置に電源を供給するしゃ断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。発電用原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップしゃ断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。

解析では、原子炉トリップ信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータがトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。

また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から、制御棒クラスタが制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間をとり、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第1.2.2表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備の監視している運転パラメータが設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。

解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータが作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したときに発生するものとする。また、この信号の発生には、応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間をとり、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。第1.2.3表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

1.2.3　原子炉トリップ特性

発電用原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ

遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。

さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、制御棒クラスタ落下時間と落下時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第1.2.1図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間が解析上重要であり、この時間を2.2秒としている。

1.2.4　反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、０～0.51（ΔＫ／Ｋ）／（ｇ／cm^3）の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は、第1.2.2図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

1.2.5　解析に当たって考慮する事項

(1)　解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生

前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(2)　安全機能に対する仮定

a．想定された事象に対処するための安全機能のうち解析に当たって考慮するものは、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定めるＭＳ－１に属するもの及びＭＳ－２に属するものとする。

ただし、ＭＳ－３に属するタービントリップ動作は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。

解析に当たって、考慮している主要な安全機能を第1.2.4表及び第1.2.5表に示す。

b．解析に当たっては、想定された事象に加えて、事故に対処するために必要な系統、機器について原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとす

る。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。

静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復できる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

c．事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。

d．安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。

e．設計基準事故の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。

(3)　解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。また、蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。

また、原則としてパラメータは、ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように選定する。さらに、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では燃料中心温度等の解析結果が異なるため、ウラン燃

料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で判断基準が同じ場合は、評価の結果が厳しくなる燃料を選定し、判断基準が異なる場合は、各々の燃料について解析を行う。なお、「原子炉冷却材喪失」及び「制御棒飛び出し」については、炉心により解析結果が異なるため、評価の結果が厳しくなる炉心の解析を行う。

1.3　解析に使用する計算プログラム

運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第1.3.1表及び第1.3.2表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

(1)　ＦＡＣＴＲＡＮ[3][4]

燃料棒の過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレットー燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、ＤＮＢ後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウムー水反応及び材質の部分的溶融計算の模擬が可能である。

ＦＡＣＴＲＡＮの入力には、原子炉出力及び１次冷却材パラメータ（圧力、流量、温度、密度）を時間の関数として含み、出力としては、金属被覆の燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。

(2)　ＭＡＲＶＥＬ[3][4]

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬは、原子炉容器、１次冷却材高温側配管、１次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む１次冷却系全体を適切に模擬し、６群の遅発中性子及び反応度帰還を含む１点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、１次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し、

さらに、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。

このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、２つの等価ループに分けて扱われる。

ＭＡＲＶＥＬの入力には、原子炉出力、１次冷却材温度等の初期条件、１次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材温度及びＤＮＢ相関式[1]に基づくＤＮＢＲ等の過渡変化が求められる。

(3)　ＰＨＯＥＮＩＸ[3][4]

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸは、単一あるいは複数の１次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の１次冷却材ループ及び炉心に沿って１次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。１次冷却材ループ数は、最大６ループまで模擬可能である。

ＰＨＯＥＮＩＸの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の１次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、１次冷却材流量の過渡変化が求められる。

(4)　ＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍ[3][4]

炉心動特性解析コードＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍは、炉心内の熱出力を６群の遅発中性子及び反応度帰還を含む１点近似動特性方程式

により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの１次元の熱伝導方程式を、また、流路内の１次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの１次元の質量、運動量及びエネルギ保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び１次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が１点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。

ＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍの入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力及び１次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束及び１次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

(5)　ＴＨＩＮＣ－Ⅲ[5]

過渡解析に使用する熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲは、熱水力設計計算コードＴＨＩＮＣ－Ｉに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を３次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギ保存則を適用して解くものである。

ＴＨＩＮＣ－Ⅲの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束及び出力等を時間の関数として含み、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ボイド率及びＤＮＢ相関式[1][6]によるＤＮＢＲ等の時間変化が求められる。

(6)　ＴＷＩＮＫＬＥ[3][4]

多次元炉心動特性解析コードＴＷＩＮＫＬＥは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。空間依存性は、３次元まで考慮されてお

り、中性子束の動特性解析はエネルギ２群拡散方程式を解く。

遅発中性子は６群で模擬する。さらに、６領域からなる燃料ペレット－被覆管－１次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く１次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ及び減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、１点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。

ＴＷＩＮＫＬＥの入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力及び流量等を時間の関数として含み、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。

(7)　ＳＡＴＡＮ－Ｍ[(7)(8)]

ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍは、１次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギ保存則を解き、１次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、１次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含められている。

蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンカマを下降し始める時間である。

ＳＡＴＡＮ－Ｍの入力には原子炉出力、１次冷却材温度等初期

状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、１次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定の位置、断面積及び体様等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存水量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器２次側状態量、原子炉容器内残存水量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(8)　ＳＡＴＡＮ－Ⅵ[9]

ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ⅵは、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用ＳＡＴＡＮ－Ｍと同等なコードである。ＳＡＴＡＮ－Ⅵの入力にはＳＡＴＡＮ－Ｍと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(9)　ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）[8][10]

小破断ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用ＳＡＴＡＮ－Ｍに機能追加を行ったコードである。

ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）の入力にはＳＡＴＡＮ－Ｍと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量及び気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な

諸量である。

(10) ＷＲＥＦＬＯＯＤ[7][8][9]

リフィル／再冠水解析コードＷＲＥＦＬＯＯＤは、非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器の健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における１次冷却系全体の模擬をＳＡＴＡＮ－Ｍ又はＳＡＴＡＮ－Ⅵに引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注水により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び巻き込み水のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点、注入点以外は一様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、１次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピ変化に対しては、原子炉容器ダウンカマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及び他の残留熱の放出、蒸気発生器内における２次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるＣＯＣＯコード（後述）の出力として与えられる。

ＷＲＥＦＬＯＯＤの入力は系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク、原子炉容器残存水量及び蒸気発生器２次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが

満水になる時刻)、再冠水開始時の蓄圧タンク残存水量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(11) ＢＡＳＨ－Ｍ[7][8]

再冠水解析コードＢＡＳＨ－Ｍは、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における１次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。ＢＡＳＨ－Ｍは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとそのほかの１次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギ保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

ａ．液相への強制対流熱伝達

ｂ．核沸騰熱伝達

ｃ．遷移沸騰熱伝達

ｄ．膜沸騰熱伝達

ｅ．液滴への輻射熱伝達

ｆ．蒸気への強制対流熱伝達

ｇ．蒸気への輻射熱伝達

１次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉

心出口質量流量、エネルギ流量等を受け渡され、ＳＡＴＡＮ－Ｍと同様に、１次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギ保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流量・伝熱モデルと１次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡しながら計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるＣＯＣＯコード（後述）の出力として与えられる。

ＢＡＳＨ－Ｍの入力は、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(12)　ＣＯＣＯ[(7)(8)(9)]

原子炉格納容器内圧解析コードＣＯＣＯは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

ＣＯＣＯの入力としては、原子炉格納容器自由体積及び構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、１次冷却系からの質量流量及びエネルギ放出量が必要であるが、これはブローダウン時についてはＳＡＴＡＮ－Ｍ又はＳＡＴＡＮ－Ⅵ、リフィル時についてはＷＲＥＦＬＯＯＤ、再冠水時についてはＢＡＳＨ－Ｍ又はＷＲＥＦＬＯＯＤの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(13)　ＬＯＣＴＡ－Ｍ[(7)(8)]

燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ｍは、ＳＡＴＡＮ－Ｍ、ＷＲＥＦＬＯＯＤ、ＢＡＳＨ－Ｍの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。ＬＯＣＴＡ－Ｍは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分とから構成される。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン中はＳＡＴＡＮ－Ｍの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量及びエンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。

ａ．核沸騰熱伝達

ｂ．遷移沸騰熱伝達

ｃ．蒸気流への強制対流熱伝達

ｄ．蒸気への輻射熱伝達

リフィル中は燃料棒間の輻射熱伝達のみを考慮し、また再冠水過程はＢＡＳＨ－Ｍの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、ＢＡＳＨ－Ｍの炉心部の流

動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

ａ．燃料ペレット内での分布を考えた熱発生

ｂ．燃料被覆管でのジルコニウムー水反応による熱発生

ｃ．温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上下各々3.8cmの範囲でジルコニウムー水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はＯＲＮＬの実験に基づいて三菱原子力工業㈱が作成した反応速度相関式[11]により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウムー水反応量は Baker－Just の式[12]に基づいて計算する。

燃料ペレットー燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

ＬＯＣＴＡ－Ｍの入力としてはＳＡＴＡＮ－Ｍ、ＷＲＥＦＬＯＯＤ及びＢＡＳＨ－Ｍの出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ＥＣＣＳ性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウムー水反応量を含む。

(14)　ＬＯＣＴＡ－Ⅳ[8][10]

燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ⅳは、ＳＡＴＡＮ－Ｍ(Small ＬＯＣＡ)の出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。ＬＯＣＴＡ－Ⅳの解析モデルは大破断解析用コードＬＯＣＴＡ－Ｍのブローダウン過程解析モデルと基本的に同じである。

ＬＯＣＴＡ－Ⅳの入力としてはＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）の出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ＥＣＣＳ性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を含む。

(15)　その他のコード

原子炉格納容器内あるいはアニュラス部内に浮遊する核分裂生成物からのγ線による線量の計算にはそれぞれＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコード、ＳＰＡＮコードを使用するが詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量」で述べる。

また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については、核設計計算コードＡＮＣ[13]を使用して、燃焼度の関数としての２群群定数等を入力とし、３次元拡散計算を行い、減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布を求める。

第1.2.1表　　解析に使用する初期定常運転条件

	定　格　値	定 常 誤 差
原　子　炉　出　力	3,423MWt	±2%
1 次冷却材平均温度	307.1℃	±2.2℃
原　子　炉　圧　力	15.41MPa［gage］	±0.21MPa

第1.2.2表　　解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間（秒）
出力領域中性子束高（高設定）	118％（定格出力値に対して）	0.5
出力領域中性子束高（低設定）	35％（定格出力値に対して）	0.5
過大温度ΔT高	1次冷却材平均温度等の関数（第1.2.3図参照）	6.0
過大出力ΔT高	1次冷却材平均温度等の関数（第1.2.3図参照）	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa［gage］	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa［gage］	2.0
1次冷却材流量低	87％（定格流量に対して）	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65％（定格値に対して）	1.5
蒸気発生器水位低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	－	1.0

第1.2.3表　　解析に使用する工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間（秒）
非常用炉心冷却設備作動信号		
ａ．原子炉圧力低	12.04MPa [gage]	2.0
ｂ．主蒸気ライン圧力低	3.35MPa [gage]	2.0
ｃ．原子炉格納容器圧力高	0.048MPa [gage]	2.0
主蒸気ライン隔離信号		
主蒸気ライン圧力低	3.35MPa [gage]	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動信号		
原子炉格納容器圧力異常高	0.205MPa [gage]	2.0

第1.2.4表　　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
── 運転時の異常な過渡変化

分　　類	機　　能	系 統 及 び 機 器
ＭＳ－１	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
ＭＳ－３	タービントリップ機能	タービントリップ

第1.2.5表　　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
── 設計基準事故

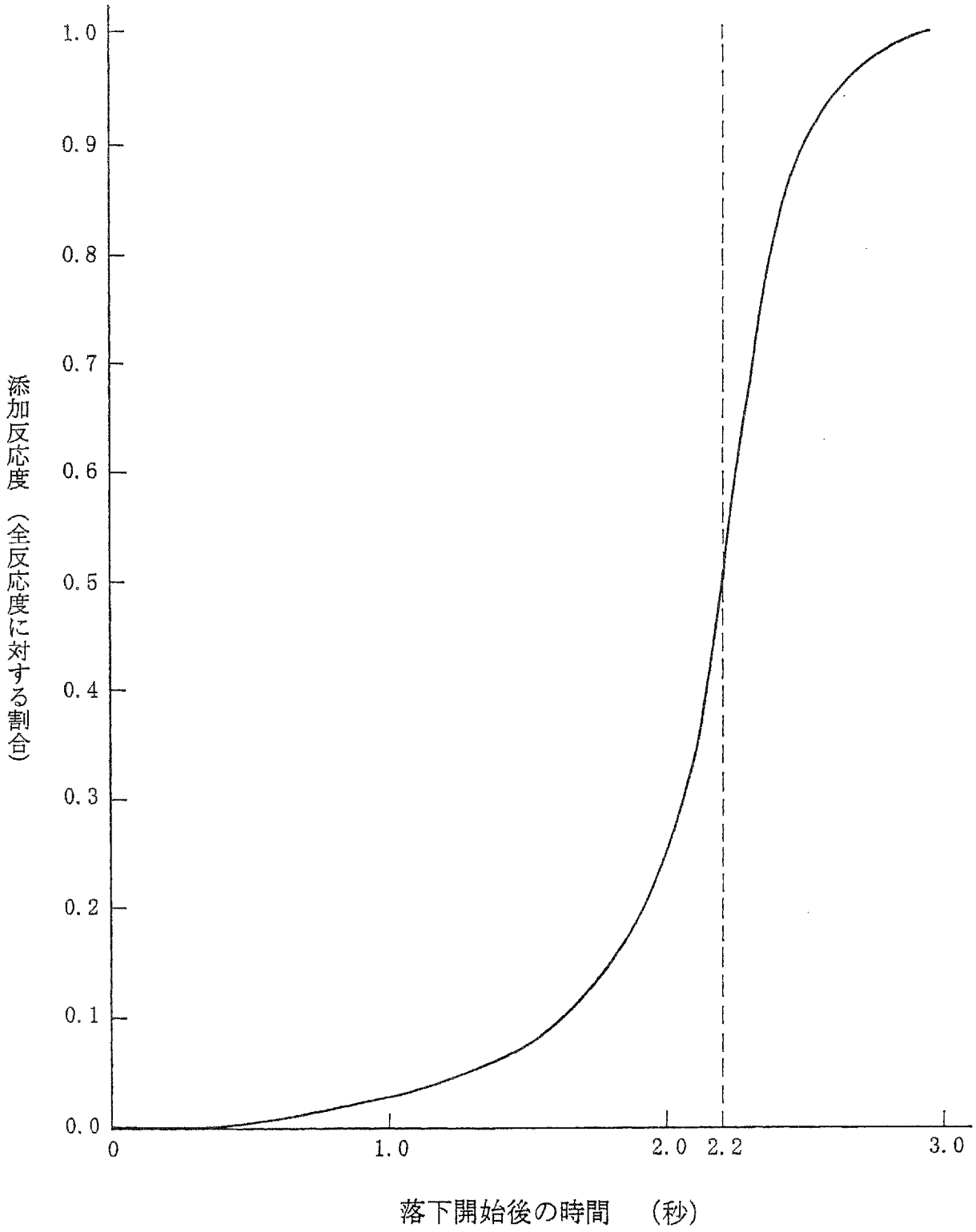
分　　類	機　　能	系統及び機器
ＭＳ－１	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器ｽﾌﾟﾚｲ系、アニュラス空気浄化系、安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
ＭＳ－２	放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁
	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
ＭＳ－３	タービントリップ機能	タービントリップ

第1.3.1表　解析に使用する計算プログラム一覧表
―運転時の異常な過渡変化

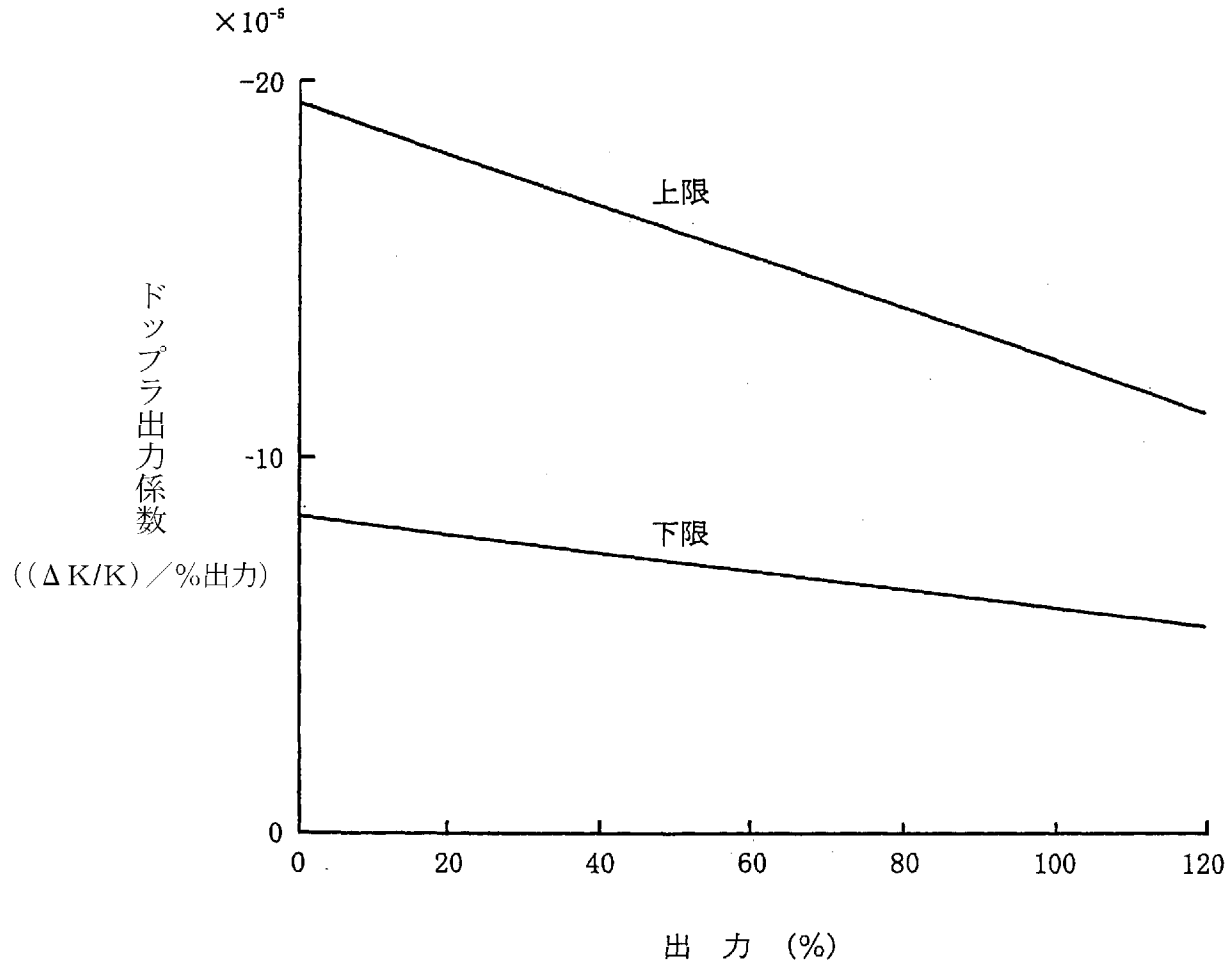
分類	解析項目	使用計算プログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN－M FACTRAN THINC－Ⅲ MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC－Ⅲ
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	―
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC－Ⅲ
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL FACTRAN THINC－Ⅲ
	外部電源喪失	―
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	２次冷却系の異常な減圧	MARVEL ANC THINC－Ⅲ
	蒸気発生器への過剰給水	MARVEL
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	

第1.3.2表　　解析に使用する計算プログラム一覧表
―設計基準事故

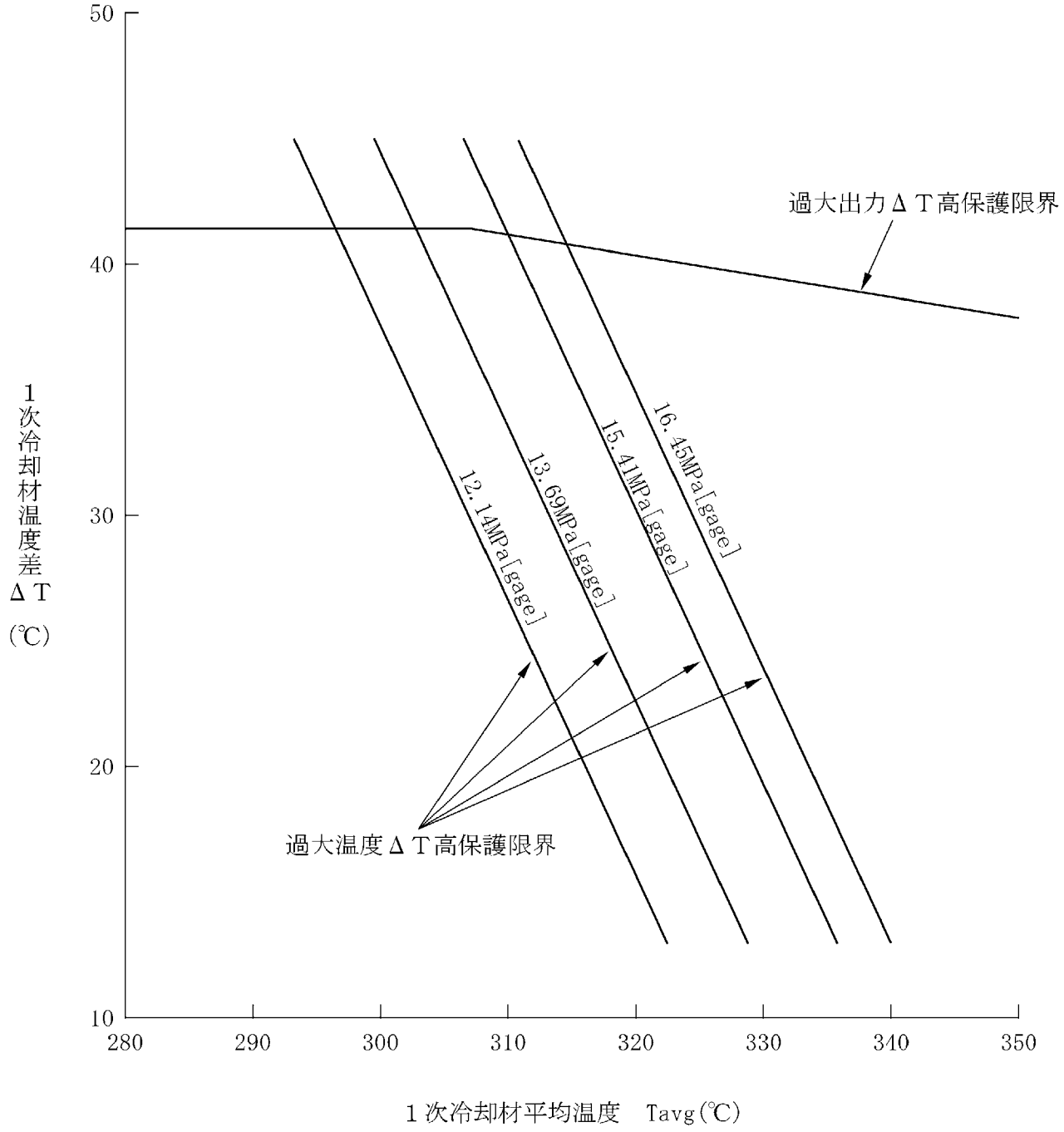
分　　類	解　析　項　目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大破断	SATAN－M WREFLOOD BASH－M LOCTA－M COCO
		小破断	SATAN－M (Small LOCA) LOCTA－Ⅳ
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC－Ⅲ
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC－Ⅲ
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC－Ⅲ
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC－Ⅲ MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損		―
	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC－Ⅲ
	燃料集合体の落下		―
	原子炉冷却材喪失		SCATTERING SPAN
	制御棒飛び出し		
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN－Ⅵ WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		―



第 1.2.1 図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



第 1.2.2 図　解析に使用したドップラ出力係数



第 1.2.3 図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図（代表例）

1.4　参考文献

(1)　「三菱新ＤＮＢ相関式（MIRC-1）について」MAPI－1075　改3
三菱重工業、平成12年

(2)　「統計的熱設計手法について」MAPI－1076　改1
三菱原子力工業、昭和63年

(3)　「三菱ＰＷＲの事故解析計算コードの概要」MAPI－1017　改2
三菱原子力工業、昭和52年

(4)　「三菱ＰＷＲの事故解析計算コードの検証」MAPI－1058
三菱原子力工業、昭和55年

(5)　「ＴＨＩＮＣ－Ⅲコードの概要」　MAPI－1072
三菱原子力工業、昭和59年

(6)　「ＤＮＢ相関式について」MAPI－1029　改3
三菱重工業、平成16年

(7)　「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAPI－1035　改8
三菱重工業、平成11年

(8)　「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAPI－1063　改2
三菱原子力工業、平成２年

(9)　「三菱ＰＷＲ原子炉格納容器内圧評価解析手法」
MHI－NES－1016
三菱重工業、平成12年

(10)　「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
MAPI－1041　改7
三菱重工業、平成11年

(11) 「ジルコニウム・水蒸気反応速度式」MAPI－1057　改1
三菱原子力工業、昭和56年

(12) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures Ⅲ.Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction」
L.Baker,L.C.Just,ANL-6548,1962

(13) 「三菱ＰＷＲの新核設計手法と信頼性」MAPI－1087　改6
三菱重工業、平成16年

２．運転時の異常な過渡変化の解析

2.1　序

本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

2.2　炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.2.1　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

2.2.1.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドプラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

この事象については、燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお、ここではウラン燃料ペレット及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均をkJ／kgの単位で表す。

a．燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界712kJ／kg(「RIE評価指針」に示す170cal／gに相当。)を超えないこと。

b．ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(以下「RIE報告書」という。)に示された以下のペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす(以下「PCMI破損しきい値のめやす」という。)を超えないこと。

ペレット燃焼度　25,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　460kJ／kg

（「RIE報告書」に示す110cal／gに相当）

ペレット燃焼度　25,000MWd／t以上40,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　356kJ／kg

（「RIE報告書」に示す85cal／gに相当）

ペレット燃焼度　40,000MWd／t以上65,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　209kJ／kg

（「RIE報告書」に示す50cal／gに相当）

(2)　防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないよう制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm／minに制限している。

(3)　拡大防止対策

a．「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子源領域中性子束高

(b)　中間領域中性子束高

(c)　出力領域中性子束高（低設定）

(d)　出力領域中性子束高（高設定）

(e)　出力領域中性子束変化率高

2.2.1.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

炉心動特性解析コードＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍにより中性子束の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮによって、熱点の燃料エンタルピ等の過渡変化を計算する。

また、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力を求める。

(2)　解析条件

ａ．原子炉出力の初期値は定格値の10^{-13}とする。

ｂ．初期温度条件は高温零出力状態の温度として、291.7℃とする。高温では、燃料ペレットから１次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドプラ係数の絶対値が小さいことから、ドプラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。

ｃ．反応度添加率は、最大反応度価値を有する２つの制御棒クラスタバンクが、最大速度（約114cm／min）で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、7.5×10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとする。

ｄ．実効遅発中性子割合（β_{eff}）は0.75％を使用する。

e．ドプラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。

過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドプラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さめの値とする。

f．減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として8.0×10^{-5}（△K／K）／℃とする。

燃料から１次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。

g．発電用原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。

h．原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合、定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合、定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

(3)　解析結果

中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第2.2.1.1図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約10.7秒後に「出力領域中性子束高（低設定）」信号のトリップ限界値まで増大し、さらに、定格出力値の約3.3倍まで上昇するが、ドプラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約11.2秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより低下する。

燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は二酸化ウラン燃料で生じ、それぞれ約367kJ／kg及び約92kJ

／kgである。

また、原子炉圧力の最大値は、約17.0MPa［gage］である。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約170kJ／kgであり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.1.3　結　　論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である712kJ／kg（「ＲＩＥ評価指針」に示す170cal／ｇに相当。）を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度40,000MWd／ｔ以上65,000MWd／ｔ未満のＰＣＭＩ破損しきい値のめやすである209kJ／kg（「ＲＩＥ報告書」に示す50cal／ｇに相当。）を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.2　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.2.2.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により制御棒クラスタが連続的に引き抜か

れ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、１次冷却材温度が上昇して、ＤＮＢＲが低下するが、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、ＤＮＢＲが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないよう制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm／minに制限している。

(3)　拡大防止対策

ａ.「出力領域中性子束高」信号、「過大温度△Ｔ高」信号又は「過大出力△Ｔ高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　出力領域中性子束高

(b)　過大出力△Ｔ高

(c)　過大温度△Ｔ高

(d)　原子炉圧力高

(e)　加圧器水位高

(f)　出力領域中性子束変化率高

2.2.2.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料温度を求める。

(2)　解析条件

ａ．ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は出力運転時の最小値である0（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／cm^3）とし、ドプラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。

ｃ．制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反応度価値を有する２つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、7.5×10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとする。

ｄ．発電用原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」又は「過大温度△Ｔ高」のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。

ｅ．燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力（102％）とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

(3)　解析結果

制御棒クラスタの引抜速度が速い場合として最大の反応度添加率である7.5×10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとした場合の原子炉出

力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.1図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡変化発生の約1.5秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約2.0秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約125％である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力や１次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa、最小DNBRは約1.50となる。また、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,140℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,130℃であり、判断基準2,500℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.2図に示す。

制御棒クラスタ引抜速度が遅い場合として最小のDNBRを与える3.2×10^{-5}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとした場合の原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.3図に示す。この場合、過渡変化は反応度添加率が小さいため長くなるが、過渡変化発生の約34秒後に「過大温度△Ｔ高」信号のトリップ限界値に達し、約40秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約118％である。原子炉圧力及び１次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きいが、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa、１次冷却材平均温度のピーク値は約313℃にとどまり、過渡期間中の最小DNBRも約1.36である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える5.0×10^{-5}

（△Ｋ／Ｋ）／ｓとした場合、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,300℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,280℃であり、判断基準2,500℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.4図に示す。

反応度添加率と最小 DNBR の関係は、第2.2.2.5図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる最小 DNBR は、約1.36である。

反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第2.2.2.6図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる燃料中心温度の最高値は約2,280℃である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.2.3　結　　論

出力運転中の制御棒の異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、発電用原子炉は十分早く自動停止し、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.3　制御棒の落下及び不整合

2.2.3.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

制御棒の落下は、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし、防止対策が何らとられないとすると、減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため、発電用原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡変化が過大になる前に、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

制御棒の不整合は、炉心に挿入される制御棒クラスタバンクが挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの１本の制御棒クラスタが全引抜位置にある不整合な状態として考える。

この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数を大きくさせ、発電用原子炉の安全余裕を減少させる。

したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、発電用原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとら

れるようになっている。

(2)　防止対策

各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常、プラント炉心寿命中、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。

(3)　拡大防止対策

a．各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。

b．出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。

c．運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。

d．さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒クラスタ落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。

e．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　出力領域中性子束変化率高

(b)　中間領域中性子束高

(c)　出力領域中性子束高

(d)　原子炉圧力低

2.2.3.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、制御棒クラスタ落下による原子炉出力、熱流束、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、出力運転時の最小値である0（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／cm^3）とし、ドプラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。

ｃ．添加反応度は、定格出力運転中、引抜上端より制御棒クラスタ１本が落下した場合の最大値を上回る値として、-2.5×10^{-3}△Ｋ／Ｋをとり、瞬時に加わるものとする。

ｄ．制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と１次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。

ｅ．制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\triangle H}$）として、1.87を使用する。

ｆ．制御棒クラスタ不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタバンクＤが挿入限界に位置し、うち１本の制御棒クラス

タが全引抜位置にあるものとする。

(3)　解析結果

定格運転中、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、１次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小 DNBR の変化を第2.2.3.1図及び第2.2.3.2図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているので、原子炉出力及び熱流束は過渡変化の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び１次冷却材平均温度も減少するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の働きにより回復する。

この過渡変化中に最小 DNBR は熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ減少する。DNBR は、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ過渡変化中一定として計算しているが、この場合でも最小 DNBR は約1.31である。原子炉出力の最大値は約105％であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa である。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡変化発生の約69秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約71秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、発電用原子炉は自動停止する。最小 DNBR はこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。

また、制御棒クラスタ不整合の場合においては、最小 DNBR は約1.37である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止

状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.3.3　結　　論

上記の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒の落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きで定格出力へ復帰した場合でも、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒の不整合が生じた場合でも、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.4　原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

2.2.4.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により１次冷却材中に純水が注入され、１次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

プラント起動時のように発電用原子炉が停止状態にある場合

は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。

また、制御棒クラスタの手動制御時には「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が増加し、熱流束の増加及び１次冷却材温度の上昇によって、ＤＮＢＲの許容限界値に対する余裕が減少する。

しかし、このような過渡変化は、異常事態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子炉自動停止により安全に終止できる。

(2)　防止対策

ａ．ほう素希釈は、ある一定量の純水を１次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。

ｂ．希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈モードへの切換えと起動スイッチの操作という２段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくするように設計している。

ｃ．化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈

率を限定している。

(3)　拡大防止対策

a．化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水あるいは純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び充てんポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、１次冷却系への補給を停止する。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大温度△Ｔ高

2.2.4.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

１次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

(2)　解析条件

a．プラント起動時の異常な希釈

(a)　１次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた１次冷却系の有効体積を用いる。

(b)　１次冷却系への純水補給最大流量は、１次系補給水ポンプ２台運転時の全容量（82m^3／h）とする。

(c)　１次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度3,100ppm）で満たされているものとする。

(d)　「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余

裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

b．出力運転時の異常な希釈

(a)　1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。

(b)　1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量（57m^3／h）とする。

(c)　初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として2,100ppmとする。

(d)　反応度停止余裕は0.016△K／Kとする。

(3)　解析結果

a．プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約79分を要し、臨界に至るまでにさらに約19分を要する。したがって、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後、発電用原子炉はほう素の濃縮及び通常の運転操作により冷態停止状態に移行することができる。

b．出力運転時の異常な希釈

発電用原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿

入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、さらに希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約15分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

発電用原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ運転員が異常な状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び１次冷却材温度が上昇し、「過大温度△Ｔ高」信号により発電用原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率（約1.8×10^{-5}（△Ｋ／Ｋ）／ｓ）はこの解析で使用した範囲に含まれている。したがって、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇もわずかである。

異常の原因を除去し手動又は自動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.4.3　結　　論

プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、発電用原子炉が臨界になるまでに、運転員が警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失

われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、発電用原子炉は「過大温度△Ｔ高」信号により自動停止し、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1　原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.1.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に１次冷却材を駆動する１次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、２台の１次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものと考える。

この場合、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

１次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で全台のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がしゃ断された場合にも連続して外部の500kV 送電線より給電される構成とする。

(3)　拡大防止対策

ａ．１次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも１次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　１次冷却材流量低

(b)　１次冷却材ポンプ電源電圧低

(c)　１次冷却材ポンプ電源周波数低

2.3.1.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより１次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、出力運転時の最小値である0（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／㎤）とし、ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

ｃ．発電用原子炉の自動停止は、「１次冷却材流量低」信号によるものとする。

ｄ．１次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する１次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m^2を使用する。

ｅ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

自動制御運転の場合は、１次冷却材平均温度の上昇に伴って、

制御棒制御系は制御棒を挿入する方向に作用するが、その作動は無視する。

(3)　解析結果

１次冷却材ポンプ２台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小 DNBR 及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。１次冷却材流量の低下により過渡変化発生の約1.5秒後に「１次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.5秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小 DNBR は過渡変化発生の約3.4秒後に約1.60となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa である。

原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.1.3　結　　論

出力運転中に１次冷却材ポンプが２台停止した場合、残りの２台の１次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した１次冷却材ポンプの慣性と１次冷却材の慣性があるために、１次冷却材流量が急速に減少することはなく、炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問

題となることはない。

2.3.2　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

2.3.2.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

１次冷却材ポンプ３台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により１次冷却材が逆流しているので、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。

この過渡変化は、１次冷却材ポンプ１台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、過渡変化が過大となる場合はその前に原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

ａ．停止ループの１次冷却材ポンプを起動するときは、１次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの１次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。

ｂ．１次冷却材ポンプの制御装置は別々に設け、単一の故障又は

誤操作で複数のポンプが起動することがない設計としている。

c．高出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－８）の設定値（35%）以上）では、１次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却系の停止ループの誤起動は起こらない。

(3)　拡大防止対策

a．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

b．１次冷却材ポンプが１台停止状態で出力がパーミッシブ信号（Ｐ－８）設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「１次冷却材流量低」信号で発電用原子炉は自動停止する。

2.3.2.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度及び熱流束の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより、燃料温度を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲにより、ＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

a．ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は１ループ停止運転時の最大運転出力である70%とする。また、１次冷却材平均温度の初期値は70%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

b．停止している１次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中

の流量は20秒で定格流量に達するものとする。

c．減速材密度係数は、最大値である0.51（△K／K）／（g／cm^3）とする。

この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

d．ドプラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

e．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

f．停止ループの1次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高（高設定）」信号により発電用原子炉は自動停止する。

g．燃料中心温度の評価では、初期値はDNBRの評価で用いた値に定常誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。

(3)　解析結果

解析結果を、第2.3.2.1図に示す。原子炉出力は、過渡変化発生の約16.3秒後に「出力領域中性子束高（高設定）」信号のトリップ限界値まで上昇し、約16.8秒で制御棒クラスタが落下を開始することより急速に減少する。熱流束の最大値は定格値の約108%であり、最小DNBRは約1.29である。二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,240℃であり、判断基準2,590℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,230℃であり、判断基準2,500℃を下回っている。また、1次冷却材の炉心平均温度は、定格出力

時より低い値にしかならない。原子炉圧力の上昇は約0.9MPaである。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.2.3　結　　論

部分出力運転時に１次冷却系の停止しているループの１次冷却材ポンプを起動した場合でも、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.3　外部電源喪失

2.3.3.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。

具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、１次冷却材ポンプ、復水ポンプ及び主給水ポンプ等が自動停止し、１次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止す

る。また、補助給水設備、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

a．3号炉及び4号炉は500kV送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

b．500kV送電線2回線が停電した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は220kV 送電線2回線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。

c．所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。

d．多重化された直流負荷に給電する125V直流電源は各々独立した2系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、2系統の直流電源が失われることのないようにする。

e．計測制御用機器などは115V交流母線から供給する。この母線は独立する2つの125V直流電源及び440V非常用電源からインバータを通じて供給され、この115V交流母線の電圧が失われることがないようにする。

(3)　拡大防止対策

a．外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機2台を設ける。

このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線

の電圧低下で自動起動させる。

b．何らかの理由で制御棒駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスタは炉心内に重力により落下し、発電用原子炉は自動停止する。

2.3.3.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は１次冷却材ポンプが全台とも自動停止するので「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。１次冷却材流量が低下した後は、「2.3.4 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。

(2)　解析条件

「2.3.4 主給水流量喪失」及び「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

(3)　解析結果

最小 DNBR は約1.48である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.4MPa［gage］にとどまる。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することが

できる。

2.3.3.3　結　　論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、１次冷却材ポンプや蒸気発生器２次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.4　主給水流量喪失

2.3.4.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器２次側に給水し、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。

(3)　拡大防止対策

a．蒸気発生器１基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し、運転員の注意を喚起する。

b．蒸気発生器への主給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ２台を設け、以下の信号により自動起動する。

(a)　蒸気発生器水位低

(b)　すべての主給水ポンプトリップ

(c)　非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

c．さらに、タービン動補助給水ポンプ１台を設け、以下の信号により自動起動する。

(a)　４基のうち２基の蒸気発生器水位低

(b)　常用高圧母線２つの電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器２次側の蒸気により駆動する。

d．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　蒸気発生器水位低

(b)　原子炉圧力高

e．発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は、２次側の補

助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、１次冷却系が過大に熱膨脹及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

2.3.4.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び１次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力（定格値の102％）、加圧器保有水量は最大値（62％）、蒸気発生器水位は定格運転時設定水位とする。

ｂ．崩壊熱は、ａ項の初期原子炉出力で無限時間運転した場合を考える。

ｃ．発電用原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、１次冷却材は、１次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

ｄ．電動補助給水ポンプ１台が原子炉トリップ１分後に自動起動し、４基の蒸気発生器に合わせて125m^3／ｈの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。

ｅ．タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。

ｆ．原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、

以下の２ケースに分けて解析を実施する。

(a)　原子炉圧力の評価では、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるように、それぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(b)　加圧器水位の評価では、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は１次冷却材の膨脹が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(3)　解析結果

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第2.3.4.1図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約25秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約27秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。

原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安全弁の作動により最大約17.4MPa［gage］にとどまる。蒸気発生器水位は主給水喪失と、原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また１次冷却材ポンプは停止するが、１次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。１次冷却材平均温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり１次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少に向う。

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約52秒後に

「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に達し、約54秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。加圧器保有水量の最大値は約44m^3(加圧器容積の約83%)であり、加圧器は満水になることはない。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.4.3 結　　論

このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.5 蒸気負荷の異常な増加

2.3.5.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(2) 防止対策

負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%／minのランプ状負荷変化に追随できる。また、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変

化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大出力△Ｔ高

(c)　過大温度△Ｔ高

2.3.5.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の４ケースに分けて解析する。

ケースＡ：手動運転、サイクル初期

ケースＢ：手動運転、サイクル末期

ケースＣ：自動運転、サイクル初期

ケースＤ：自動運転、サイクル末期

ｃ．減速材密度係数はサイクル初期では0（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／cm^3）とし、サイクル末期では最大値である0.51（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／cm^3）とする。

ｄ．ドプラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

ｅ．発電用原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち１個が全開になり、蒸気流量が10％急増するものとする。

(3)　解析結果

ケースＡにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、１次冷却材平均温度が大幅に減少するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

ケースＢにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きいが、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

ケースＣ及びケースＤの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、１次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果になる。

ケースＣの解析結果を第2.3.5.1図に示し、ケースＤの解析結果を第2.3.5.2図に示す。ケースＣの最小DNBRは約1.57であり、

ケースＤの最小 DNBR は約1.58である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa 以下である。

いずれの場合にも原子炉出力は約111％を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

異常原因を除去し手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.5.3　結　　論

このような厳しい解析条件のもとでの過渡変化に対しても、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.6　２次冷却系の異常な減圧

2.3.6.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の２次冷却系の弁が誤開放し、１次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大温度△Ｔ高

(c)　過大出力△Ｔ高

(d)　原子炉圧力低

(e)　非常用炉心冷却設備作動

ｃ．主給水による１次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「１次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

ｄ．炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。

(a)　原子炉圧力低

(b)　主蒸気ライン圧力低

e．主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。

f．化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

2.3.6.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。

さらに、炉心出力分布を核設計計算コードＡＮＣにより求め、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

a．発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着したときの値として0.016△Ｋ／Ｋとする。１次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最小濃度として0ppmを仮定する。

b．解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、１次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すよう

に密度の関数として与える。また、ドプラ出力係数による反応度効果は、第2.3.6.2図に示すように出力の関数として与える。

c．１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ291.7℃及び15.41MPa［gage］とする。

d．タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等２次冷却系の弁のうち、減圧効果が最大となる弁が１個全開するものとする。

蒸気の放出量は、8.17MPa［gage］にて440ｔ／ｈとする。

e．DNBR の評価では、１台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度3,100ppm のほう酸水を１次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び１次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

f．蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバは、１次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

g．外部電源はあるものとする。

外部電源によって１次冷却材ポンプの運転が継続され、１次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

h．「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う

ものとする。

ｉ．DNBRの評価には、Ｗ－３相関式[1]を使用する。

(3)　解析結果

高温停止状態において１個の２次冷却系の弁から蒸気が放出された場合のＤＮＢＲ評価の解析結果を第2.3.6.3図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器２次側及び１次冷却系は減圧冷却され、発電用原子炉は臨界に達する。しかし、「原子炉圧力低」信号による非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値に約160秒で達することにより非常用炉心冷却設備が作動し、ほう酸水が炉心に到達し「原子炉圧力低」の非常用炉心冷却設備作動信号発信から10分後の時点で補助給水を停止する操作を行うことにともない発電用原子炉は未臨界となり、過渡変化は安全に終止する。熱流束は最大で約7%であり、最小ＤＮＢＲは約3.5である。また、原子炉圧力の観点では、2台の高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

発電用原子炉が未臨界になった後、異常原因を除去し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.6.3　結　　論

解析結果より明らかなように、この過渡変化によって発電用

原子炉は、一時的に臨界となるが、熱流束の上昇はわずかであり、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.7　蒸気発生器への過剰給水

2.3.7.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、１次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。

b．蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発し、運転員の注意を喚起する。

c．「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び隔離弁を全閉する。

d．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大温度△Ｔ高

(c)　過大出力△Ｔ高

(d)　タービントリップ

2.3.7.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度、蒸気発生器水位及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

a．初期原子炉出力は定格出力とする。

b．減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の0.51(△Ｋ／Ｋ)／(ｇ／cm^3)とし、ドプラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。

この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。

c．主給水制御弁が１個全開し、蒸気発生器１基に定格流量の230％で、給水されるものとする。

d．「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって発電用原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止する。

(3)　解析結果

解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器２次側への過剰給水によって、１次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡変化発生の約34秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き発電用原子炉は約35秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小 DNBR は約1.65である。また、原子炉出力の上昇は約107％にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPa である。

主給水及び発電用原子炉の停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.7.3　結　　論

蒸気発生器２次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、

燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.4　原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

2.4.1　負荷の喪失

2.4.1.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－７）の設定値以下）を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通って復水器へ導かれ、１次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、１次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終止できる。

定格負荷の約50％以下の負荷喪失の場合は、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の作動により、プラントは自動停止することなく安全に追従できる。

定格負荷の約50％より大きい負荷喪失の場合は、タービン及び発電用原子炉は直接自動停止することはないが、もし発電用原子炉の運転条件が乱されて、原子炉保護設備の設定値に達すれば発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

負荷喪失後、タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して１次冷却系の除熱を確保するとともに、発電用原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位

高」、「過大温度△Ｔ高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合１次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の作動により防止できる。

(2)　防止対策

３号炉及び４号炉は、500kV 送電線２回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この２回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(3)　拡大防止対策

ａ．タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－７）の設定値以下）を除き、直ちに発電用原子炉も自動停止する。

ｂ．タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、１次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、２次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、２次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、１次冷却系の冷却を確保する。

ｃ．１次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、１次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。

ｄ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止す

る。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　原子炉圧力高

(b)　加圧器水位高

(c)　過大温度△Ｔ高

2.4.1.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は、ＤＮＢＲの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、出力運転時の最小値である0（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／cm^3）とし、ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

ｃ．１次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。

ｄ．加圧器の圧力抑制効果については、以下の２つの場合を考慮する。

(a) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合の減圧効果はＤＮＢＲ低下の点で厳しくなる。

(b) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

ｅ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、ＤＮＢＲ低下及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

(3) 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約9秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約11秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約1.73である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は、加圧器逃がし弁が作動後さらに上昇し、加圧器安全弁が作動することにより、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、２次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により１次冷却系の除熱がなされる。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この間

の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.9MPa［gage］にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.5MPa［gage］にとどまる。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.4.1.3　結　　論

負荷の喪失が起こった場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、１次冷却系は過圧されることはない。さらに、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、1次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇を抑えることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.2　原子炉冷却材系の異常な減圧

2.4.2.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、１次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想

定する。

具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁１個が全開するものと考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　過大温度△Ｔ高

(b)　原子炉圧力低

2.4.2.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出

力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、0（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／cm^3）とする。

原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのＤＮＢＲの値は実際よりも厳しくなる。

ｃ．ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

ｄ．１次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁１個の定格容量の120％とする。

ｅ．制御棒制御系は自動制御されているものとする。

この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

ｆ．出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平たん化されるので、この仮定によるＤＮＢＲの解析は実際よりも厳しい結果を与える。

(3)　解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及び最小ＤＮＢＲの解析結果を第2.4.2.1図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、過渡変化発生の約56秒後に原子炉圧力低下に伴

う「過大温度△Ｔ高」信号のトリップ限界値に到達し、約62秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止し、最小ＤＮＢＲは、約1.55である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作により冷態停止状態に移行することができる。

2.4.2.3　結　　論

この過渡変化が生じても、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.3　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.4.3.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が１次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、２次冷却系との出力の不一致によって１次冷却系が冷却される現象として考える。

非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤動作する場合でも、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。

また、原子炉トリップ後も高圧注入ポンプにより１次冷却系にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、高圧注入ポ

ンプの締切圧力が低く加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

a．非常用炉心冷却設備は

(a)　原子炉圧力低

(b)　主蒸気ライン圧力低

(c)　原子炉格納容器圧力高

により自動作動するが、各信号の論理構成は多重構成としており、不必要な作動を防止している。

b．運転員による手動作動に対しても、不注意な作動の可能性を小さくするように設計している。

(3)　拡大防止対策

a．「非常用炉心冷却設備作動」信号により発電用原子炉は自動停止する。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　原子炉圧力低

c．１次冷却系の過圧防止のため、高圧注入ポンプの締切圧力を低くしている。

2.4.3.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度、蒸気流量及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

a．初期原子炉出力は定格出力とする。

b．減速材密度係数は、0（△K／K）／（g／cm^3）とする。

c．ドプラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

d．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒が引き抜かれ過渡変化を和らげる。

e．発電用原子炉が出力運転中に、2台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度3,100ppm のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

f．発電用原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3)　解析結果

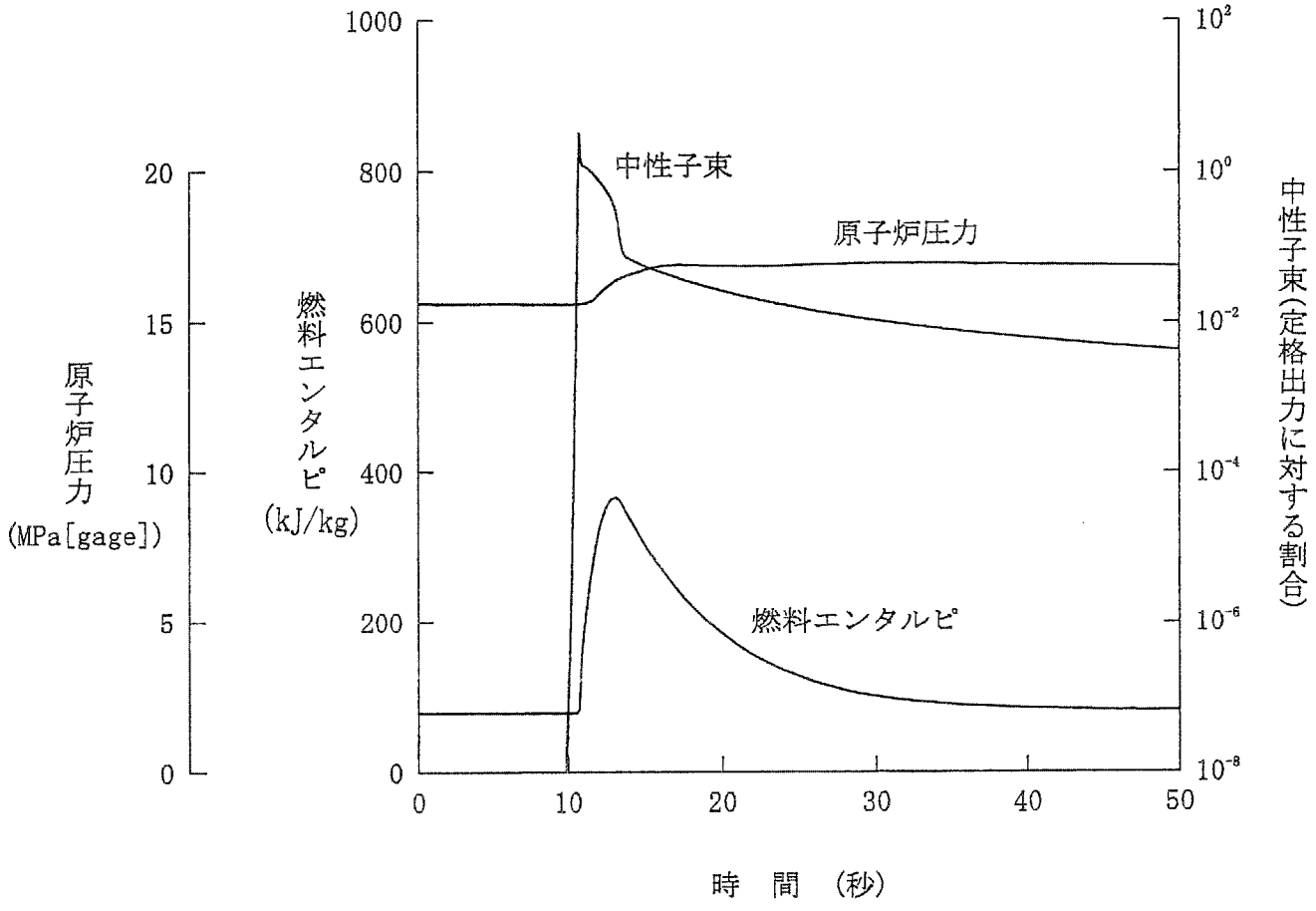
解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。タービン負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量及び原子炉圧力を低下させる。発電用原子炉は過渡変化発生の約85秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約87秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小ＤＮＢＲは初期値を下回ることはない。

原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計するため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

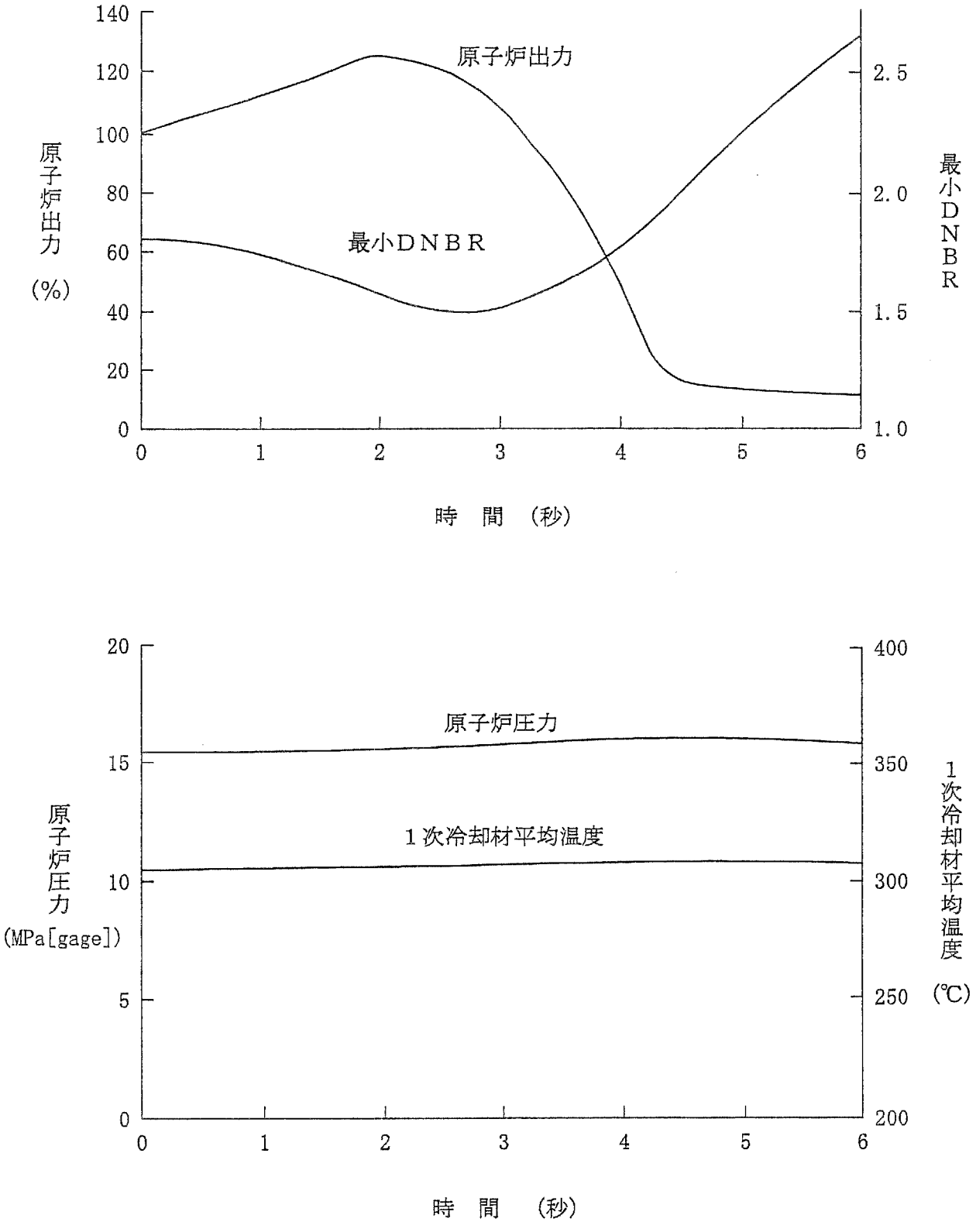
原子炉停止後、異常原因を除去し、２次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.3.3　結　　論

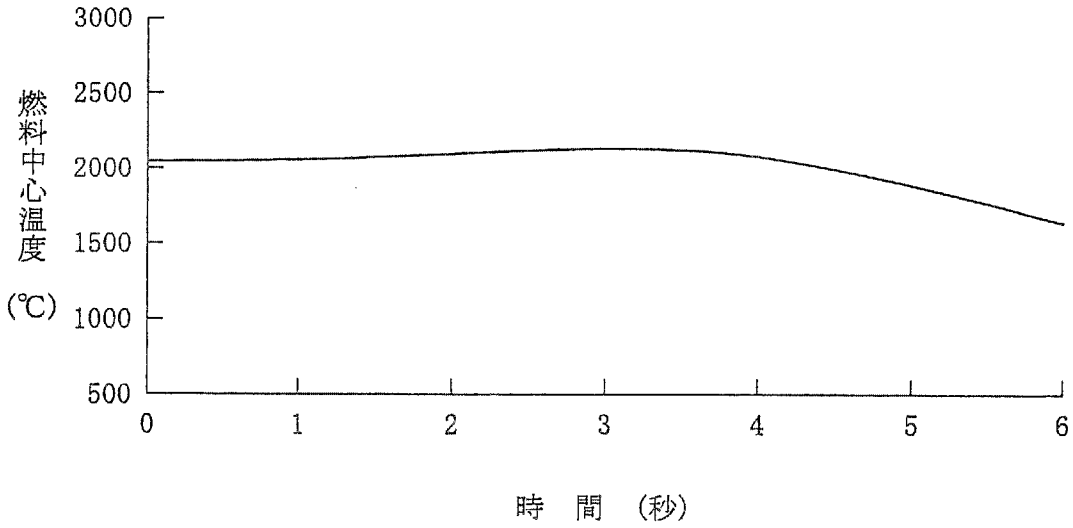
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動が起こり、直ちに発電用原子炉が自動停止しない場合でも、最小ＤＮＢＲは初期値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。



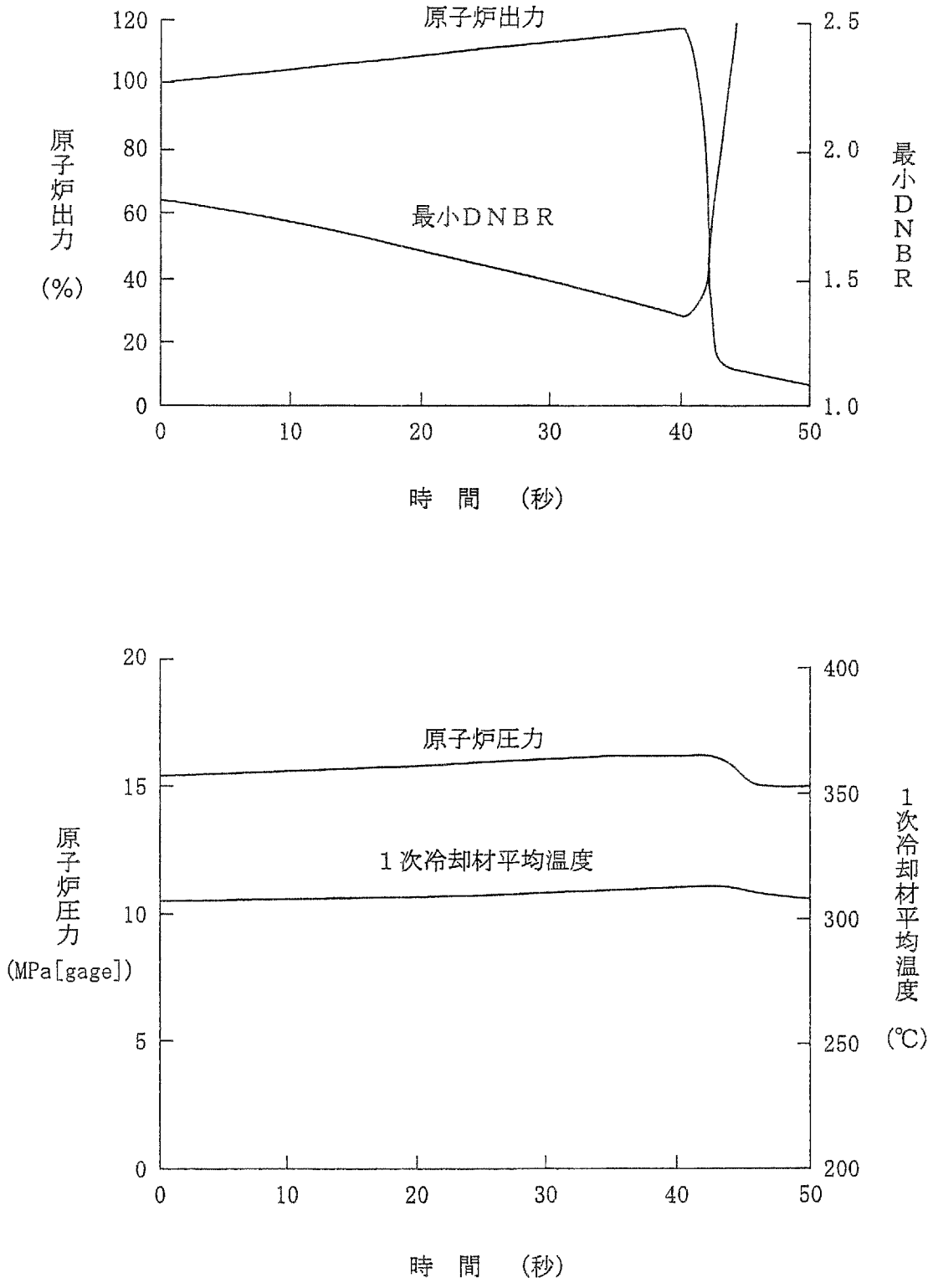
第2.2.1.1図　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



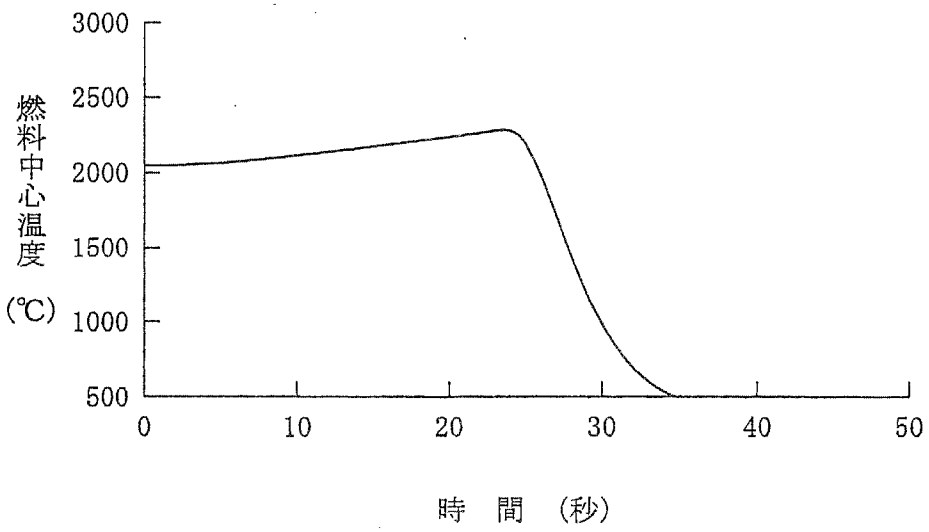
第2.2.2.1図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－速い引き抜きの場合(1)



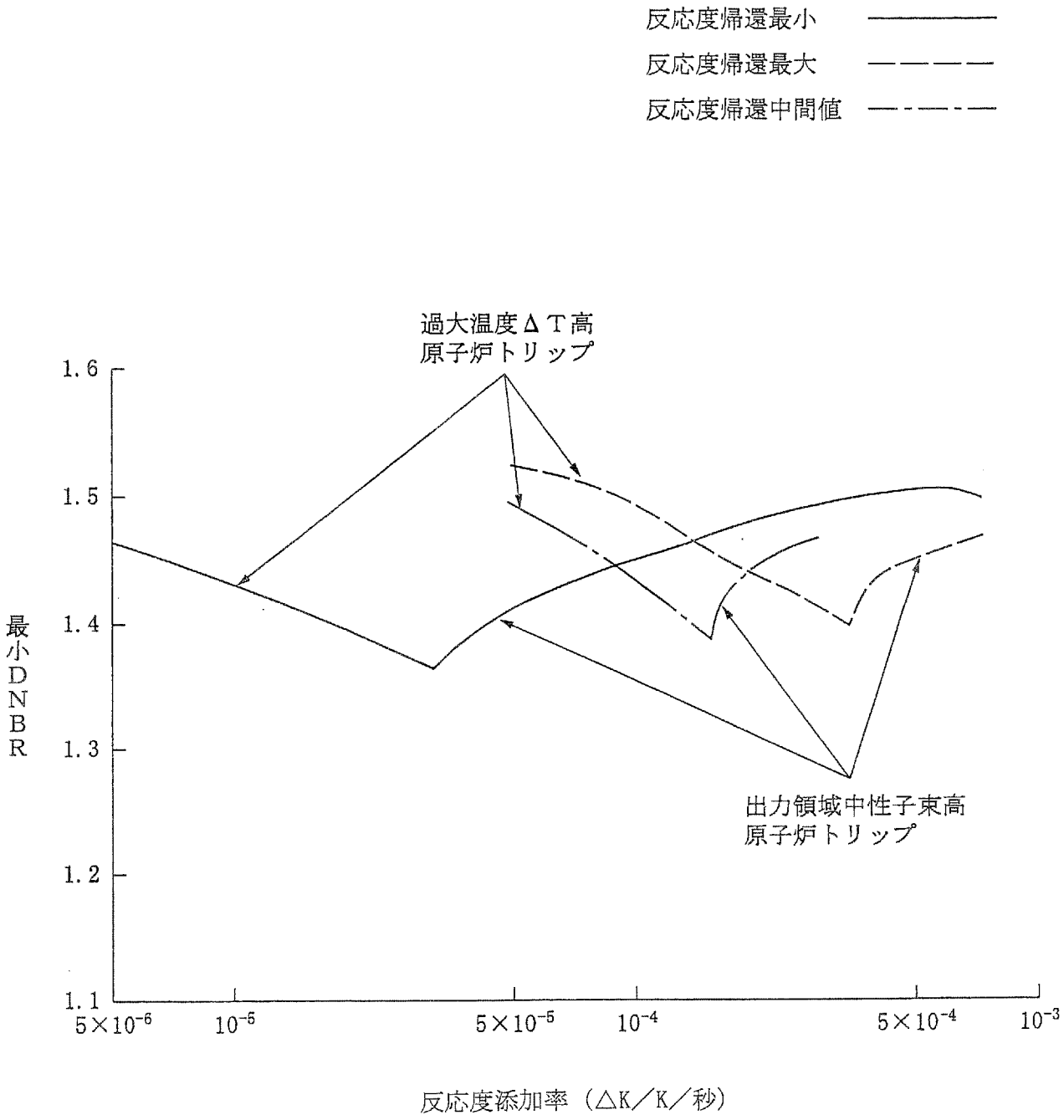
第2.2.2.2図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－速い引き抜きの場合(2)



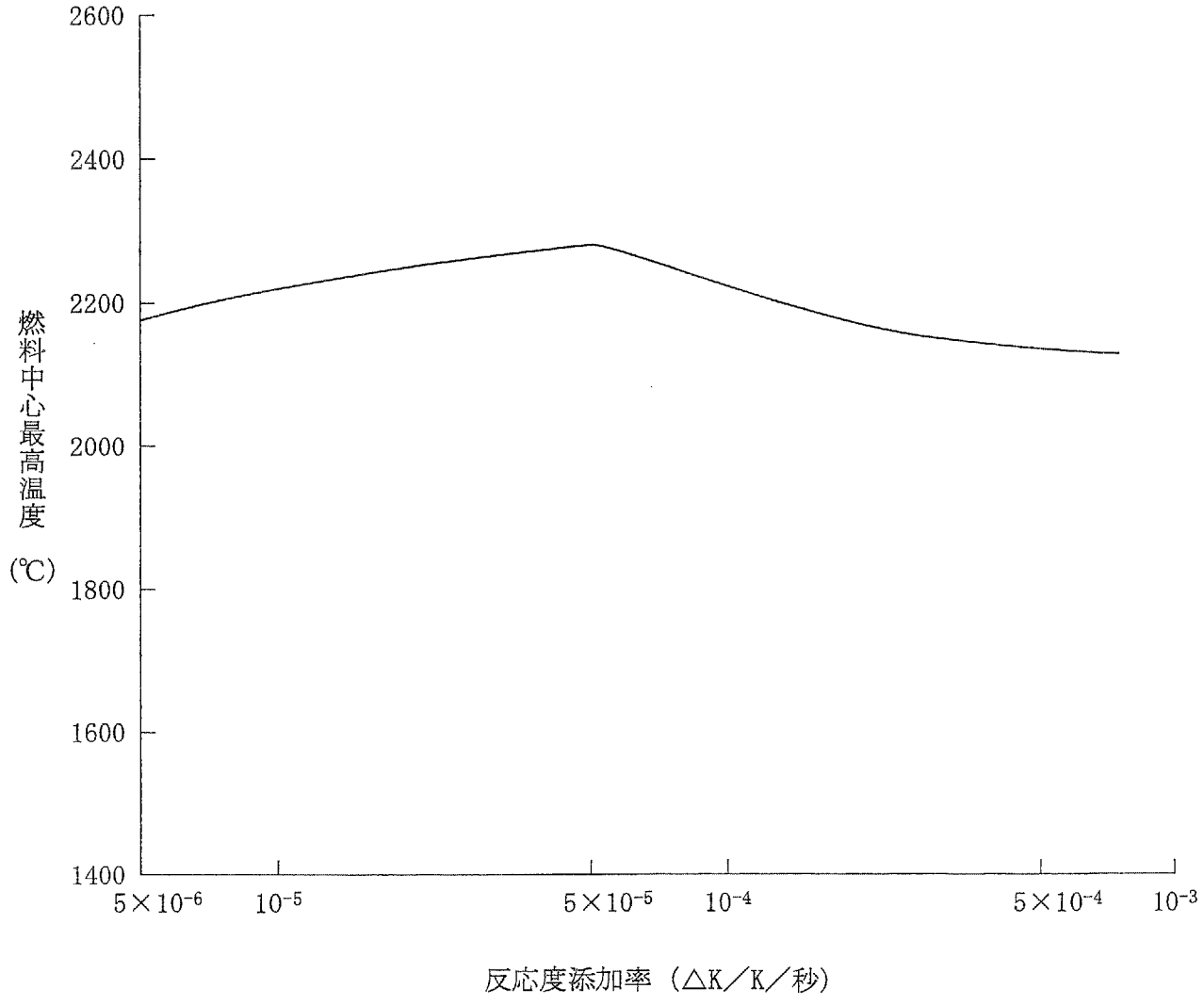
第2.2.2.3図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－遅い引き抜きの場合(1)



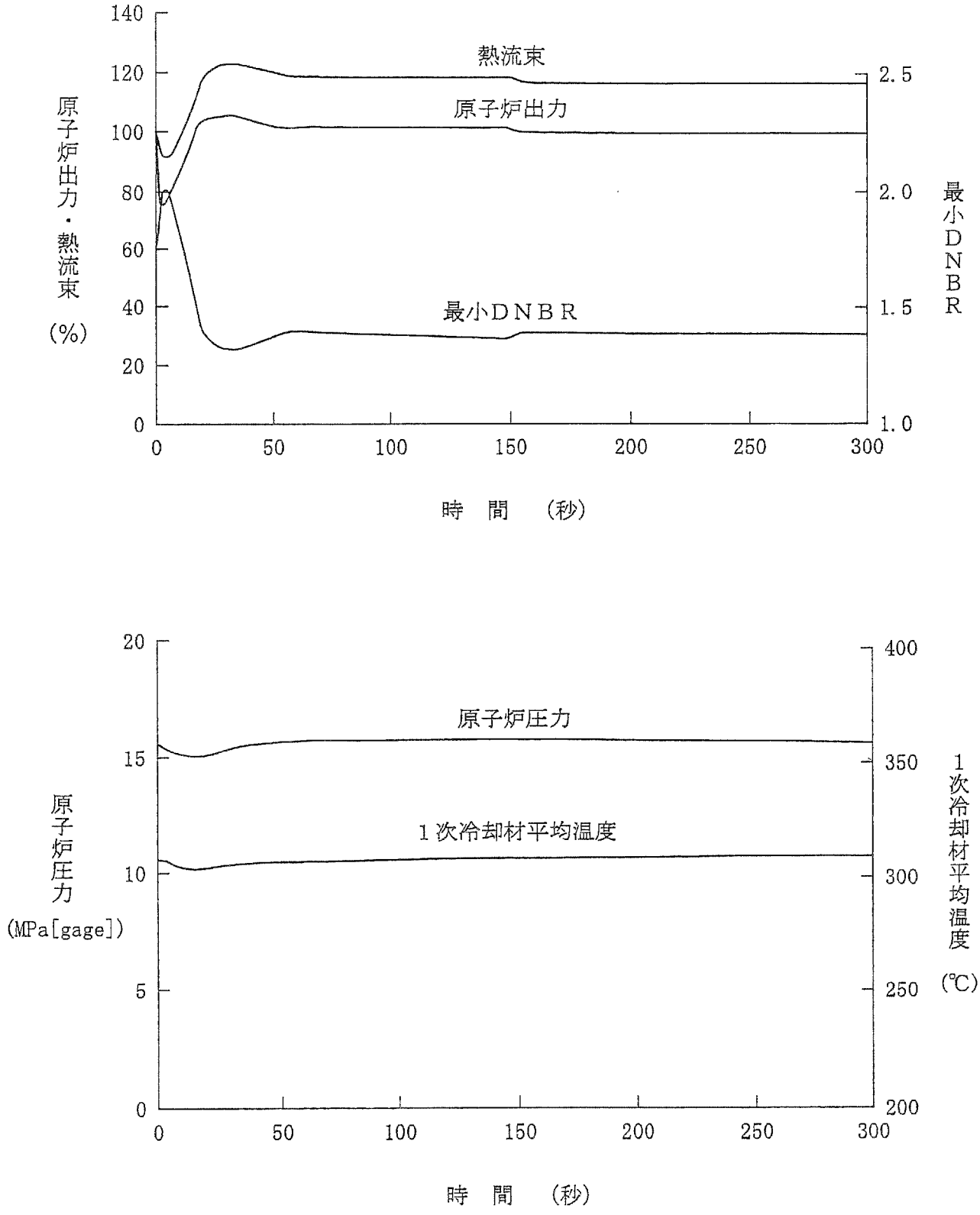
第2.2.2.4図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－遅い引き抜きの場合(2)



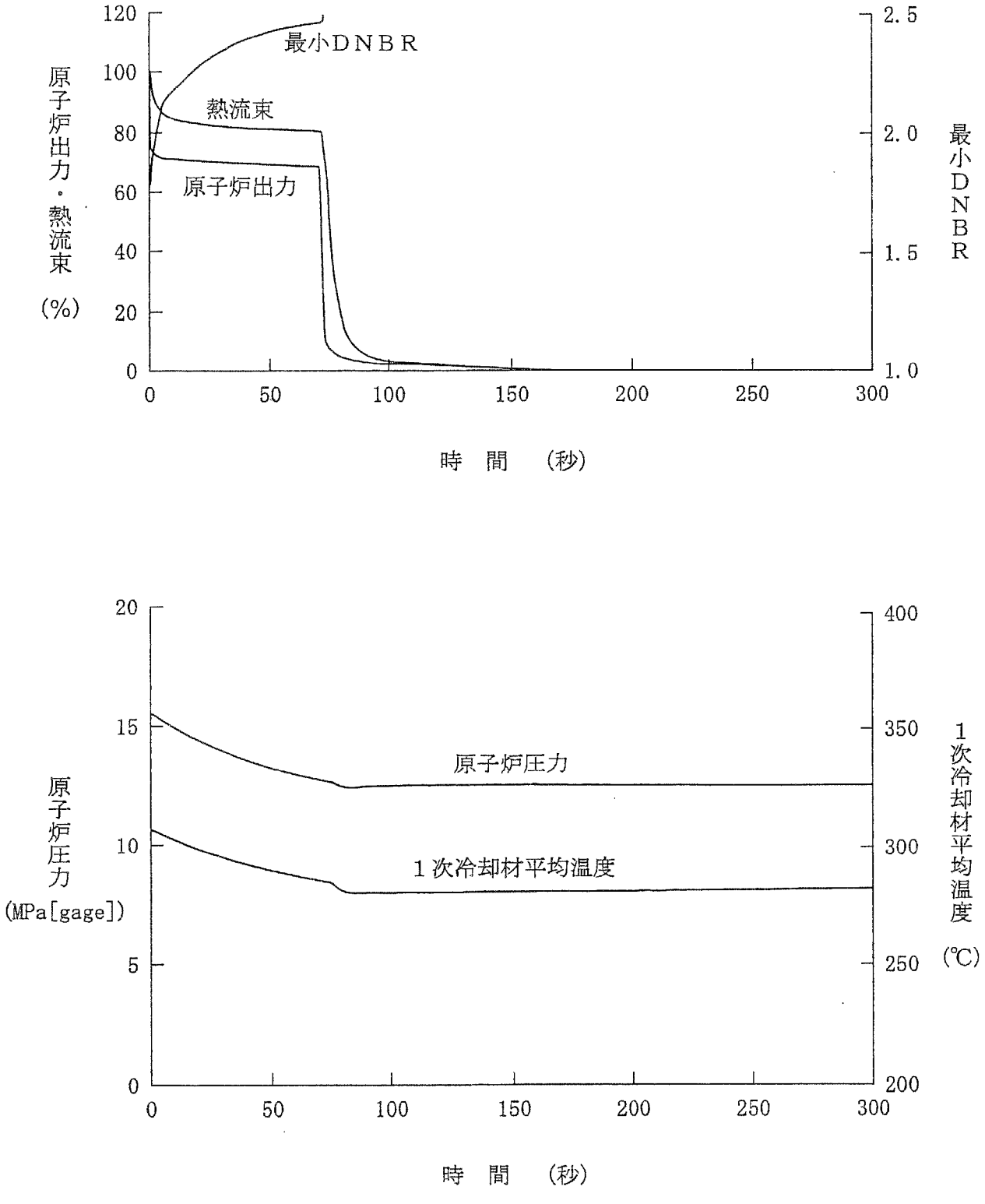
第2.2.2.5図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



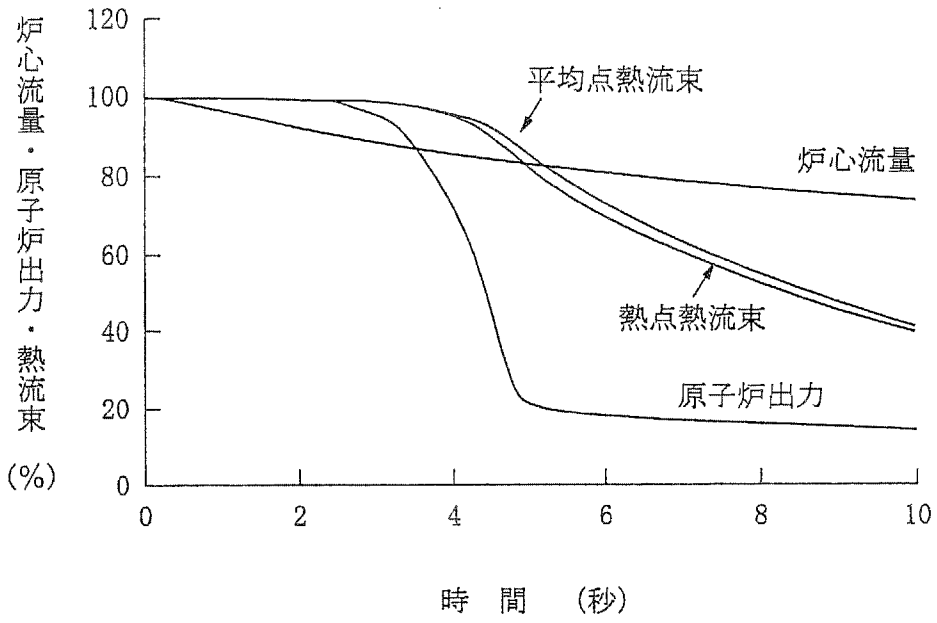
第2.2.2.6図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

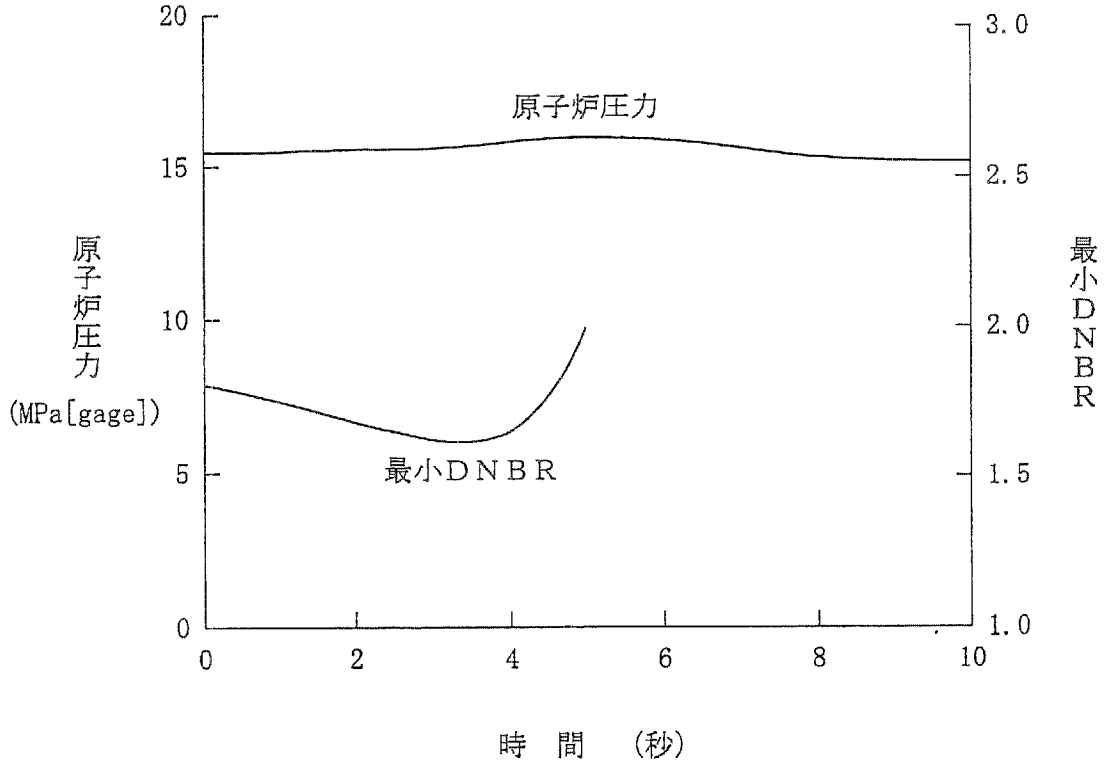


第2.2.3.1図　制御棒の落下－制御棒クラスタ自動制御運転

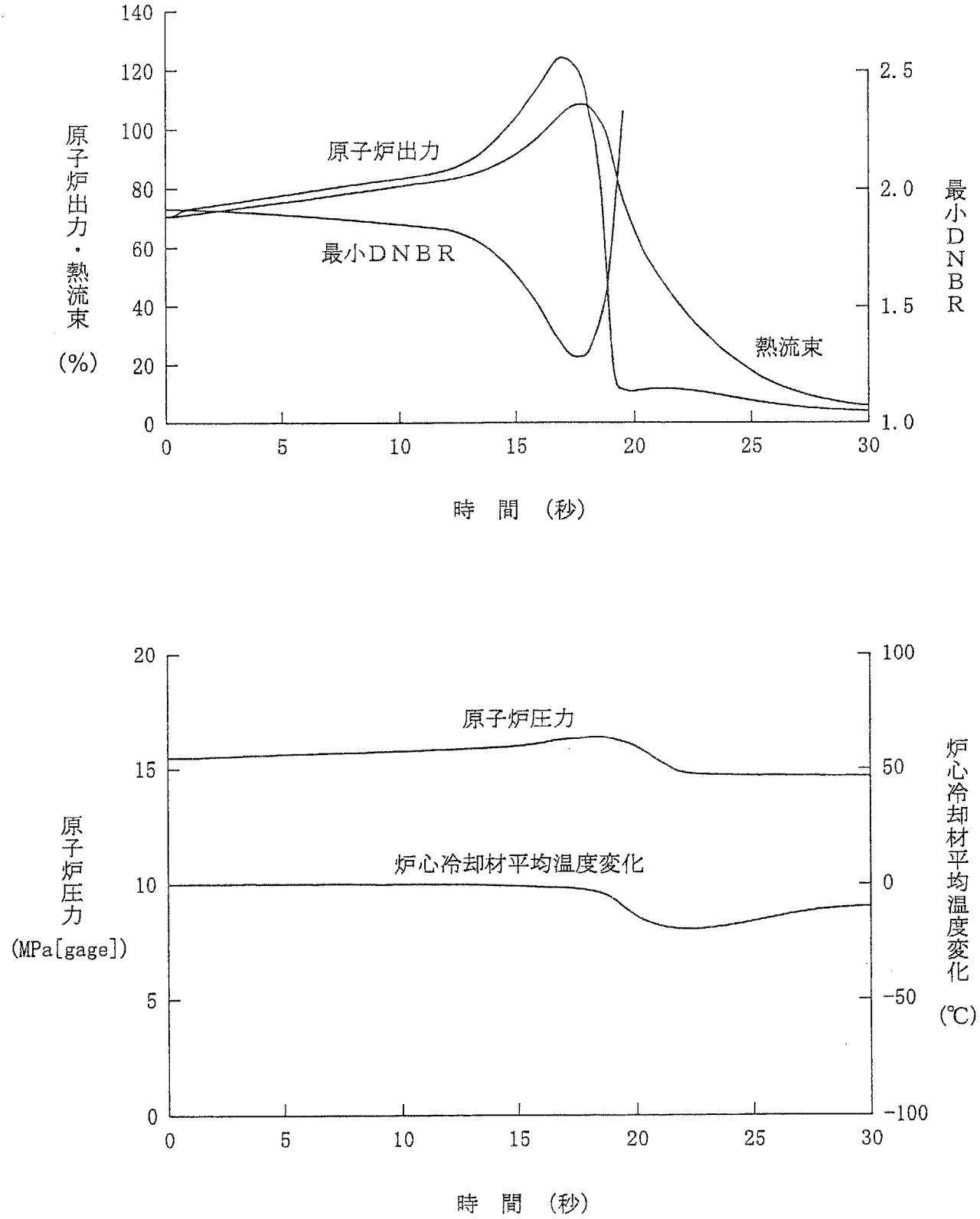


第2.2.3.2図　制御棒の落下－制御棒クラスタ手動制御運転

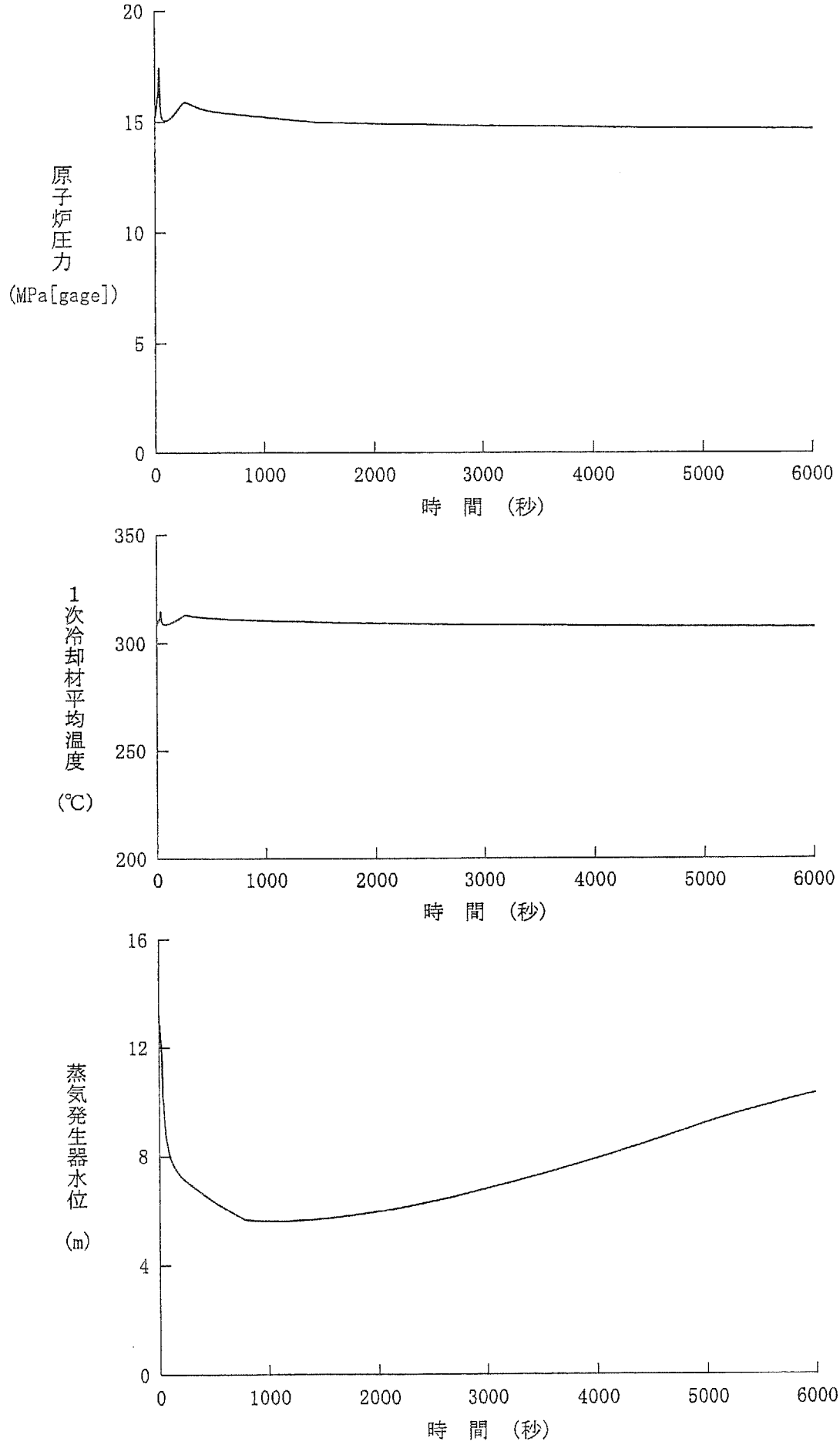




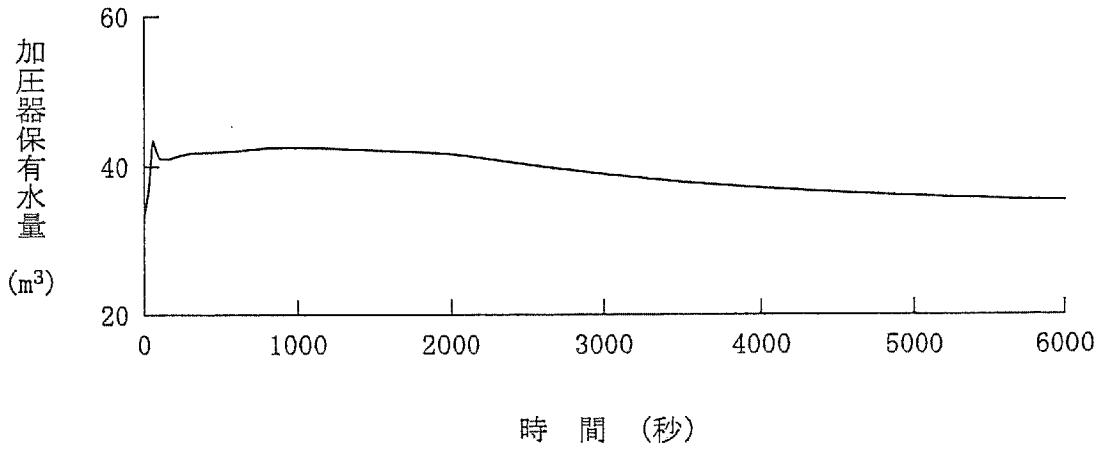
第2.3.1.1図　原子炉冷却材流量の部分喪失



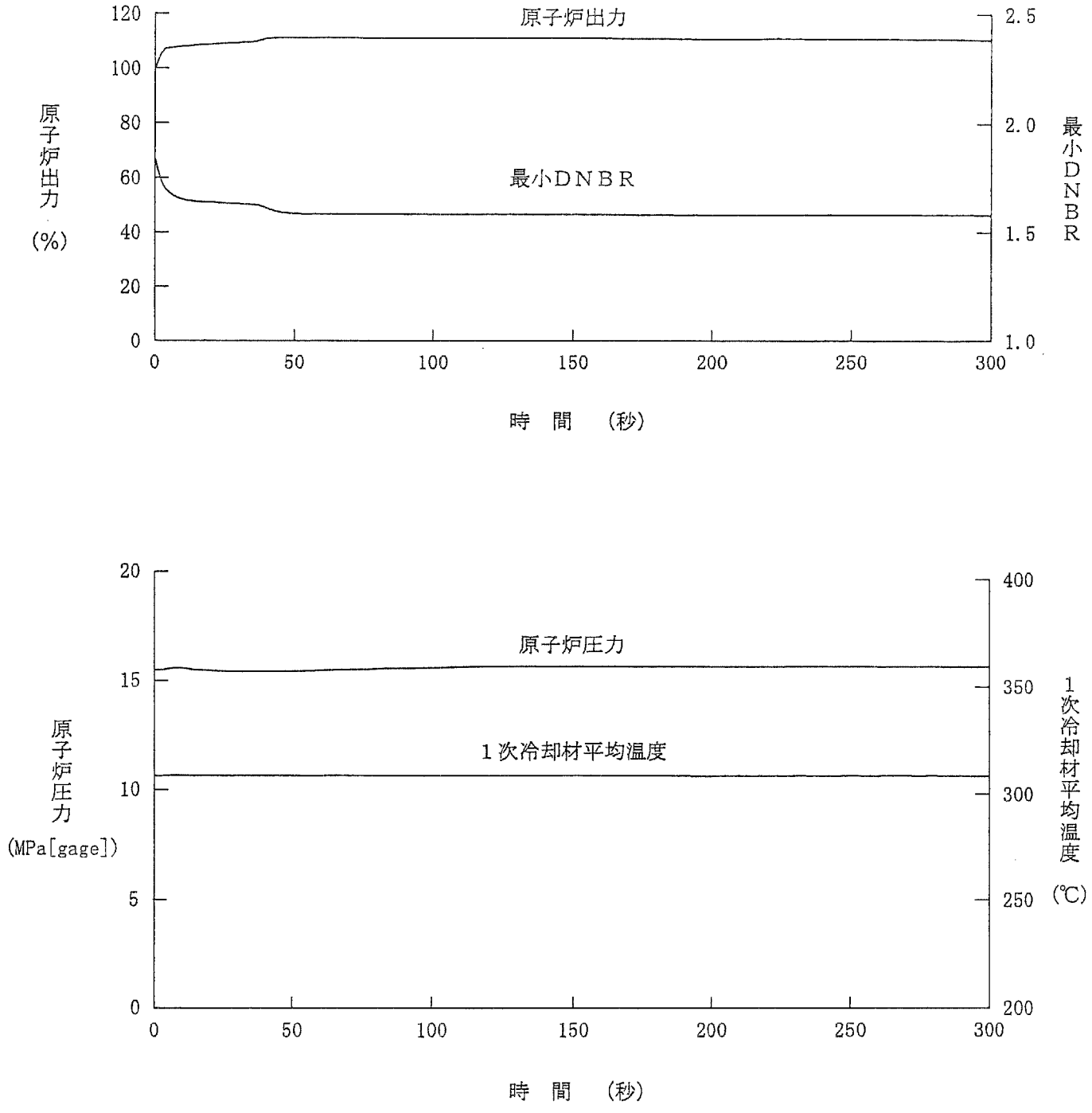
第2.3.2.1図　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



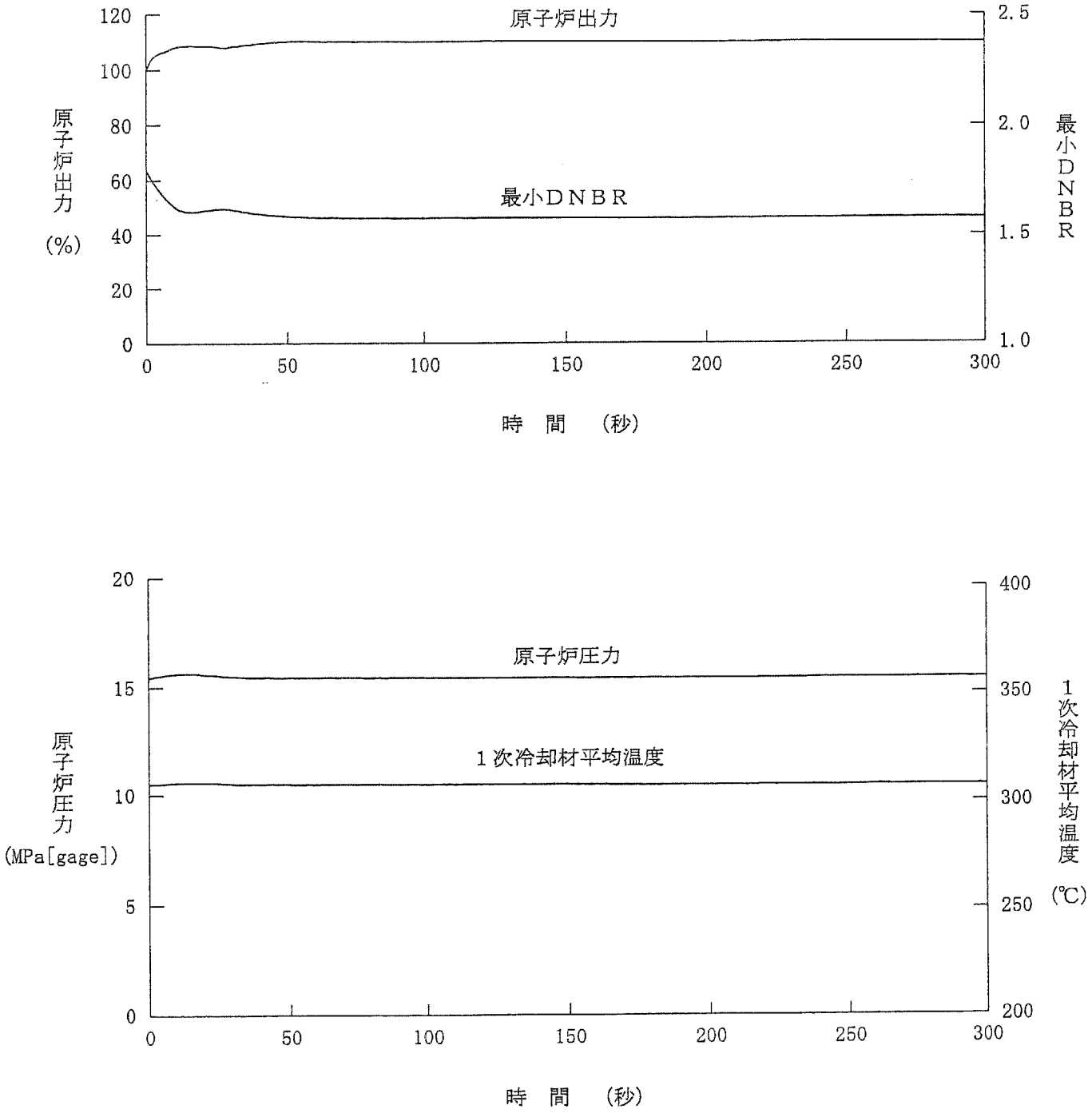
第2.3.4.1図　主給水流量喪失(1)



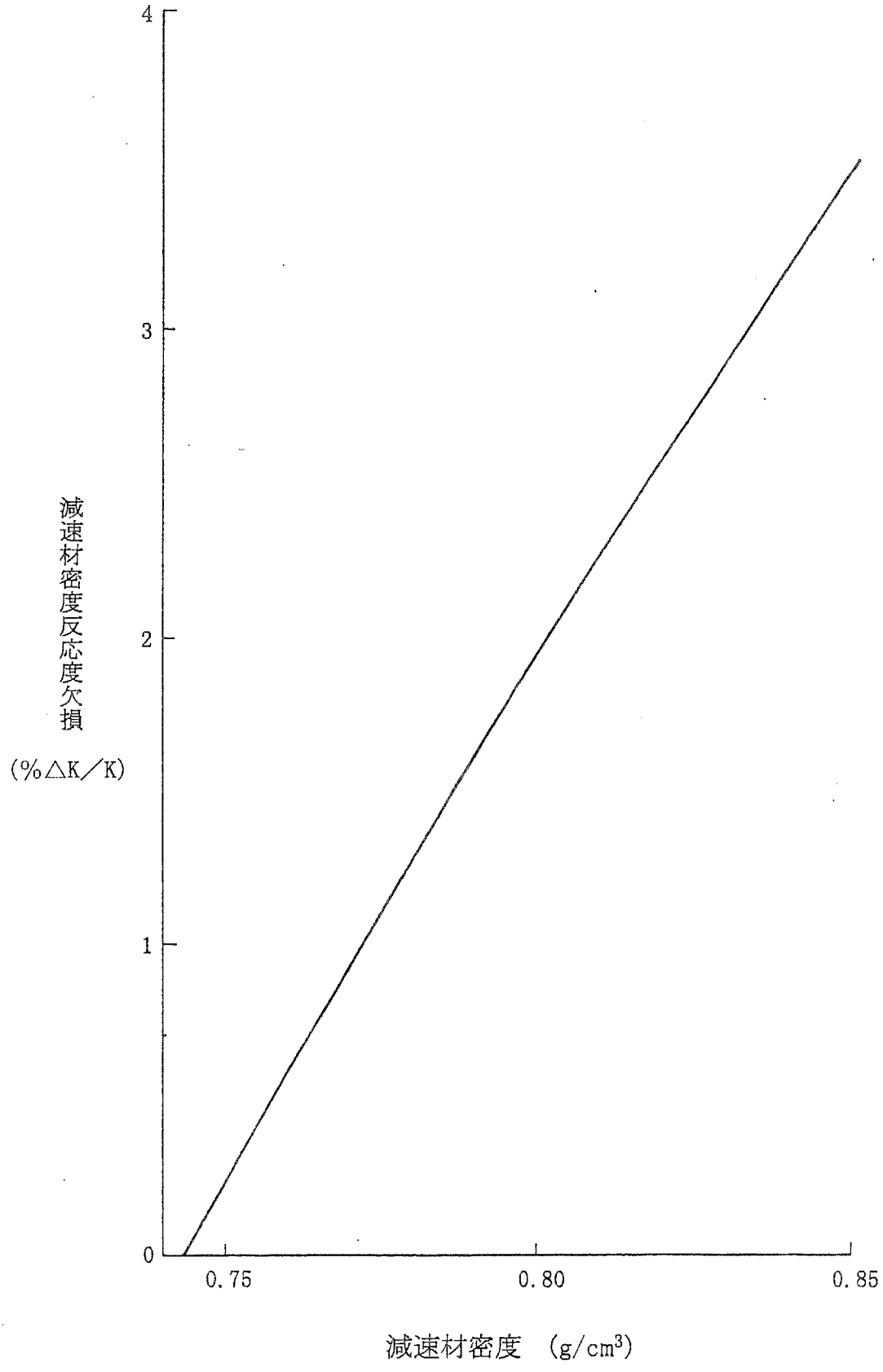
第2.3.4.2図　主給水流量喪失(2)



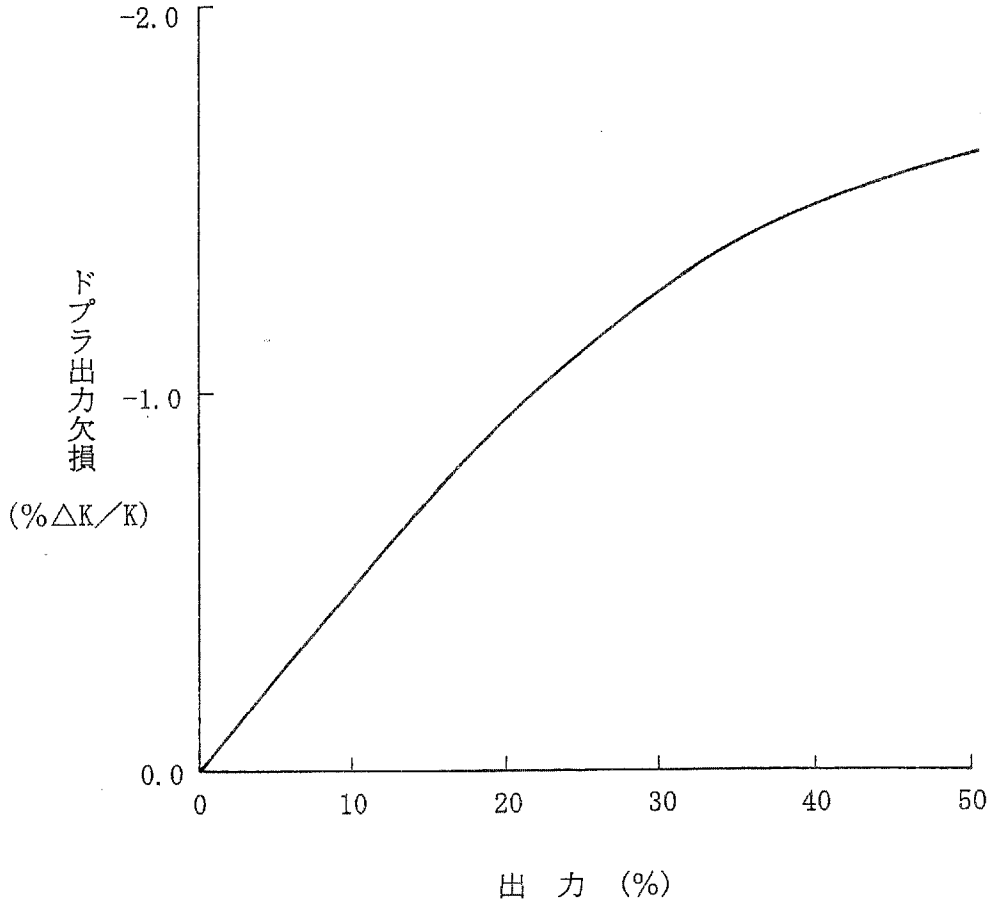
第2.3.5.1図　蒸気負荷の異常な増加－ケースＣ
（自動運転・サイクル初期）



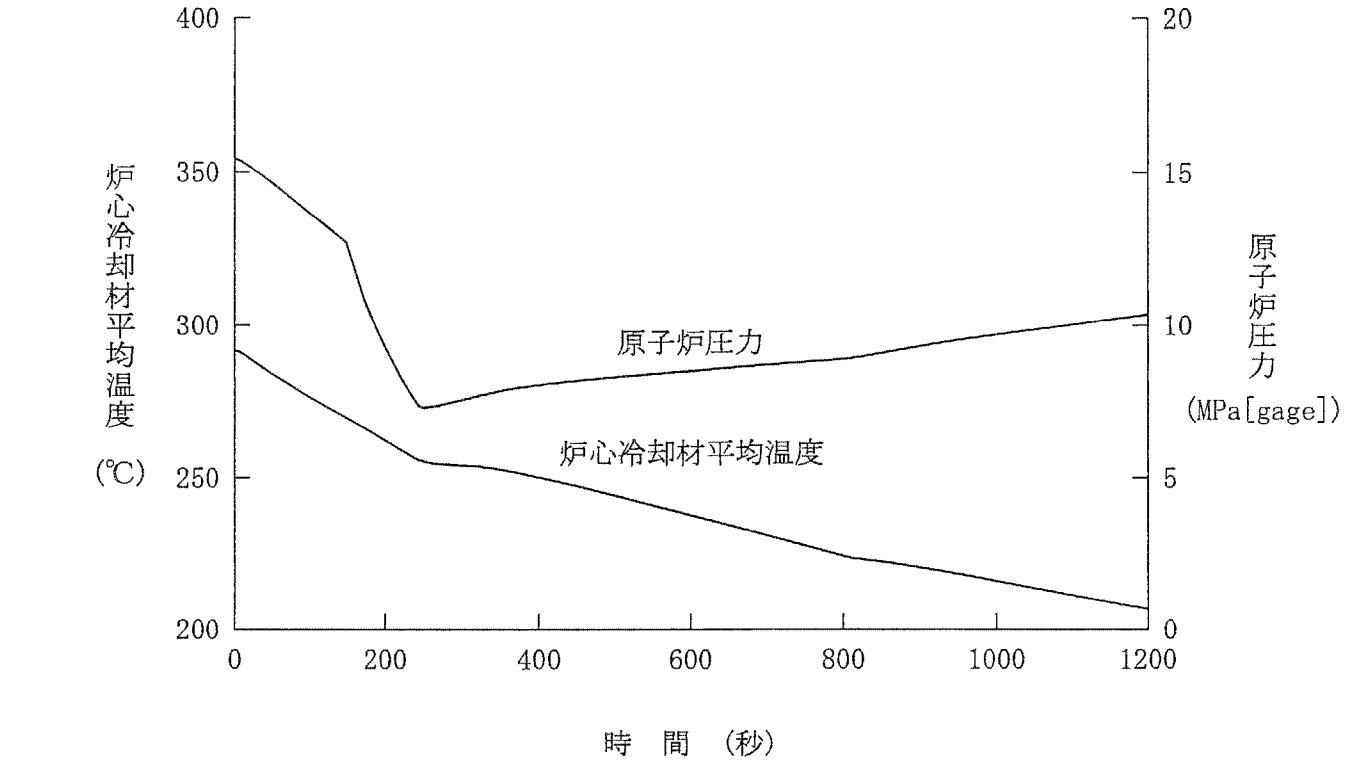
第2.3.5.2図　蒸気負荷の異常な増加－ケースＤ
（自動運転・サイクル末期）

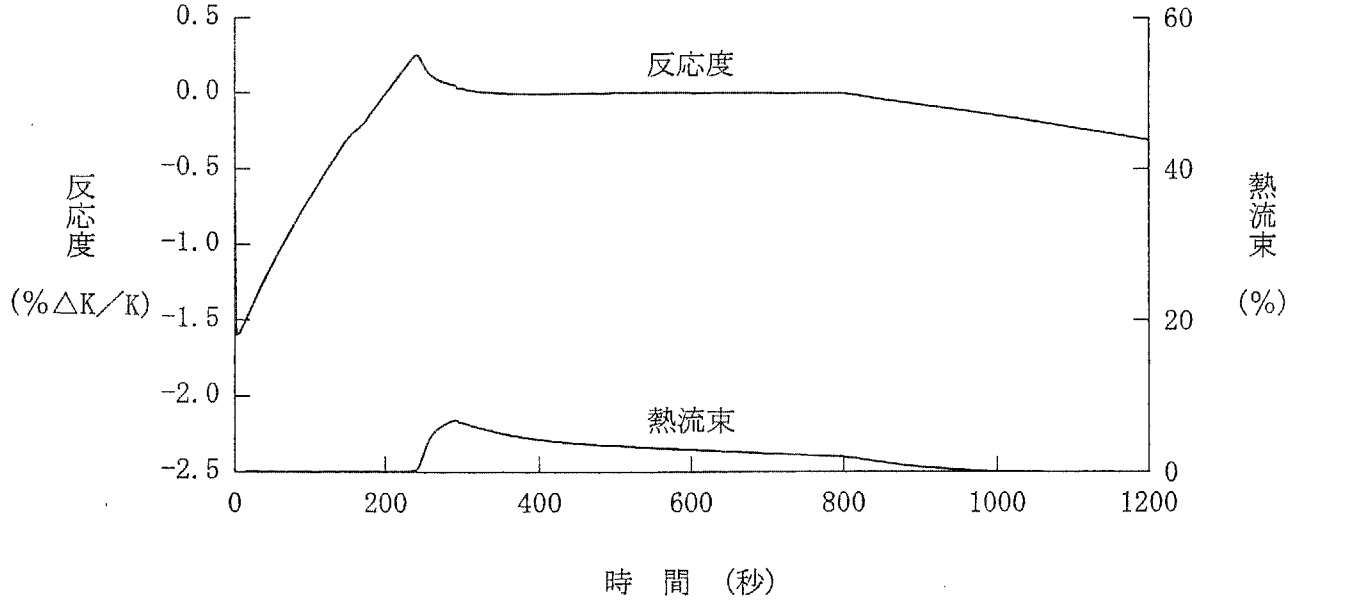


第2.3.6.1図　解析に使用した減速材密度反応度欠損

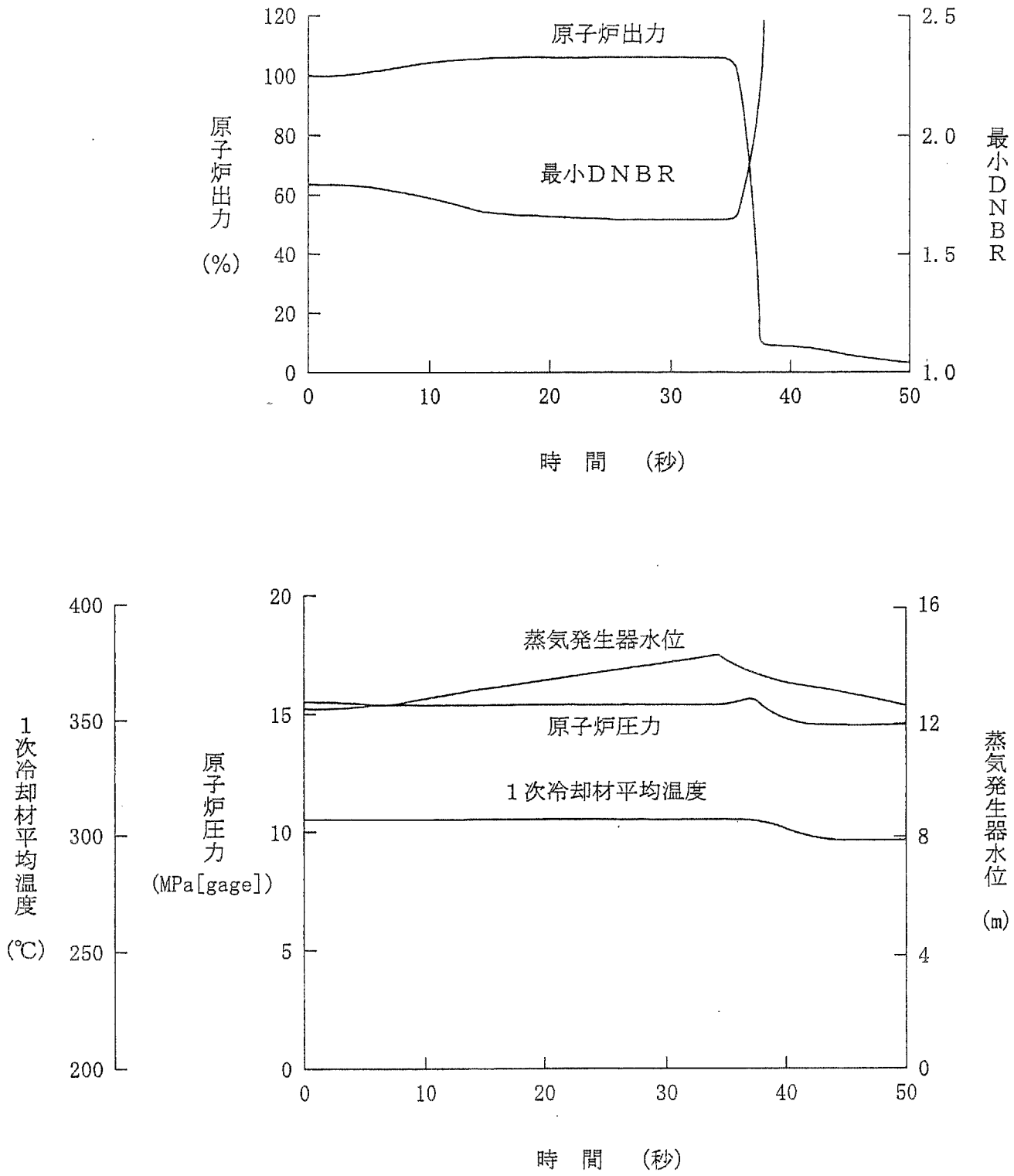


第2.3.6.2図　解析に使用したドプラ出力欠損

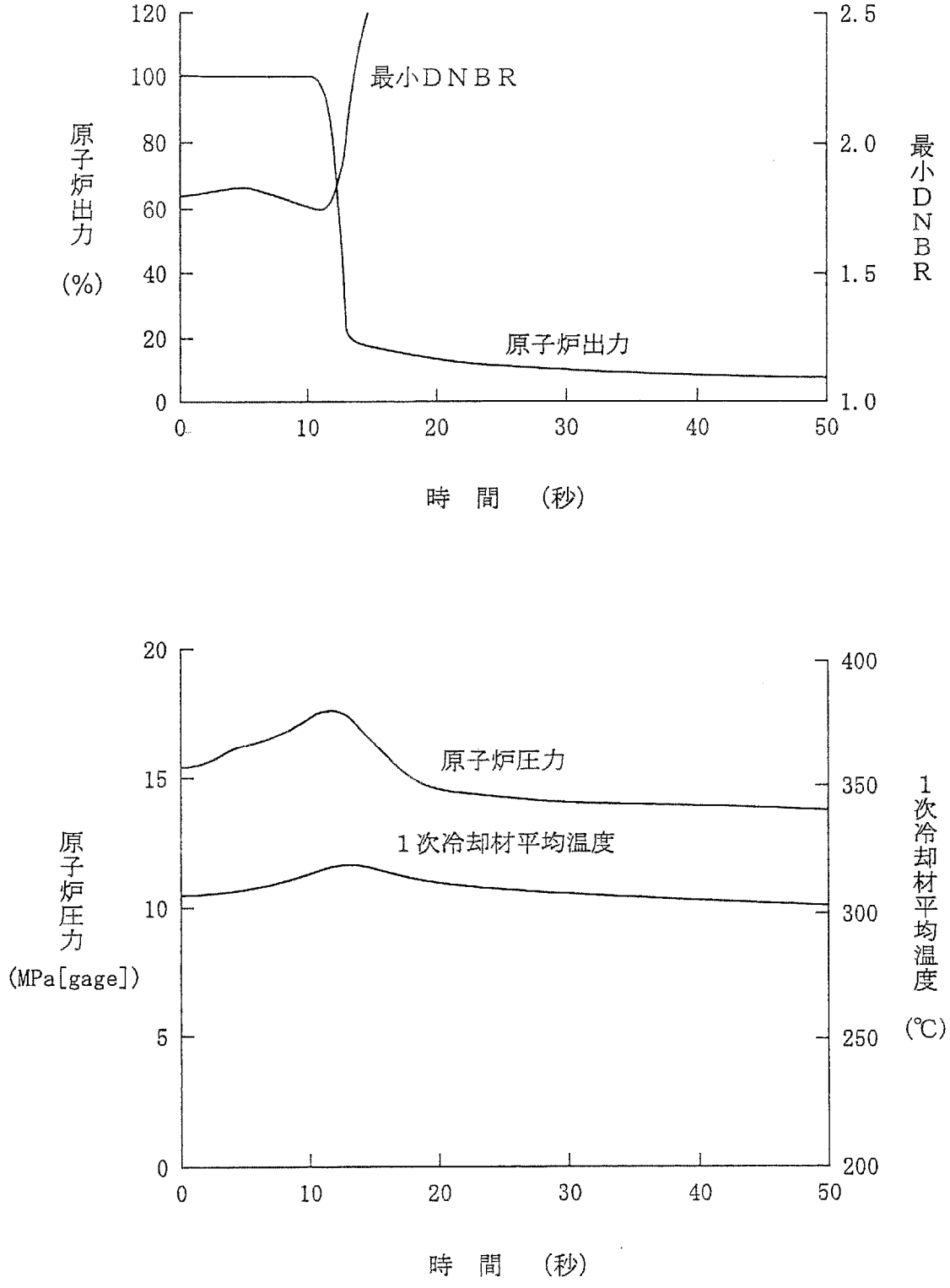




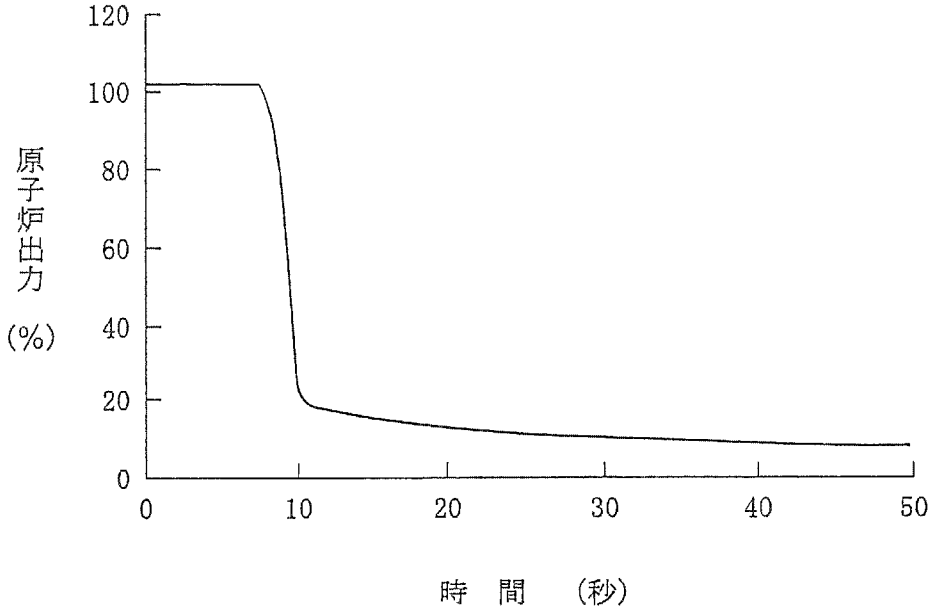
第2.3.6.3図　２次冷却系の異常な減圧

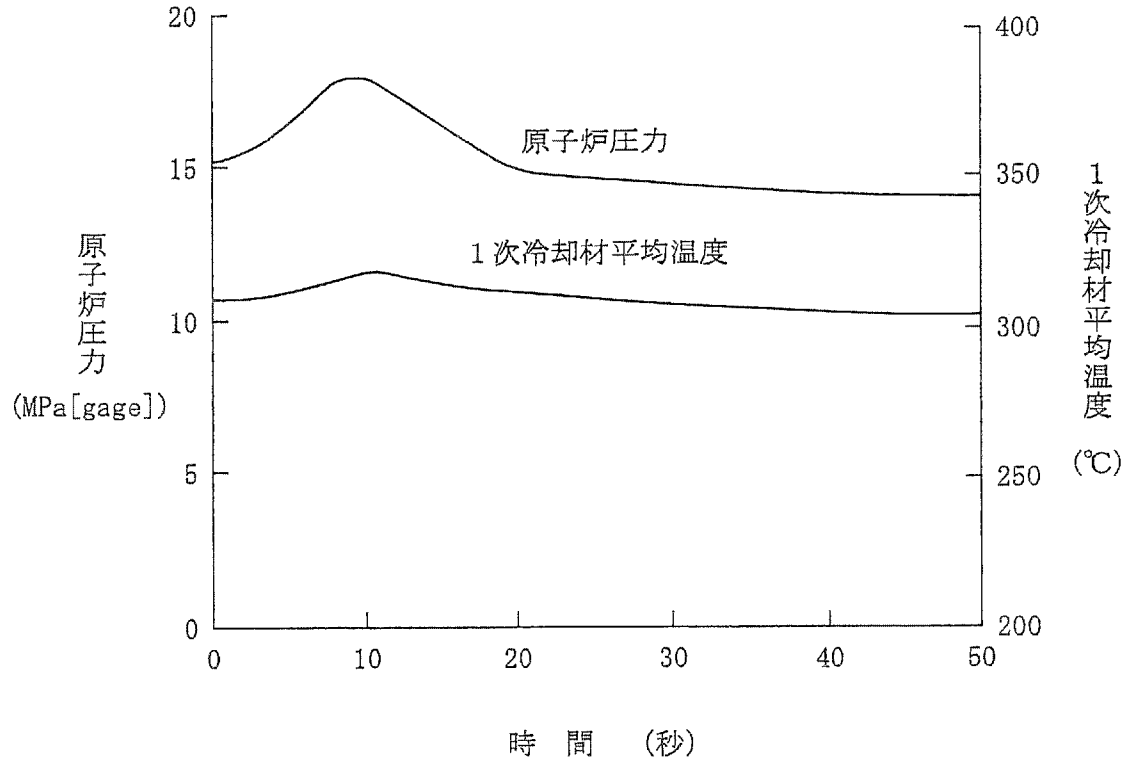


第2.3.7.1図　蒸気発生器への過剰給水

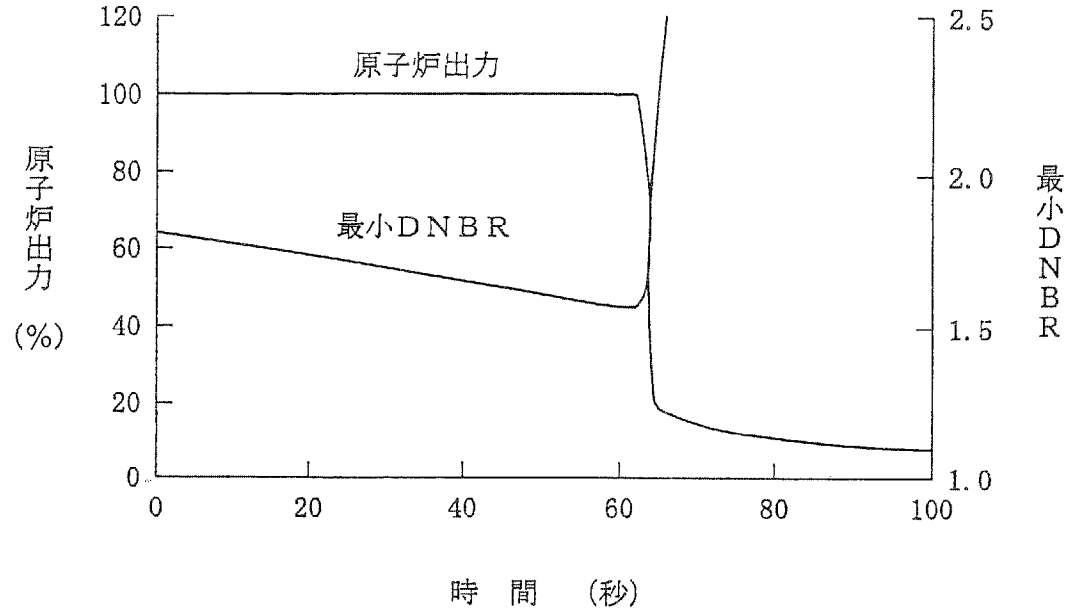


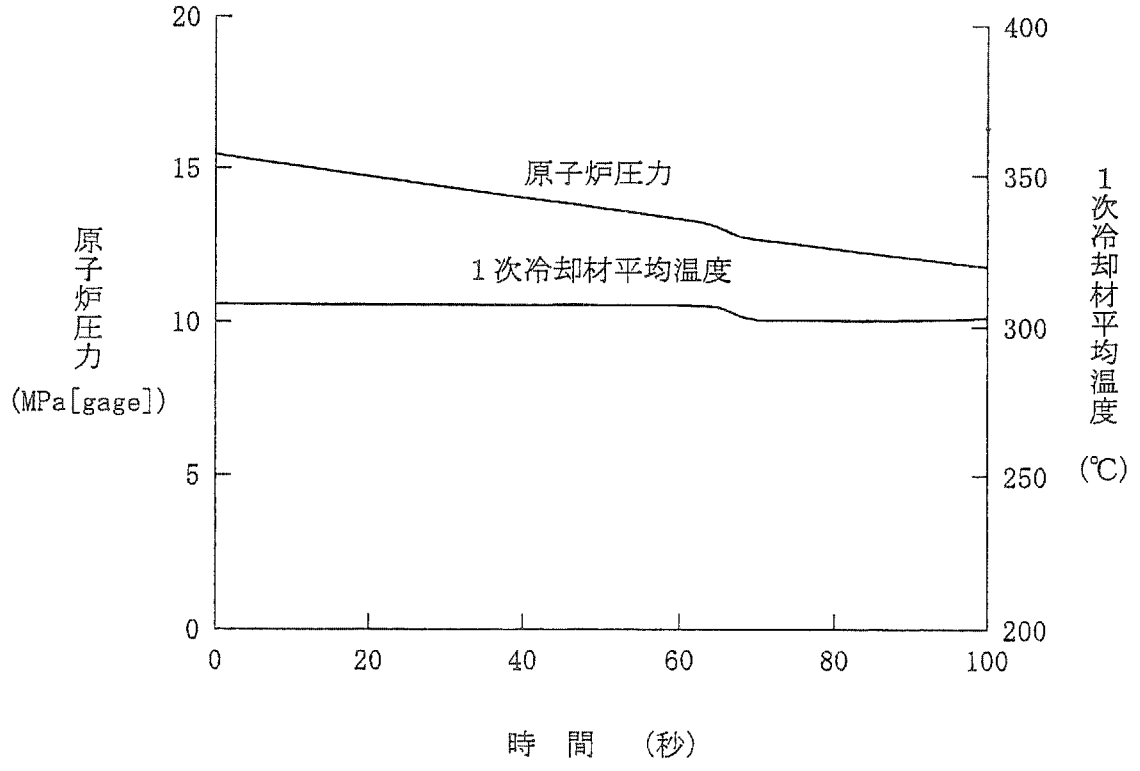
第2.4.1.1図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動



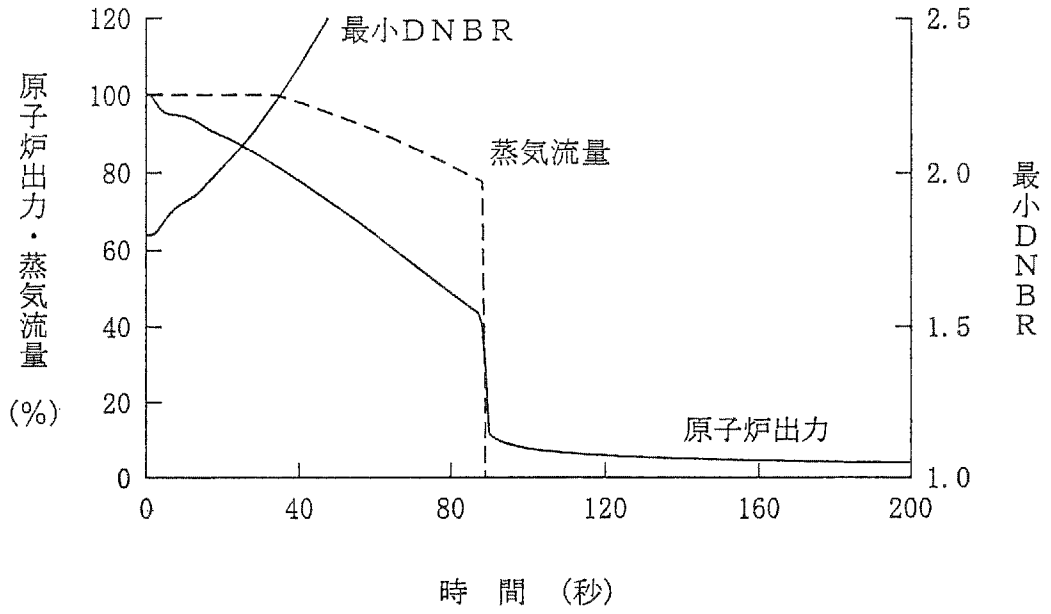


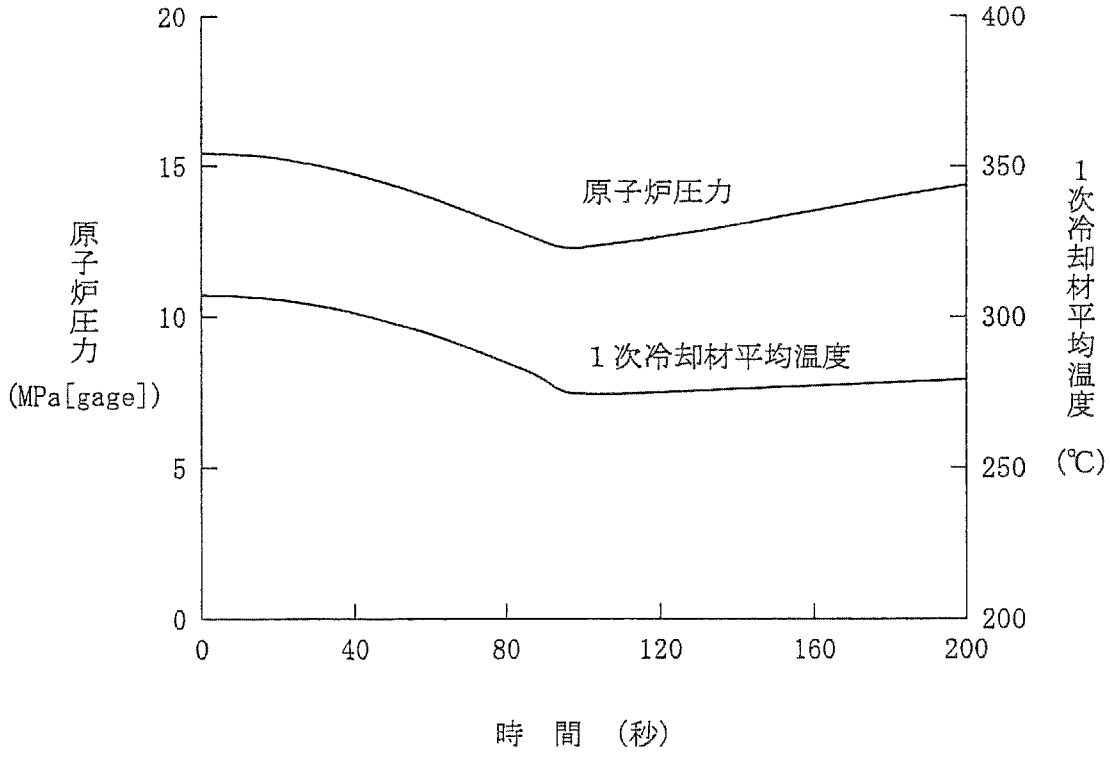
第2.4.1.2図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動





第2.4.2.1図　原子炉冷却材系の異常な減圧





第2.4.3.1図　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.5　参考文献

(1)　「ＤＮＢ相関式について」

MAPI-1029　改3

三菱重工業、平成16年

３．設計基準事故の解析

3.1　序

本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

3.2　原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.2.1　原子炉冷却材喪失

3.2.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、１次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

この場合、１次冷却材の流出量の少ない場合には、充てんポンプによる１次冷却材の補給で加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。また、１次冷却材の流出量が充てんポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

これらの具体的な判断基準として、「ＥＣＣＳ性能評価指針」に基づいて以下の基準を用いる。

ａ．燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。

ｂ．燃料被覆管のジルコニウム－水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下であること。

ｃ．炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低

い値であること。

d．燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

(2)　防止対策

a．１次冷却系の材料選定、設計、製作、据付及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。

(a)　材料選定、設計、製作、据付及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。

(b)　加圧器安全弁、加圧器逃がし弁など過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力などが過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。

(c)　１次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼やニッケル・クロム・鉄合金など耐食性の強い材料を使用するが、さらに、１次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

b．原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

(3)　拡大防止対策

a．炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニ

ウム－水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。

(a) 小口径の配管の破断のように、喪失する１次冷却材量が少ない場合には、１次冷却系に冷却材を補給する充てんポンプは、通常運転時に必要な補給量以上の容量のものを使用するので、加圧器水位の低下により補給水量が自動的に増加し、加圧器の水位が通常運転時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

この充てんポンプの吸込側は、体積制御タンクに接続しているが、１次冷却系への補給水量が増大し、この体積制御タンクの水位が異常に低くなった場合は、弁を切り替えて充てんポンプの吸込側を燃料取替用水タンクに接続することにより、１次冷却系への補給を継続できる。

(b) 破断面積が大きく、充てんポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に１次冷却材量が減少し、また、１次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力以下になると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を、１次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。

(c) この間、１次冷却材の減少と原子炉圧力の低下による「原子炉圧力低」信号又は「原子炉格納容器圧力高」信号により、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生し、この信号で、高圧注入ポンプ（高圧注入系）や余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は「非常用炉心冷却設備作動」信号により、発電用原子炉を自動停

止する。

(d) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前記の２系統が作動して燃料取替用水タンクのほう酸水がほぼ使用しつくされると、１次冷却系からの流出水等の格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再び上記の２系統を通して発電用原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通るほう酸水は余熱除去冷却器により冷却する。

b．１次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される１次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。

c．原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクのほう酸水若しくは格納容器再循環サンプ水を原子炉格納容器内にスプレイする２系列の原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプ水をスプレイする再循環期間のスプレイ水の冷却のため、格納容器スプレイ冷却器を設ける。

d．上記の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。

e．工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、「非常用炉心冷却設備作動」等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。

3.2.1.2　事故経過の解析

(1)　非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断－[(1)(2)(3)]

a．解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

(a)　ブローダウン解析

これは配管破断部からの１次冷却材の流出、１次冷却系の圧力低下及び蓄圧注入系による注水等、事故初期の１次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クォリティ等を解析する。

(b)　リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注水により原子炉容器下部プレナム部に冷却材がたまり始め、やがて炉心底部まで水位が上昇する。(リフィル期間という。) これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される。(再冠水期間という。) ブローダウン後の期間は、上記のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはＷＲＥＦＬＯＯＤコード、再冠水期間についてはＢＡＳＨ－Ｍコードで解析する。これらの解析コードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達するほう酸水の速度（炉心再冠水速度という。）等を解析する。

また、１次冷却系に対して背圧として作用する原子炉格納

容器内圧はＣＯＣＯコードにより解析し、ＷＲＥＦＬＯＯＤコード及びＢＡＳＨ－Ｍコードと結合した状態で計算を行う。

(c)　燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度や、ジルコニウム－水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ｍは、上記のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ及びＢＡＳＨ－Ｍコードによって得られる炉心の流量、圧力、クォリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

b．解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

(a)　配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（１次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、１次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69㎜のステンレス鋼）断面積の２倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として１次冷却材管の断面積の２倍相当の断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、前述のようなスプリット破断のほかに、配管の両端破断も想定できるが、一般的な感度解析の

結果、スプリット破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているので、ここでは、スプリット破断の場合を解析する。

(b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は41.5kW／mの102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力

4.04MPa［gage］

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量

26.9m^3（1基当たり）

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ　34秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、あるいは「原子炉圧力低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

(d) 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の2台中1台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水

は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

(f) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

(g) 再冠水時には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、核分裂生成物の崩壊熱としては、ＡＮＳＩ／ＡＮＳ－5.1－1979に基づいて三菱原子力工業㈱の作成した曲線(1)を使用する。

また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。

(j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。

(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は0%及び10%とする。

c．解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.1表に示す。

燃料被覆管温度の上昇という観点からみて流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率0%のウラン・プルトニウム混合酸化物燃

料が最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。

第3.2.1.1表　大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）

流出係数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度（℃）	939	1,006	895
	939	1,000	893
局所的最大ジルコニウム－水反応量（%）	0.3	0.4	0.4
	0.4	0.5	0.4
全炉心平均ジルコニウム－水反応量（%）	0.3以下	0.3以下	0.3以下
	0.3以下	0.3以下	0.3以下

上段：蒸気発生器伝熱管施栓率　0%

下段：蒸気発生器伝熱管施栓率　10%

第3.2.1.2表　　大破断解析結果

（低温側配管スプリット破断、流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%）

燃料被覆管最高温度	1,006℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 1.83m
高温燃料棒のバースト発生時間	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置	バーストせず
局所的最大ジルコニウム－水反応量	0.4%
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3%以下

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクォリティの変化を第3.2.1.1図に、再冠水過程での原子炉容器ダウンカマ部水位、炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。

(a) 炉心圧力及び炉心流量の変化

第3.2.1.1図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が２相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約26秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなって、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、約2秒後には炉心内の１次冷却材のフラッシング等の影響により流れが停滞し、その後は約5秒後から再び下向きに流れる。

破断発生の約15秒後には原子炉圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となり、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は破断発生の約51秒後まで継続される。

ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

(b) 高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生後約1秒で到達することにより作動する。しかしながら、解析条件(d)項で

述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているので、ディーゼル発電機が「非常用炉心冷却設備作動」信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクのほう酸水を発電用原子炉へ注入する。解析条件(c)項に記したように、このための時間遅れを34秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生の約35秒後から注水を開始することになる。

(c) リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件(e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、約35秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注水も加わり、破断発生の約38秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気と蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通って放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

(d) 燃料被覆管温度変化

低温側配管のスプリット破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂

による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた１次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る１次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は炉心の１次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度は上昇し、破断発生の約6秒後にはピークに達する。その後破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は逆に低下していく。

しかし、さらに１次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る１次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、約35秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約38秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱輻射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は再冠水初期には上昇するが、その後は低下していく。約320秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、被覆管

温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第3.2.1.2表に示すように約1,006℃にとどまり、ジルコニウム－水反応量も最大となる部分で約0.4%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約1,006℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。

また、上記解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、１次冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいことにより炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

(2)　非常用炉心冷却系性能評価解析－小破断－[(2)(3)(5)]

a．解析方法

小破断事故においては、１次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われ、ブローダウン過程中に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、大破断の場合のＷＲＥＦＬＯＯＤコード、ＢＡＳＨ－Ｍコード及びＣＯＣＯコードによる解析は不要である。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コード

ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）と燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ⅳからなる。なお、小破断時のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）は、大破断時のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍのすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

ｂ．解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにＷＲＥＦＬＯＯＤコード、ＢＡＳＨ－Ｍコード及びＣＯＣＯコードによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。

(a)　破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

(b)　工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機１台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、１次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

(c)　非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは27秒とする。

c．解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.3表に示す。

ウラン燃料炉心が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて厳しくなるので、以下ではウラン燃料炉心の最も厳しい結果を与える蒸気発生器伝熱管施栓率０％の場合の低温側配管口径約25.4㎝相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

(a)　低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第3.2.1.5図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.6図に示す。

事故後、１次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約8秒後に「原子炉圧力低」非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約35秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約69秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約719℃に達した後急速に低下する。ジルコニウムー水反応量も、最大となる部分で約0.1％にとどまる。

(b)　気相部破断

加圧器気相部に接続する最大口径約13㎝配管破断の場合に

ついて以下に述べる。

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第3.2.1.7図に示す。

事故後、加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約10秒後に「原子炉圧力低」非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約37秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心部が２相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、約602秒後に蓄圧注入系からの注入が始まり、さらに原子炉圧力は低下する。

また、炉心は冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ１次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム－水反応量も問題とならない。

また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え長期にわたる冷却を行う。

第3.2.1.3表　　小破断解析結果

項　　目	液相部破断			気相部破断
破断配管口径（cm）	30.5	25.4	20.3	13.0
燃料被覆管最高温度（℃）	701	719	380	炉心露出せず
	682	703	464	炉心露出せず
局所的最大ジルコニウム－水反応量（%）	0.1	0.1	0.1	－
	0.1	0.1	0.1	－
全炉心平均ジルコニウム－水反応量（%）	0.1以下	0.1以下	0.1以下	－
	0.1以下	0.1以下	0.1以下	－

上段：蒸気発生器伝熱管施栓率　0%
下段：蒸気発生器伝熱管施栓率　10%

3.2.1.3　結　　論

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第3.2.1.1表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,006℃であり、制限値1,200℃に比べて余裕がある。

また、燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約0.5%及び0.3%以下であり十分小さい。さらに、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料被覆管の熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は、低い温度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。

なお、破断の体様が低温側配管両端破断の場合は、局所的最

大ジルコニウム－水反応量については、低温側配管スプリット破断の場合に比べ若干大きくなるが、その場合でも約1%（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料、流出係数0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率10%）であり、制限値に比べて余裕がある。

また、小破断解析においても、第3.2.1.3表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約719℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。

3.2.2　原子炉冷却材流量の喪失

3.2.2.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に１次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

具体的には１次冷却材ポンプの全台の駆動電源が同時に喪失するものと考える。この事故が発生すると、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

(2)　防止対策

１次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で全台のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がし

や断された場合にも連続して外部の500kV 送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。

(3)　拡大防止対策

a．１次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも１次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　１次冷却材流量低

(b)　１次冷却材ポンプ電源電圧低

(c)　１次冷却材ポンプ電源周波数低

3.2.2.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより１次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

a．初期原子炉出力は定格出力とする。

b．減速材密度係数は、出力運転時の最小値0（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／㎤）とし、ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果とトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

ｃ．発電用原子炉の自動停止は、「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

ｄ．１次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する１次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m^2を使用する。

ｅ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3)　解析結果

１次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小 DNBR の変化を第3.2.2.1図に示す。１次冷却材ポンプの電源喪失により「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し約1.5秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。

最小 DNBR は、事故発生の約2.8秒後に約1.48となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.2.3　結　　論

１次冷却材ポンプの全台停止時においても、１次冷却材及び１次冷却材ポンプの慣性のために、１次冷却材流量が急速に低下することなく発電用原子炉は自動的に停止し、最小ＤＮＢＲ

は約1.48にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.3　原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.3.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、１次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、１次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には１次冷却材ポンプ１台の回転軸が固着して瞬時に停止するものと考える。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による１次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

発電用原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

(2)　防止対策

ａ．１次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の１次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。

ｂ．ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固

着を防ぐようにする。

(3)　拡大防止対策

原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　1次冷却材流量低

3.2.3.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより1次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉出力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ―ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。加えて、ＴＨＩＮＣ―Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力を求める。

(2)　解析条件

ａ．ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、出力運転時の最小値0（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／㎤）とし、ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

ｃ．発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

ｄ．原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102％とし原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタ

ービンバイパス弁は、不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。

(3)　解析結果

１台の１次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第3.2.3.1図に示す。１次冷却材流量の低下により事故発生の約0.1秒後に「１次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.1秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。

最小DNBRは、事故発生の約2.0秒後に約1.29となる。また、原子炉圧力の最大値は約16.8MPa［gage］である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.3.3　結　　論

１台の１次冷却材ポンプ軸固着時において、１次冷却材流量が減少するものの、発電用原子炉は自動的に停止し、最小ＤＮＢＲは約1.29にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.4　主給水管破断

3.2.4.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、２次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。具体的には主給水管１本が瞬時に両端破断するものと考える。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を１次冷却系より除去する能力が減少する。

ａ．蒸気発生器への主給水が減少するため、発電用原子炉が停止するまでに１次冷却材温度は上昇する。

ｂ．破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。

ｃ．破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって１次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。

(2)　防止対策

主給水管の材料選定、設計、製作、据付及び検査は、関連す

る規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

(3)　拡大防止対策

a．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　原子炉圧力高

(b)　過大温度△Ｔ高

(c)　蒸気発生器水位低

(d)　非常用炉心冷却設備作動

b．発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。

c．１次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁等の設備を設ける。

d．破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大、健全側蒸気発生器への給水流量の低下等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。

3.2.4.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉出力、原子炉圧力、加圧器保有水量及び１次冷却材平均温度の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影

響を解析する。

(2)　解析条件

a．初期の原子炉出力は、ＤＮＢＲ評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102％とする。

b．すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。

c．主給水管１本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデル[6]を使用するものとする。

d．発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。

e．原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。

f．崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。

g．運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器３基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し電動補助給水ポンプ２台が作動するものとする。

(3)　解析結果

主給水管破断時の１次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第3.2.4.1図に、最小 DNBR の変化を第3.2.4.2図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、発電用原子炉は事故発生の約18秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、約20秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、さらに、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えら

れる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信10分後に破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行うので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱及び他の残留熱を上回り原子炉圧力は下降する。最小DNBRは約1.37である。また、原子炉圧力の最大値は約17.8MPa［gage］であり、事故のなかで最大となるが、この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.4MPa［gage］にとどまる。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.4.3　結　　論

主給水管破断時、発電用原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小ＤＮＢＲは約1.37にとどまる。さらに、補助給水系が作動して発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.5　主蒸気管破断

3.2.5.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の高温停止時に、２次冷却系の破断等により１次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事

象を想定する。具体的には主蒸気管１本が瞬時に両端破断するものと考える。

破断による蒸気の流出は蒸気圧力の下降とともに減少するが、１次冷却系から熱を除去し、１次冷却材の温度と圧力の低下をもたらす。発電用原子炉が正の減速材密度係数を持っていると、反応度が添加され、発電用原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着した場合は、原子炉トリップ後再び臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の働きにより、発電用原子炉は再び未臨界となり安全に保たれる。

(2)　防止対策

ａ．主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

ｂ．主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

(3)　拡大防止対策

ａ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大温度△Ｔ高

(c)　過大出力△Ｔ高

(d)　原子炉圧力低

(e)　非常用炉心冷却設備作動

ｂ．ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉

心冷却設備を作動させる。

(a) 原子炉圧力低

(b) 主蒸気ライン圧力低

(c) 原子炉格納容器圧力高

c．１次冷却材の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下になると、蓄圧タンクから１次冷却系へほう酸水の注入を開始する。

d．１次冷却材の過度の冷却を防ぐために、「原子炉トリップ」信号と「１次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

e．健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。

(a) 主蒸気ライン圧力低

(b) 主蒸気ライン圧力減少率高

(c) 原子炉格納容器圧力異常高

f．蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストリクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するよう設計している。

g．化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

3.2.5.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに、炉心出力分布を核設計計算コードＡＮＣにより求め、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

ａ．発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着したときの値として、0.016△Ｋ／Ｋとする。１次冷却材中のほう素濃度は、設計上許容される最小濃度として0ppmを仮定する。

ｂ．解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、１次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように、密度の関数として与える。また、ドプラ出力係数による反応度効果は、第2.3.6.2図に示すように出力の関数として与える。

ｃ．１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ291.7℃及び15.41MPa［gage］とする。

ｄ．主蒸気管１本の瞬時の両端破断を仮定する。また、外部電源はある場合の方が１次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の

２ケースについて解析する。

ケースＡ　　外部電源あり

ケースＢ　　外部電源なし

ｅ．逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視して、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。

ｆ．DNBR の評価では、１台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクのほう素濃度3,100ppm のほう酸水を１次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の高圧注入ポンプが作動するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び１次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

ｇ．主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器２次側の温度低下率を高く評価するため蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバは１次冷却系の冷却を減少させるので、これは厳しい仮定である。

ｈ．主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデル[6]を使用する。

ｉ．「非常用炉心冷却設備作動」信号発信10分後の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

ｊ．DNBR の評価には、Ｗ－３相関式[7]を使用する。

(3)　解析結果

a．ケースＡ（高温停止状態において、主蒸気管１本の瞬時両端破断で外部電源あり）のＤＮＢＲを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第3.2.5.1図に示す。

b．ケースＢ（高温停止状態において、主蒸気管１本の瞬時両端破断で外部電源なし）のＤＮＢＲを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第3.2.5.2図に示す。

c．２ケースとも発電用原子炉は臨界に達する。特にケースＡではその最大熱流束は定格出力値の約20％まで上昇しており、ケースＢに比べて厳しくなっている。

d．２ケースとも「主蒸気ライン圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に約2秒で到達し、ケースＡでは約17秒、ケースＢでは約29秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースＡでは１台の高圧注入ポンプからほう酸水が１次冷却材低温側配管へ、事故後約120秒で到達することにより原子炉出力は低下し、最小ＤＮＢＲは約1.79にとどまる。

e．外部電源の喪失を同時に仮定したケースＢでは、発電用原子炉の出力状態が持続し、事象がケースＡより長くなるが１次冷却材ポンプトリップにより、１次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による１次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。

f．いずれのケースも破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気ライン圧力低」による非常用炉心冷却設備作動信号

発信10分後の時点で停止する操作を行うことにより、やがて１次冷却系の冷却が止まり炉心は、未臨界となる。その後、２次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

ｇ．原子炉圧力については１次冷却系が冷却され、いったんは下降するが、高圧注入系のほう酸水の注入や炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力は徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

ｈ．臨界状態が継続する間、最小ＤＮＢＲは約1.79であり、最大熱流束は、定格出力の約20％と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の1.1倍を下回る。

なお、臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。

3.2.5.3　結　　論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、発電用原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約20％になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動でほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、補助給水の停止に伴って、未臨界になる。最小ＤＮＢＲは約1.79にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.3　反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.3.1　制御棒飛び出し

3.3.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ１本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が１ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドプラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

また、破断口からの１次冷却材の流出は、１次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。

反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア、プルトニウム添加によるペレット融点低下を考慮して、ガドリニア入り燃料も含むウラン燃料の最大燃料エンタルピは833kJ／kgを超えないこと、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の最大燃料エンタルピは770kJ／kgを超えないことを用いる。

なお、反応度投入事象による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又はペレット／被覆管機械的相互作用を原

因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギを評価する。

浸水燃料の破裂限界及びPCMI破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

ａ．浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが272kJ／kg（「RIE 評価指針」に示す65cal／g に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

ｂ．PCMI 破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE 報告書」に示された以下の PCMI 破損しきい値のめやすを超えた場合、PCMI 破損が生じるものとする。

ペレット燃焼度　25,000MWd／t 未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　460kJ／kg

（「RIE 報告書」に示す110cal／g に相当）

ペレット燃焼度　25,000MWd／t 以上40,000MWd／t 未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　356kJ／kg

（「RIE 報告書」に示す85cal／g に相当）

ペレット燃焼度　40,000MWd／t 以上65,000MWd／t 未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　209kJ／kg

（「RIE 報告書」に示す50cal／g に相当）

(2)　防止対策

制御棒駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。

ａ．運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。

b．圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や１次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力に十分耐えるように設計する。

c．圧力ハウジングには、発電用原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。

(3)　拡大防止対策

a．制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。

出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引抜位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　出力領域中性子束変化率高

c．１次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(a)　原子炉圧力低

d．その他の拡大防止対策については、「3.2.1.1(3)拡大防止対策」と同じである。

3.3.1.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

多次元炉心動特性解析コードＴＷＩＮＫＬＥにより、炉心の

平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピ、燃料温度等を解析する[8]。また、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力の時間変化を求める。

(2)　解析条件

ａ．解析は以下の４ケースについて、実施する。

(a)　サイクル初期高温全出力

(b)　サイクル末期高温全出力

(c)　サイクル初期高温零出力

(d)　サイクル末期高温零出力

ｂ．高温全出力のケースでは、

(a)　原子炉出力及び１次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ102％及び309.3℃とする。なお、ＤＮＢＲ評価の初期値は定格値とする。

(b)　制御用制御棒バンクＤは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ１本が飛び出すものとする。

(c)　発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。

(d)　原子炉圧力の初期値は、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。

ｃ．高温零出力のケースでは、

(a)　原子炉出力及び１次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ

定格出力の10^{-9}及び293.9℃とする。

(b) 制御用制御棒バンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

(c) 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。

(d) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析において定常運転時の最低圧力、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。

d．原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。

e．制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.12%	△K／K
サイクル末期高温全出力	0.18%	△K／K
サイクル初期高温零出力	0.66%	△K／K
サイクル末期高温零出力	0.87%	△K／K

f．実効遅発中性子割合（β_{eff}）はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で0.47%、サイクル末期で0.41%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で0.52%、サイクル末期で0.44%を使用する。

g．ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、初期の燃料エンタルピを高めに与えるように小さめのギャップ熱伝達係

数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

h．燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

(a)　サブクール状態　　Dittus-Boelter の式 [9]

(b)　核沸騰状態　　Jens-Lottes の式 [10]

(c)　膜沸騰状態　　Bishop-Sandberg-Tong の式 [11]

解析ではいったんＤＮＢに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

i．事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドプラ効果によって抑えられる。ドプラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

また、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

j．制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力	7.0
サイクル末期高温全出力	6.8
サイクル初期高温零出力	15
サイクル末期高温零出力	25

k．ＰＣＭＩ破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(3)　解析結果

a．中性子束の過渡変化をケースごとに第3.3.1.1図～第3.3.1.4図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第3.3.1.1表にまとめる。原子炉圧力の変化を第3.3.1.5図及び第3.3.1.6図に示す。

b．いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドプラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力	約0.6秒
サイクル末期高温全出力	約0.5秒
サイクル初期高温零出力	約0.7秒
サイクル末期高温零出力	約0.6秒

その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。

c．高温零出力のケースにおける燃料エンタルピの最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料においてサイクル末期で生じ、約352kJ／kgである。一方、二酸化ウラン燃料の燃料エンタルピの最大値は同じくウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心のサイクル末期で生じ、約352kJ／kgである。

また、原子炉圧力の最大値は、ウラン燃料炉心のサイクル末期高温全出力のケースで生じ約17.3MPa［gage］である。

d．「3.4　環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

(a)　高温全出力のケース

DNBRが許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合はウラン燃料炉心において厳しくなり、次のとおりとなる。

サイクル初期　約13%

サイクル末期　約12%

なお、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値はサイクル初期ではウラン燃料炉心において生じ約2,634℃、サイクル末期ではウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心で生じ約2,462℃であり、溶融点未満である。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,617℃、サイクル末期約2,487℃であり、溶融点未満である。

(b)　高温零出力のケース

燃料エンタルピの最大値はサイクル末期の約352kJ／kgであり、燃料の許容設計限界712kJ／kgを超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピの増分がPCMI破損しきい値のめやすを上回る燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。

サイクル初期　　0％

サイクル末期　約１％

e.ピーク出力部燃料エンタルピは、最大で約341kJ／kgである。

また、PCMI破損燃料及び破損する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約128kgである。この場合のPCMI破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネ

ルギは約70kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギ9.4×10^3kJ に対して十分小さい。したがって、衝撃圧力により原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

第3.3.1.1表　制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）

項　目 ＼ ケース		サイクル初期	サイクル末期
燃料エンタルピ最大値 kJ／kg	ウラン燃料	277	352
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	276	352
ピーク出力部燃料エンタルピの最大値 kJ／kg		213	341
ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値 kJ／kg	燃焼度25,000MWd／t 未満	134	260
	燃焼度25,000MWd／t 以上 40,000MWd／t 未満	106	256
	燃焼度40,000MWd／t 以上 65,000MWd／t 未満	80	263

3.3.1.3　結　　論

燃料エンタルピの最大値は約352kJ／kg であり、判断基準を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.4　環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1　放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、ガスサージタンク及び活性炭式希ガスホールドアップ装置等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

評価では、放射性気体廃棄物の放出量が最大となるガスサージタンク１基が破損し、放射性希ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。

(2)　防止対策

a.　放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。

b．ガスサージタンクのガス圧力がタンクの最高使用圧力を下回るように、ガス圧縮装置の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。

(3)　拡大防止対策

a．万一事故が発生した場合には、一般補機室排気ガスモニタ等により破損を検知し、活性炭式希ガスホールドアップ装置、ガスサージタンク等には隔離弁を設け、隔離できるように設計す

る。

b．放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

3.4.1.2　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1)　評価方法

大気中に放出される希ガスの量は、下記条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(2)　評価条件

上記防止対策及び設計上の考慮により、ガスサージタンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

a.　事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102%で運転していたものとする。

b.　1次冷却材中の希ガス濃度は1％の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。

c．原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガスサージタンク1基に評価上1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

d．活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパージラインは、事故後20分は隔離されないものとし、この間の希ガスの放出を考慮する。

e．原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放出

されると仮定する。

f. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対線量（D／Q）を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.1.1表に示す。また、希ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。

3.4.1.3 結　　論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、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を想定する。この場合、１次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器２次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された２次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に

外部電源が喪失していることなどによりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁等を通って大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、１次冷却系は早期に除熱及び減圧され、２次側への１次冷却材の流出を停止させることにより、放射性物質の環境への放出を抑えることができる。その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による１次冷却系の除熱及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

(2)　防止対策

a.　蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のＵ字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに使用する水の溶存酸素や塩素の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。

b．１次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。

c．蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器排気ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質

濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。

(3) 拡大防止対策

a．破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てんポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

b．破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 原子炉圧力低

(b) 過大温度△T高

c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(a) 原子炉圧力低

また、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器2次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による除熱を行う。

d．破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なよう設計し、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるようにしている。

e. 破損側蒸気発生器２次側への１次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計、主蒸気流量計、主給水流量計等により検知し、中央制御室においてタービンバイパス弁又は健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器スプレイ弁又は加圧器逃がし弁を操作することにより、１次冷却材の圧力を早期に下げることができるよう設計している。

3.4.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、２次系圧力、１次冷却系から２次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより、燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を計算する。

(2) 解析条件

a. 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。

b. １基の蒸気発生器の伝熱管の１本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を130t／h とした１次冷却系と２次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

c. 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度△Ｔ高」信号により自動停止するものとする。

d. 非常用炉心冷却設備については、１次冷却材の流出量を大き

くするように高圧注入ポンプ２台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ２台が作動するものとする。

e．１次冷却材の２次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

f．　原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により１次冷却材ポンプが停止するまでの間は、１次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点で、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

g．　事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(a)　破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。

(b)　破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。

(c)　健全側の主蒸気逃がし弁を開き、１次冷却系の除熱を開始する（原子炉トリップ後25分）。

(d)　１次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加

圧器逃がし弁を開き、１次冷却系を減圧する。１次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の２次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、１次冷却材高温側配管温度が279℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

(e)　加圧器逃がし弁の閉止後、１次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、１次冷却系圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）。

h.　ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(3)　解析結果

a.　蒸気発生器伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第3.4.2.1図に示す。１次冷却材が２次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び１次冷却系圧力が低下し、「過大温度△Ｔ高」信号により、事故発生の約５分後に、発電用原子炉は安全に自動停止する。

b．原子炉トリップ後、１次冷却系の減圧及び２次冷却系への１次冷却材流出により、事故発生の約11分後に発信する「原子炉圧力低」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。

c.　事故発生後約15分（原子炉トリップ信号発信後10分）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、事故発生後約25分の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、その後の事故発生後約30分の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による１次冷却系の除熱の促進及び事故発生後約40分の加圧器逃がし弁開により、１次冷却系圧力は破

損側蒸気発生器の２次側圧力まで低下する。

その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより１次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約44分の非常用炉心冷却設備の停止及び健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による１次冷却系の除熱、減圧操作の継続により、事故発生後約51分で１次冷却系圧力は２次冷却系の圧力まで減圧し、１次冷却材の２次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。

以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに余熱除去系の運転により発電用原子炉を冷却し、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

d. 最小ＤＮＢＲの解析結果を第 3.4.2.2 図に示す。最小ＤＮＢＲは約 1.45 であり、新たに燃料棒の破損は生じない。

e. １次冷却材の２次冷却系への流出量は、第 3.4.2.1 図に示すように約 73t である。流出した１次冷却材を含む２次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は約 30t である。

3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。なお、１次冷却材保有水量は243t を用いる。

また、実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部γ線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は(10－1)式で評価される。

$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_c \cdot (\chi / Q)$ ……(10－1)

ここで、

E_I ：よう素の吸入摂取による小児の実効線量（mSv）

K_{He} ：Ｉ－１３１の吸入摂取による小児の実効線量係数（mSv／Bq）

また、第3.4.2.1表にＩ－１３１の影響を１とした場合の他のよう素核種の影響割合（以下「Ｉ－１３１等価量への換算係数」という。）を示す。

M ：小児の呼吸率（m^3／s）

呼吸率は、事故の期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m^3／h を秒当たりに換算して用いる。

Q_c ：よう素の大気放出量（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）（Bq）

χ / Q ：相対濃度（s／m^3）

外部γ線による実効線量は（10－2）式で評価される。

$E_\gamma = K_1 \cdot Q_N \cdot (D / Q)$ ……(10－2)

ここで、

E_γ ：外部γ線による実効線量（Sv）

K_1 ：空気カーマから実効線量への換算係数（＝１Sv／Gy）

Q_N ：希ガスの大気放出量（γ線エネルギ0.5MeV 換算）(Bq)

D／Q ：γ線エネルギ0.5MeV における相対線量（Gy／Bq）

(2) 評価条件

a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を１／３ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000時間とする。

b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後 51 分で隔離されるものとし、この間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する１次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 90t とする。流出した１次冷却材を含む２次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 40t とする。

c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、２次冷却系へ流出する放射能源として、以下の２通りを仮定する。

(a) 燃料被覆管欠陥率１％を用いて計算した１次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 9.2×10^{13}Bq、希ガス約 4.4×10^{14}Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）。

(b) (a) 項の損傷燃料棒から新たに１次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 1.5×10^{15}Bq、希ガス約 4.3×10^{15}Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）。

この追加放出量は、事故発生後の１次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して１次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.23\times10^{-2}\,\mathrm{min}^{-1}$ とする。

d. この１次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する放射能量は、１次冷却材中の濃度に依存するものとする。

e．２次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。

f．２次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

g．　原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により１次冷却材ポンプが停止するまでの間は、１次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点で、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

h．　破損側蒸気発生器隔離後も、２次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後５m^3／ｄとし、その後は２次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この２次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

i．　線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六　7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Ｑ）及び相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.2.2表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.2.3図及び第3.4.2.4図に示す。

3.4.2.4 結　　論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に除熱及び減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小ＤＮＢＲは約1.45であり新たに燃料棒の破損は生じない。

この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.3 燃料集合体の落下

3.4.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱工具の機械的故障によって、取扱い中の燃料集合体が使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える。

(2) 防止対策

a. 燃料取扱設備の設計、製作、据付けや燃料取扱方法の確立に

当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起こる可能性がないよう考慮を払う。

b．燃料取扱いを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した低温停止状態で実効増倍率0.95以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。

c．燃料取扱作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。

d．使用済燃料ピットは、たとえ新燃料を貯蔵し純水で満たされたとしても、実効増倍率が0.98以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計しており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。

e．原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。

f．燃料取替クレーンのグリッパは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えると吊り上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対してフェイル・アズ・イズの設計とし、

さらに、燃料取替クレーン及び燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料取扱い中にはアンラッチ状態にならないような設備にするので落下のおそれは極めて少ない。

g．運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。

h．燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。

(3) 拡大防止対策

燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、遮へい及び冷却の観点から所要の水位が保たれるよう設計している。

なお、万一燃料が落下して破損した際も、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱棟内に放出される量は低減される。

3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、下記条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。

(2) 評価条件

a．燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。(12)(13)

b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、発電用原子炉が定格出力の102%で運転された取替炉心のサイクル

末期の最大出力集合体（運転時間 30,000 時間）のものとする。

c．燃料取扱作業は、原子炉停止後100時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

d．損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

e．　使用済燃料ピット水中に放出された希ガスは、使用済燃料ピットが所要の水位に保たれているが、水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。

f．　使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、使用済燃料ピットが所要の水位に保たれており、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は 500 とする。

g．燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。

h．　線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六　7.2.4　安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

(3)　評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.3.1表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.3.1図及び第3.4.3.2図に示す。

3.4.3.3　結　　論

燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.4　原子炉冷却材喪失

3.4.4.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。

a.　原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。

b.　事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気浄化設備を設ける。

c.　再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した核分裂生成物は、安全補機室空気浄化設備によって浄化する。

3.4.4.2　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1)　評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数（＝１Sv／Gy）を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

ただし、呼吸率は、事故の期間が１日以上に及ぶことより、１日平均の呼吸率5.16m^3／ｄを秒当たりに換算して用いる。

(2)　評価条件

a.　事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を１／３ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

b.　原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	１％
よう素	0.5％

c.　放出されたよう素のうち、有機よう素は４％とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。

d.　原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与

しないものとする。

e. 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率[14]は、等価半減期50秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上6分とする。

f. 工学的安全施設の動的機器及び静的機器の単一故障を想定するため、以下の2ケースについて単一故障を仮定する。

(a) 動的機器の単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。

(b) 事故後長期間にわたる静的機器の単一故障として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する。

g. 原子炉格納容器からの漏えい率[15]は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とする。

(a) 動的機器の単一故障を仮定した場合は第3.4.4.1表の漏えい率とする。

(b) 静的機器の単一故障を仮定した場合は第3.4.4.2表の漏えい率とする。

h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

i. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上2分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に

漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

j. 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

k. アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率[16]は 95%以上期待できるが、評価上 95%とする。

l. 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。

m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30 日間）安全補機室内へ、評価上 $4 \times 10^{-3}\,m^3/h$ の漏えいがあるものとする。

n. 再循環水中の放射能量は事故発生直後、b．項と同量のよう素が無機よう素として溶解したものとする。

o. 再循環水体積は、評価上 $1,600\,m^3$ とする。

p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は５％とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50%とする。

q. 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率[16]は 95%以上期待できるが、評価上 95%とする。

r. 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件に従って評価する。

(a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(b) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。

(c) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からのγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。

(d) 核分裂生成物によるγ線エネルギは第 3.4.4.3 表のようにエネルギ範囲別に区分する。

s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間(30 日間)とする。

t. 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及びよう素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及びよう素は地上放出とする。

u. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用い

る。

(3) 評価結果

動的機器の単一故障を仮定して、この事故を評価した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.4.4表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.1図及び第3.4.4.2図に示す。

静的機器の単一故障を仮定して、この事故を評価した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.4.5表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.3図及び第3.4.4.4図に示す。

3.4.4.3 結　　論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.5 制御棒飛び出し

3.4.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

(2) 評価条件

a. 破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である13%を使用する。

b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス 0.33 %

よう素 0.165%

c. 原子炉格納容器スプレイ設備は、「原子炉トリップ」信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後30分で起動する。

d. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部

に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価上次のように仮定する。

事故後24時間まで	0.127%／d
その後29日間	0.0635%／d

f. その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.5.1表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.5.1図及び第3.4.5.2図に示す。

3.4.5.3 結　　論

制御棒飛び出しを仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

3.5.1　原子炉冷却材喪失

3.5.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に１次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.1.2　事故経過の解析[17]

(1)　解析方法

事故の経過は、「3.2.1.2(1)非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断－」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ⅵ、リフィル／再冠水解析コードＷＲＥＦＬＯＯＤ及び原子炉格納容器内圧解析コードＣＯＣＯからなる。

(2)　解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

a. 配管の破断は、内圧上昇の点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。

b. 原子炉出力は定格出力の 102%とする。

c. 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa [gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（1基当たり）

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギ放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。

d. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

e. ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれ

た水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として１次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。

(3) 解析結果

以上により解析した結果を第3.5.1.1図に示す。１次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故後約17秒にブローダウンエネルギによって形成される第１ピーク圧力約0.255MPa［gage］が現われる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約22秒に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギの効果により、圧力は、再び緩やかに上昇して行く。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に破断発生後約9秒で達することにより、約154秒から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱が行われる。

約162秒には、再冠水による全炉心のクエンチにより原子炉格納容器へのエネルギ放出が減少するため、第２ピーク圧力約0.320MPa［gage］、温度約133℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギが減少するため、圧力は低下していく。

3.5.1.3　結　　論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.320MPa［gage］であり、最高使用圧力0.392MPa［gage］を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管１箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合においても、第２ピーク圧力が最高圧力となることに変わりはなく、原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備１系列の不作動を仮定した場合と同じ約0.320MPa[gage]であり、問題となることはない。

3.5.2 可燃性ガスの発生

3.5.2.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも30日間は、いずれかが次の値以下であること。

水　　素　　4%

酸　　素　　5%

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

(2) 解析条件

a. 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

b. 水素の発生源としては、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウム－水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。

c. 事故時のジルコニウム－水反応割合は「3.2.1.2(1)c.解析結果」で得られた値の5倍の1.5%とする。

d. 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうちハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。

e. 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合(G値)は0.5分子／100eVとする。

f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定とし

て低圧注入系１系列の不作動を仮定する。また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管１箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(3) 解析結果

以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第3.5.2.1図に示すようになり、事故発生後30日時点では約3.5%となる。

なお、その後水素濃度の上昇があるが、格納容器減圧装置等を利用して制御を行うので、水素濃度は 4%未満に保持される。

3.5.2.3 結　　論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が４%に達することはない。

なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管１箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系１系列の不作動を仮定した場合と同程度の約3.6%であり、問題となることはない。

3.6　その他（地震、火災、風、洪水等）

安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震、風、洪水等の自然現象に対して、敷地周辺の過去の記録に基づいて敷地で考えられる最も過酷な場合を想定した場合にも、それらの安全機能を失うことなく耐えるような設計とする。また、火災に対しては火災発生防止、火災検知及び消火、火災の影響の軽減の３つを適切に組み合わせた対策を講じる。

したがって、これらの自然現象や火災等により、安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を失うことはないので、発電用原子炉施設の安全性は保たれる。

(1)　地　　震

耐震設計に当たっては、発電用原子炉施設を耐震設計上の重要度に応じて分類し、それぞれに応じた設計地震力に対し十分な耐震性を有する設計とする。Ａクラスに分類される施設については、基準地震動S_1による地震力に対して耐えるように設計し、また、Ａｓクラスに分類される施設については、基準地震動S_2による地震力に対してその安全機能が保持されるように設計する。また、重要度により分類された各施設のうち、下位の分類に属する施設の破損によって上位の分類に属する施設に波及的事故が起こらないように設計する。

上記の耐震設計とは別に、原子炉保護設備の１つとして、発電用原子炉施設が一定の加速度以上の地震動に見舞われた場合に「地震加速度高」信号により、発電用原子炉を自動停止させる回路を設ける。

(2)　風

原子炉格納施設等の重要施設の風荷重に対する設計は、建築基準法に定める設計基準に従うので、これによって設計された施設は台風等の風に対し損傷を受けることは考えられない。

(3)　津波、高潮、洪水等

津波、高潮、洪水等については、敷地造成に際して十分な敷地高さ、護岸構造、構内排水計画等を策定しているので、これらの自然現象により発電用原子炉施設が被害を被ることは考えられない。

(4)　火　　災

火災については、火災の発生を防止するため、発電用原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器は可能な限り不燃性、難燃性材料を用いる設計とすること、早期に火災を感知して早期消火を行うため、適切な火災検出装置、消火装置を設置すること並びに安全上重要な構築物、系統及び機器を設置する区域は隣接区域の火災による影響を軽減する対策を講じる設計とすることの３原則を適切に組み合わせた対策を講じるので、火災発生により発電用原子炉施設の安全性が損なわれることを防止できる。

第3.4.1.1表　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の大気中に放出される希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評　価　項　目	評 価 結 果
希ガスの放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算）	約2.2×10^{14} Bq
実　効　線　量	約0.083 mSv

第3.4.2.1表　よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

核　種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数（mSv／Bq）	Ｉ－１３１等価量への換算係数
Ｉ－１３１	1.6×10^{-4}	1
Ｉ－１３２	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}
Ｉ－１３３	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}
Ｉ－１３４	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}
Ｉ－１３５	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}

第3.4.2.2表　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	約1.5×10^{11} Bq
	希ガス （γ線エネルギ0.5MeV換算）	約4.6×10^{14} Bq
実効線量		約0.23 mSv

第3.4.3.1表　燃料集合体の落下時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	約6.4×10^{10} Bq
	希ガス （γ線エネルギ0.5MeV換算）	約4.7×10^{12} Bq
実効線量		約0.026 mSv

第3.4.4.1表　原子炉格納容器からの漏えい率－動的機器の単一故障

漏えい率（%／d）	時間区分（s）		
0.13	0	～	70
0.14	70	～	700
0.13	700	～	1,800
0.12	1,800	～	6,500
0.11	6,500	～	17,000
0.10	17,000	～	31,000
0.09	31,000	～	55,000
0.08	55,000	～	120,000
0.07	120,000	～	310,000
0.06	310,000	～	1,200,000
0.05	1,200,000	～	2,592,000

第3.4.4.2表　原子炉格納容器からの漏えい率－静的機器の単一故障

漏えい率（%／d）	時間区分（s）		
0.13	0	～	76
0.14	76	～	490
0.13	490	～	1,100
0.12	1,100	～	2,900
0.13	2,900	～	13,000
0.12	13,000	～	31,000
0.11	31,000	～	56,000
0.10	56,000	～	110,000
0.09	110,000	～	210,000
0.08	210,000	～	430,000
0.07	430,000	～	1,100,000
0.06	1,100,000	～	2,592,000

第3.4.4.3表　核分裂生成物によるγ線エネルギのエネルギ範囲別区分

代表エネルギ(MeV／dis)	エネルギ範囲(MeV／dis)
0.4	E ≦0.4
0.8	0.4＜ E ≦1.0
1.3	1.0＜ E ≦1.5
1.7	1.5＜ E ≦1.8
2.5	1.8＜ E

第3.4.4.4表　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

－動的機器の単一故障

評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約8.0×10^{10} Bq
		地上放出	約1.6×10^{11} Bq
		合計	約2.4×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ0.5MeV換算）	排気筒放出	約4.5×10^{13} Bq
		地上放出	約2.7×10^{12} Bq
		合計	約4.8×10^{13} Bq
実効線量*			約0.11 mSv

＊実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.0036mSv）を含む。

第3.4.4.5表　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

－静的機器の単一故障

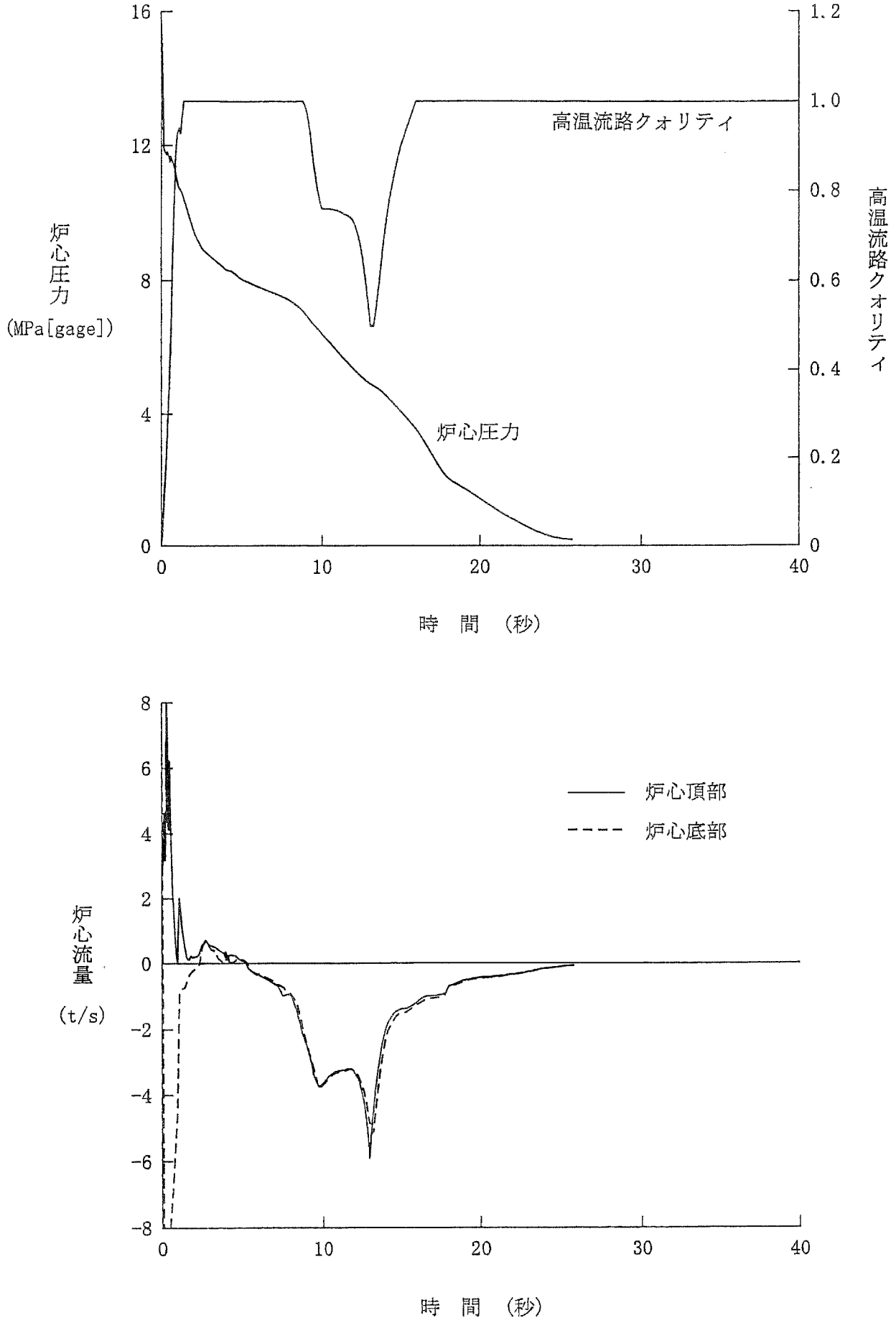
評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約8.8×10^{10} Bq
		地上放出	約1.9×10^{11} Bq
		合計	約2.8×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ0.5MeV換算）	排気筒放出	約6.3×10^{13} Bq
		地上放出	約3.1×10^{12} Bq
		合計	約6.6×10^{13} Bq
実効線量*			約0.13 mSv

＊実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.0030mSv）を含む。

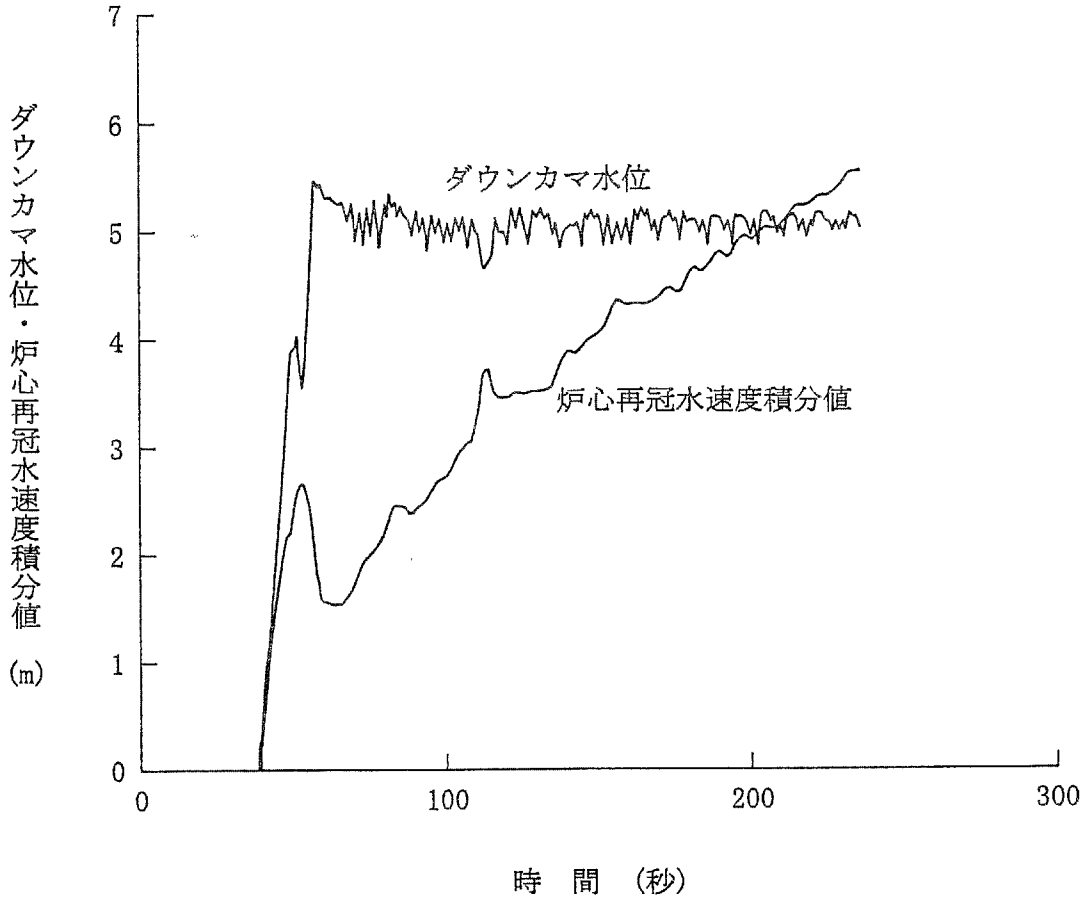
第3.4.5.1表　制御棒飛び出し時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約6.0×10^{10} Bq
		地上放出	約6.2×10^{10} Bq
		合計	約1.2×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ0.5MeV換算）	排気筒放出	約1.7×10^{13} Bq
		地上放出	約1.0×10^{12} Bq
		合計	約1.8×10^{13} Bq
実効線量*			約0.036 mSv

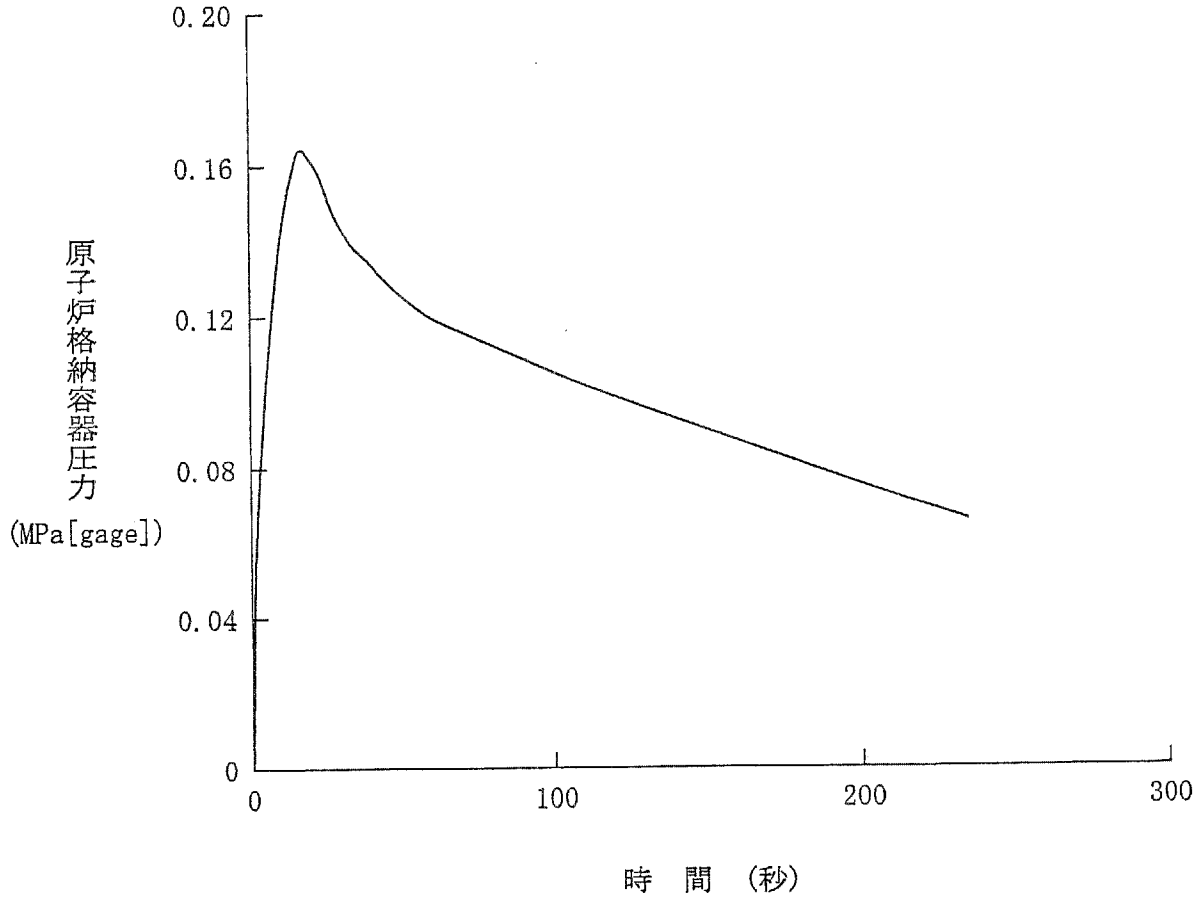
＊実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.0013mSv）を含む。



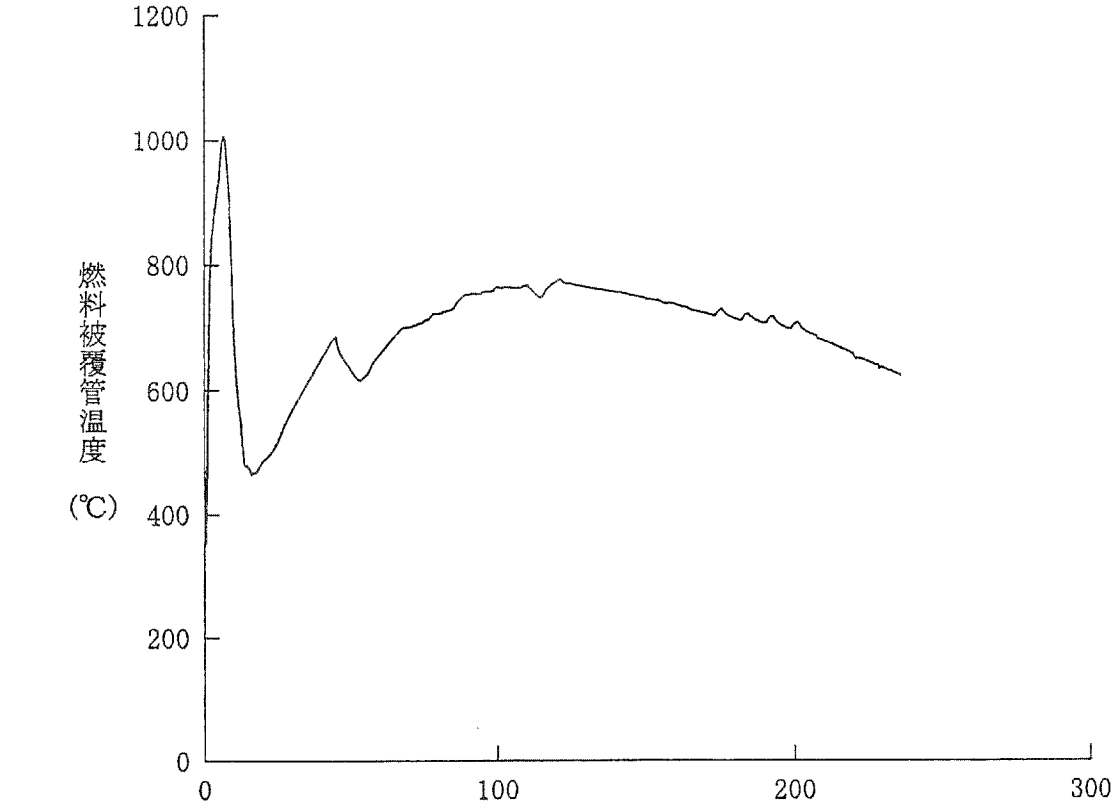
第3.2.1.1図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断(1)

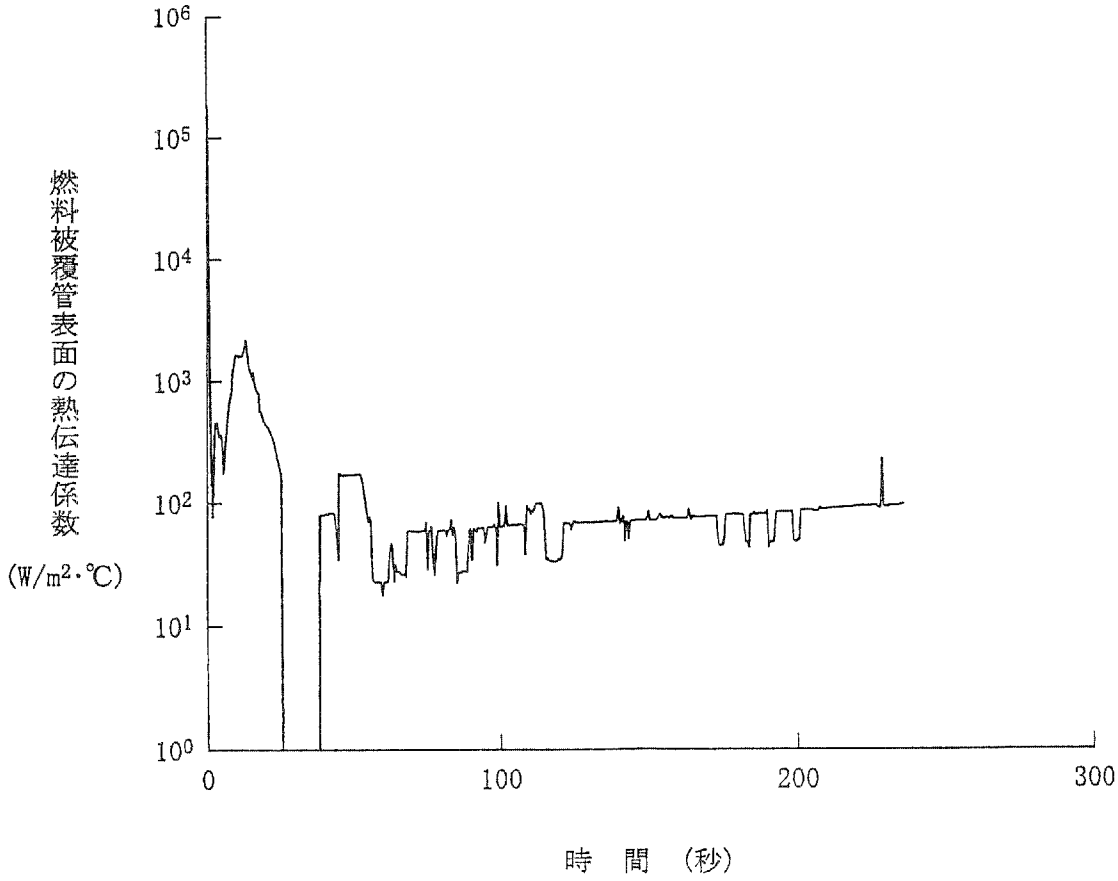


第3.2.1.2図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析
－大破断(2)

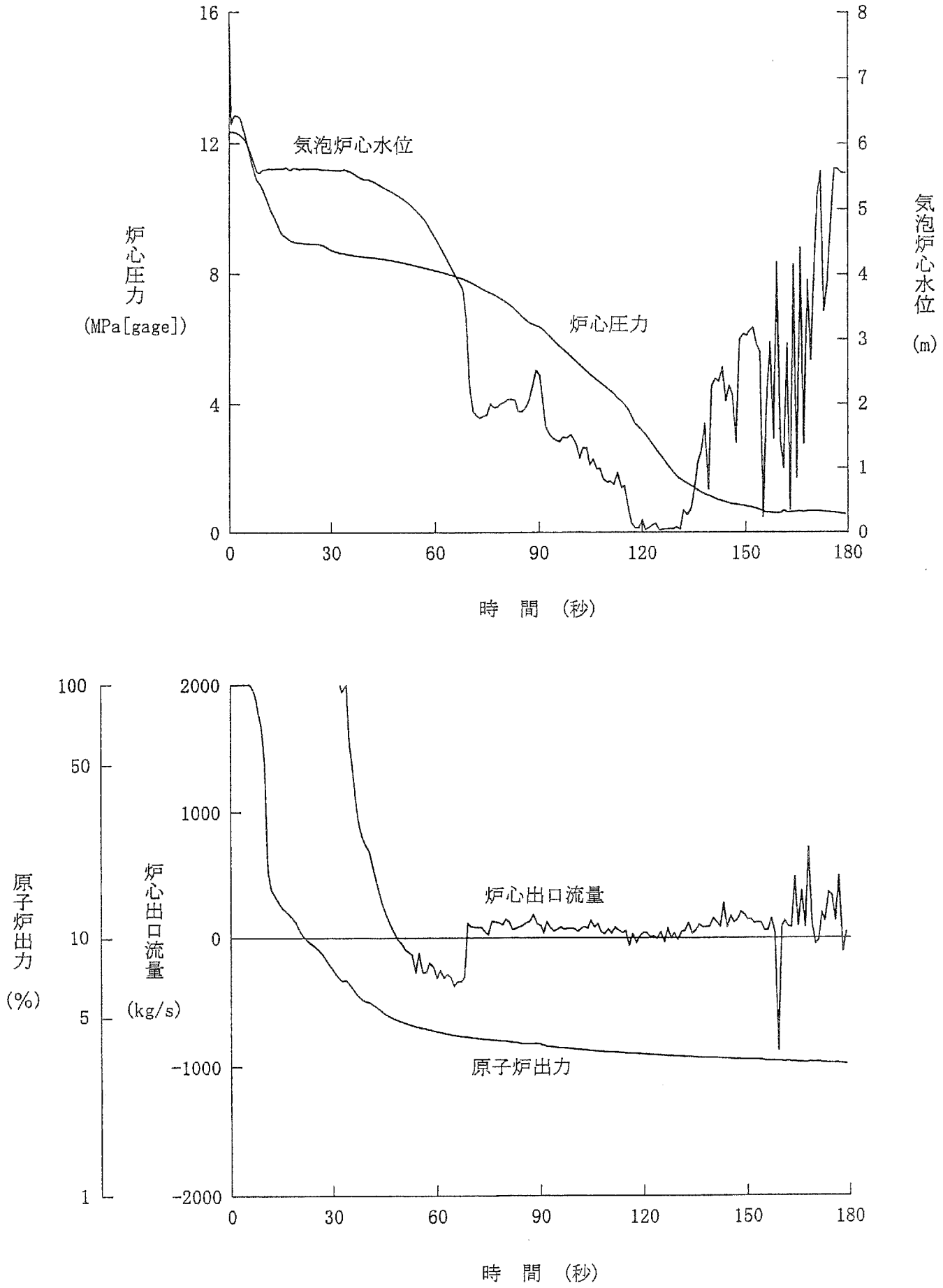


第3.2.1.3図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析
－大破断(3)

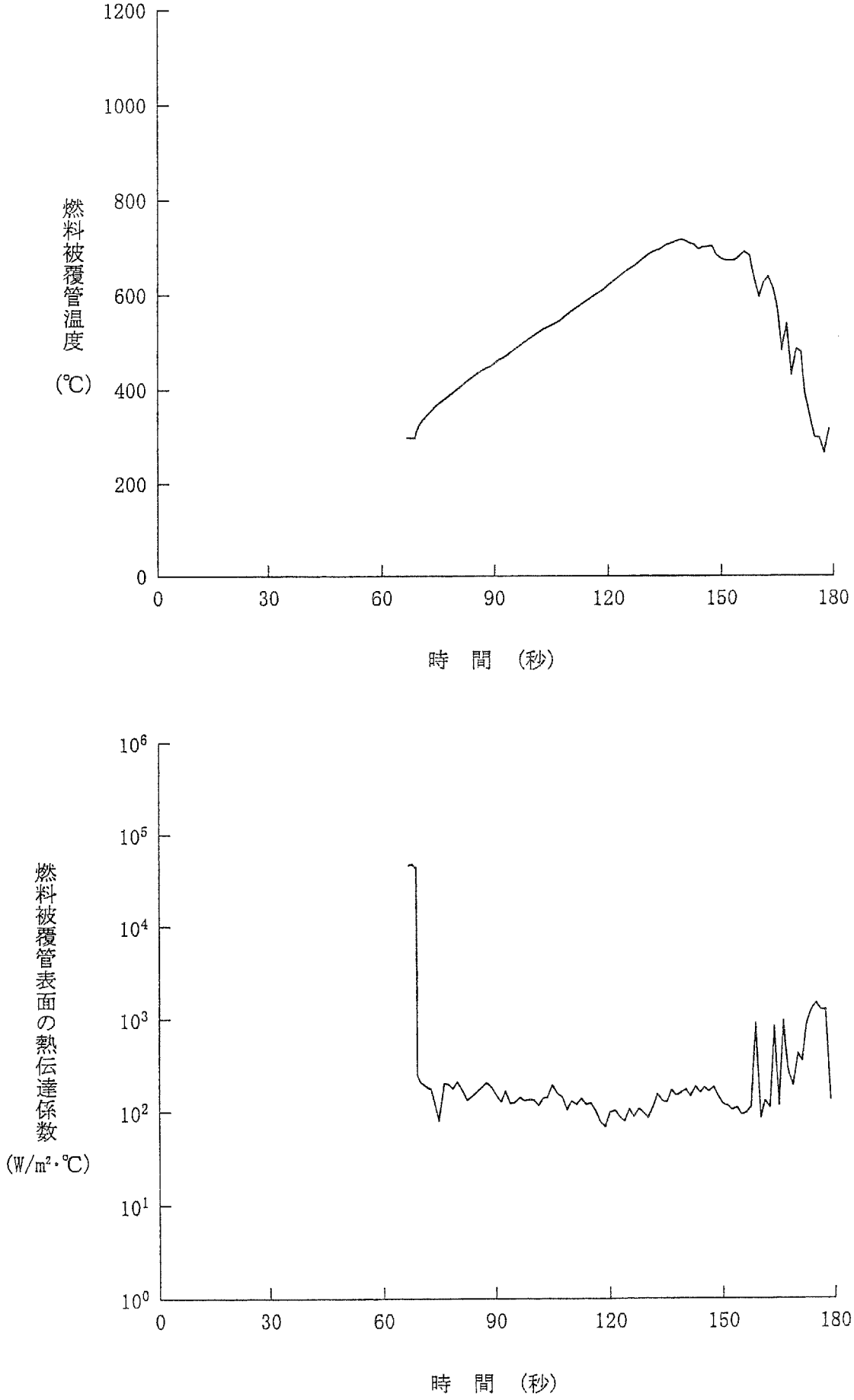




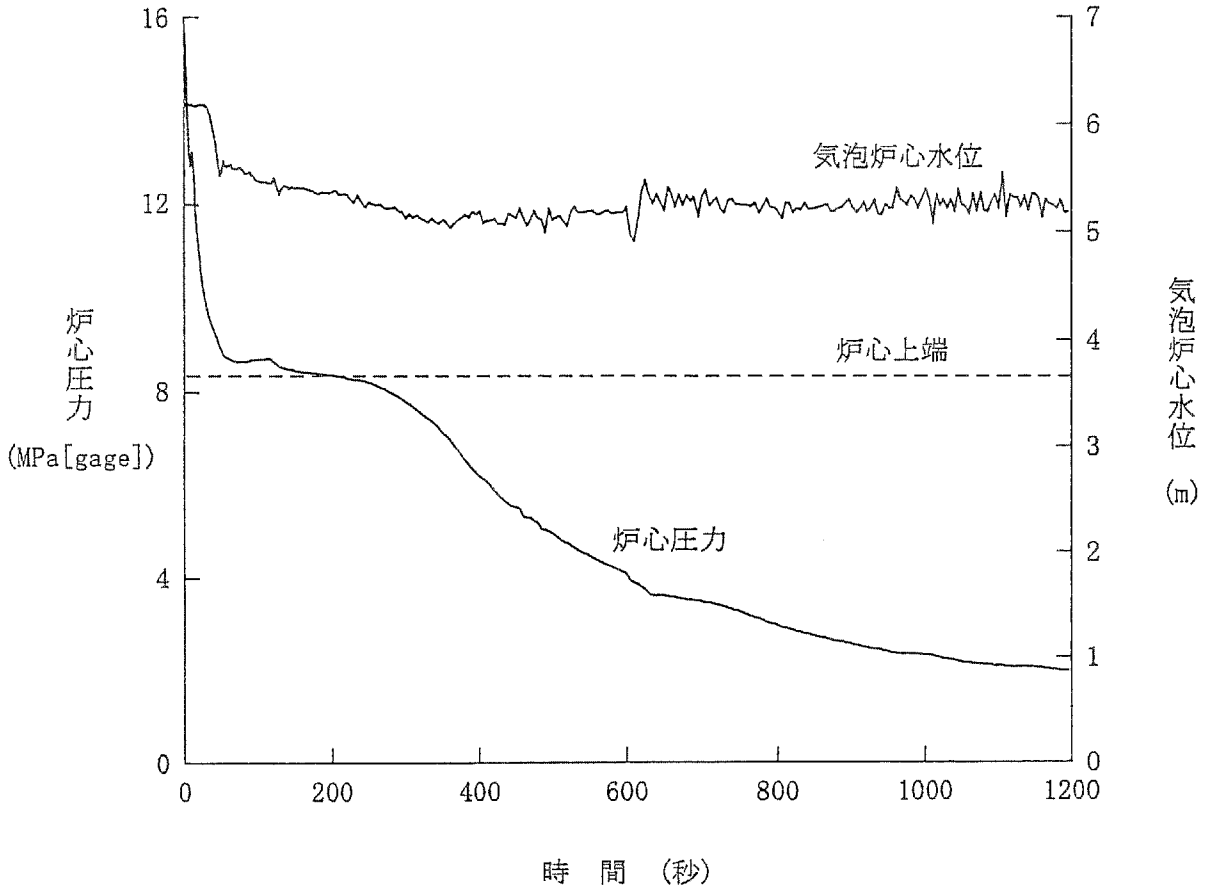
第3.2.1.4図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析
－大破断(4)

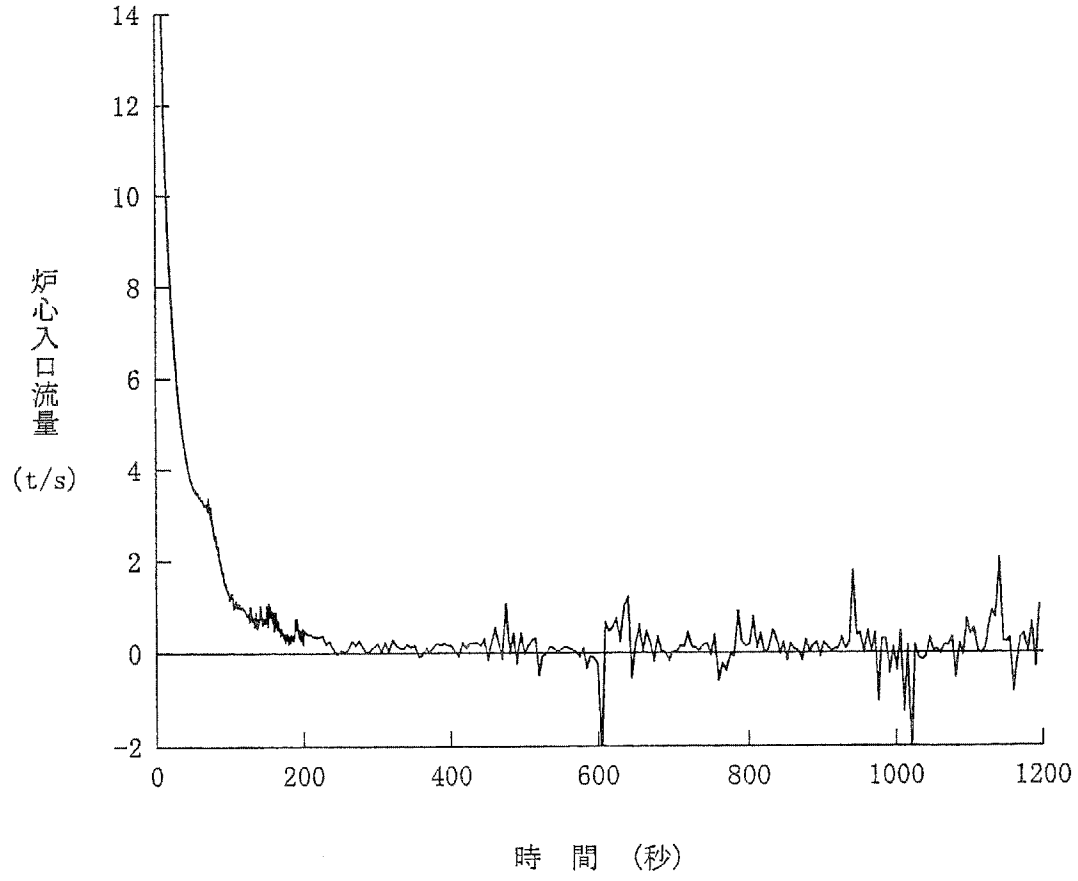


第3.2.1.5図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析
－小破断(1)－液相部破断

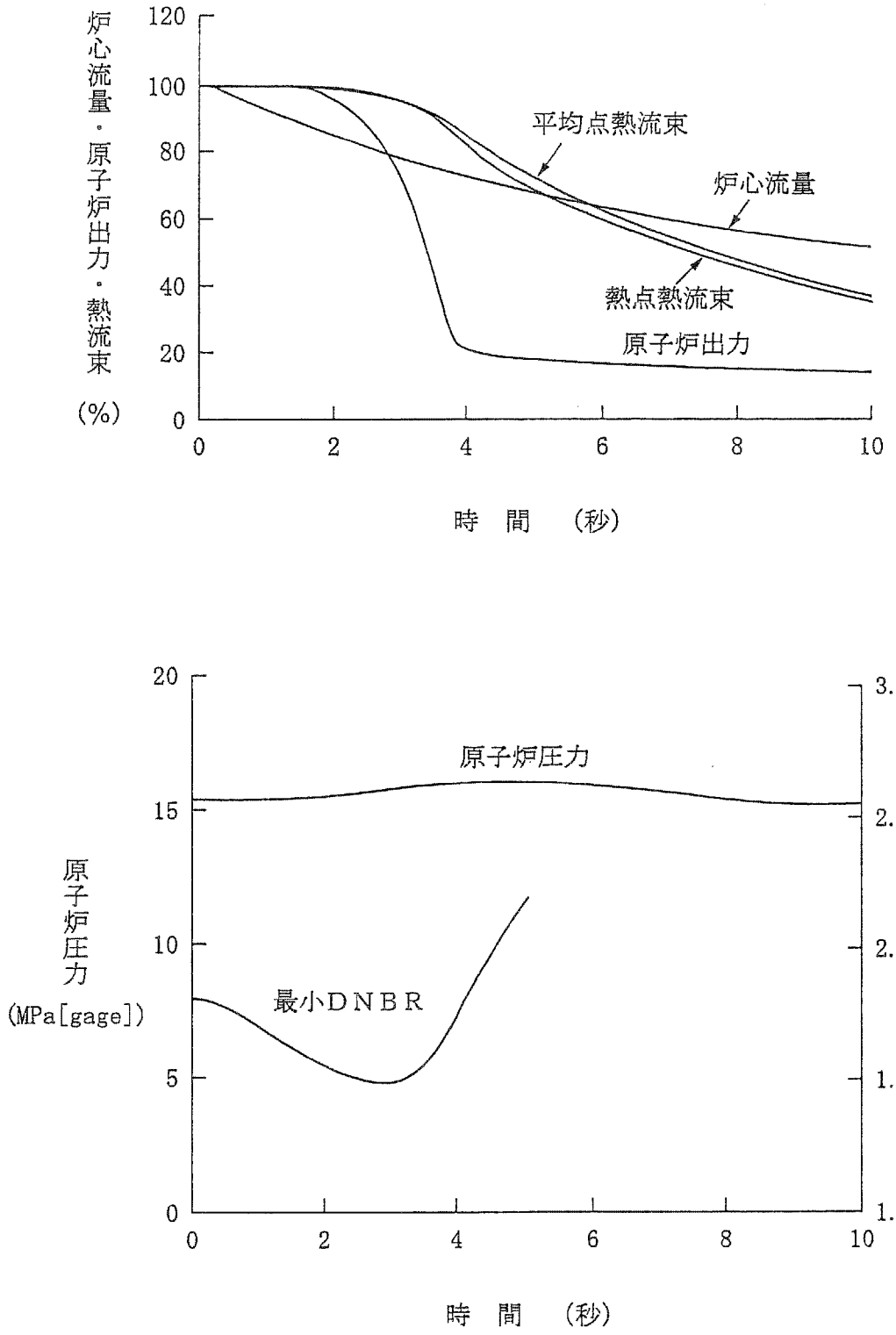


第3.2.1.6図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析
－小破断(2)－液相部破断

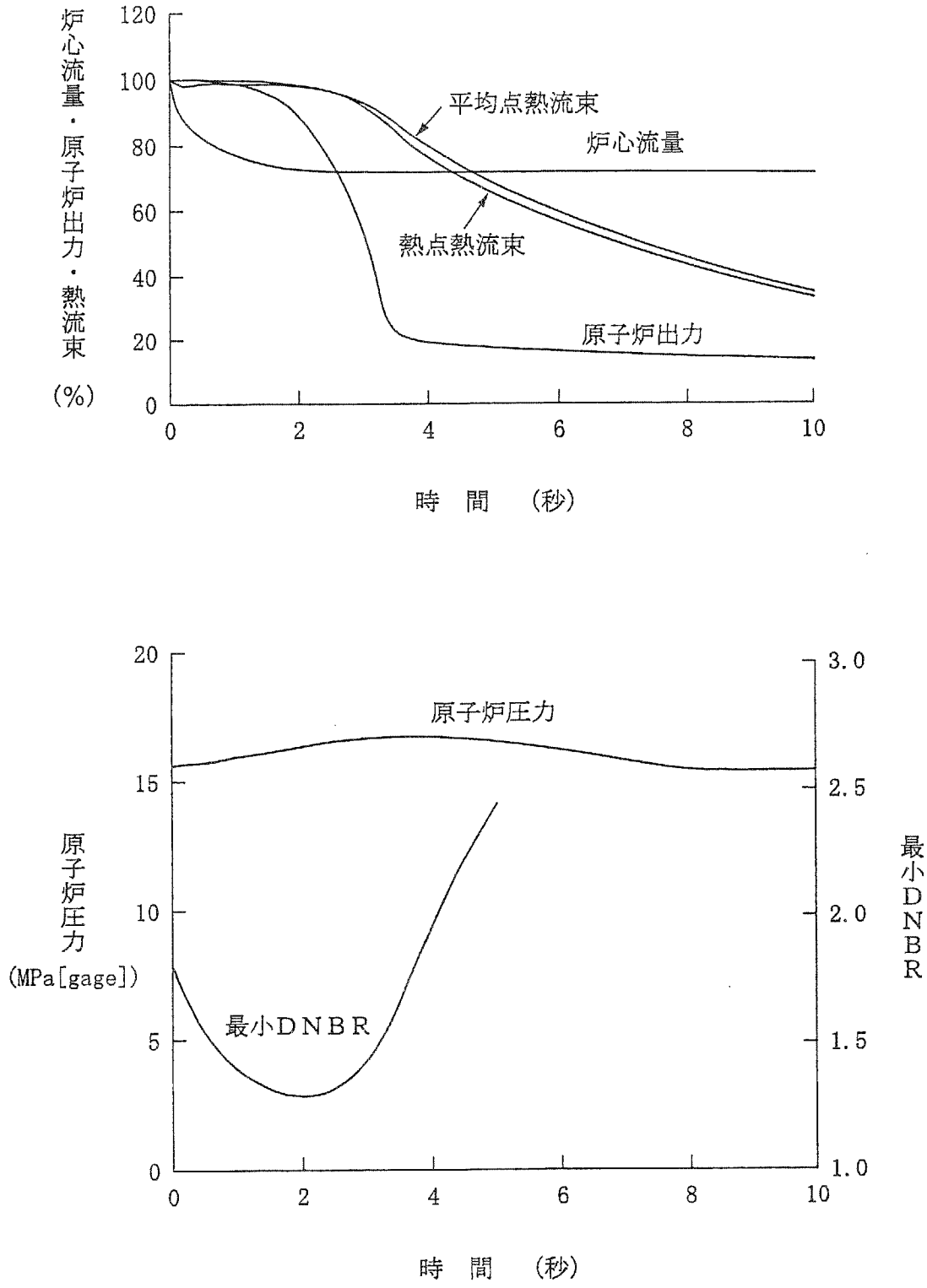




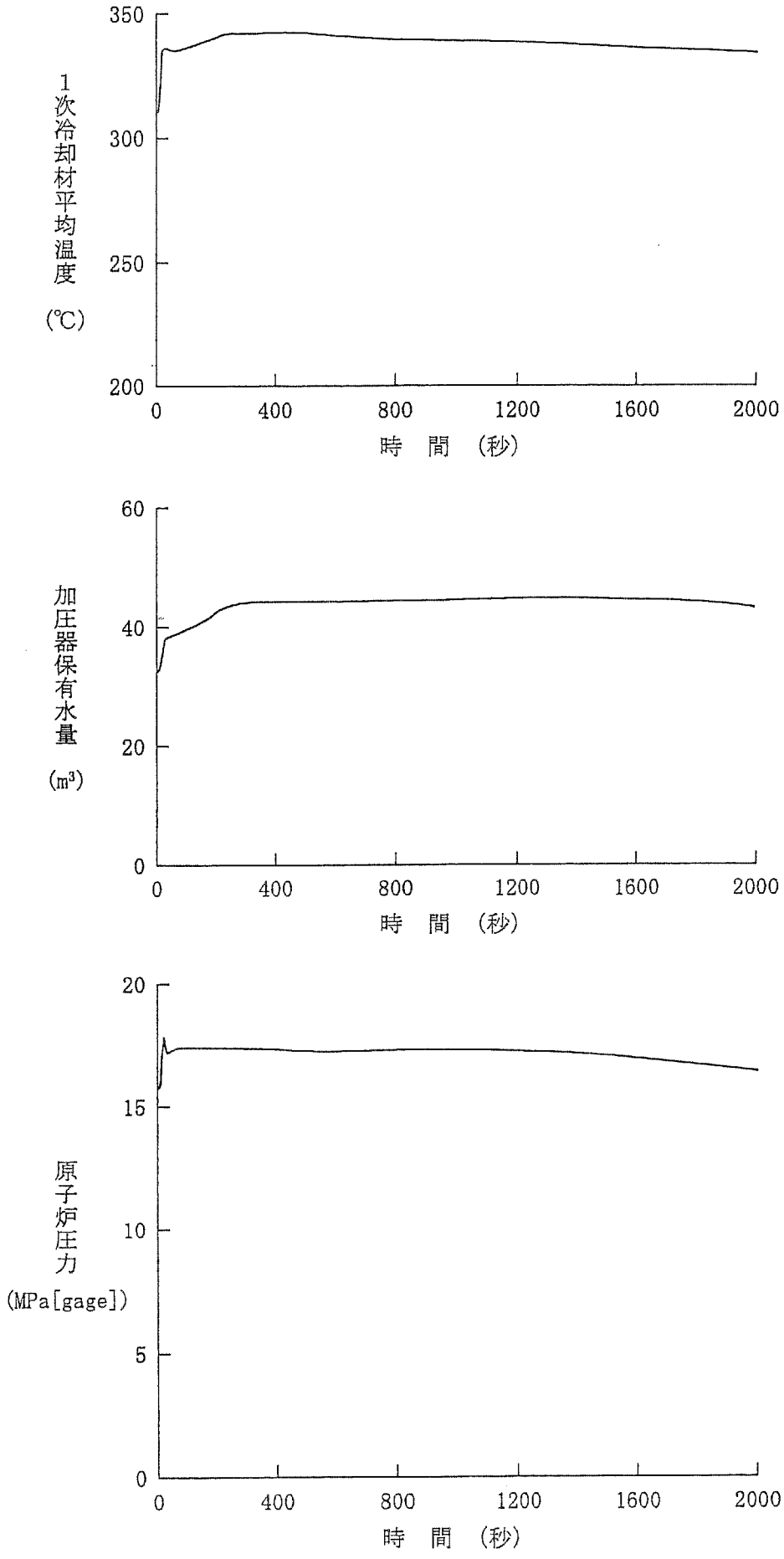
第3.2.1.7図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却系性能評価解析
－小破断(3)－気相部破断



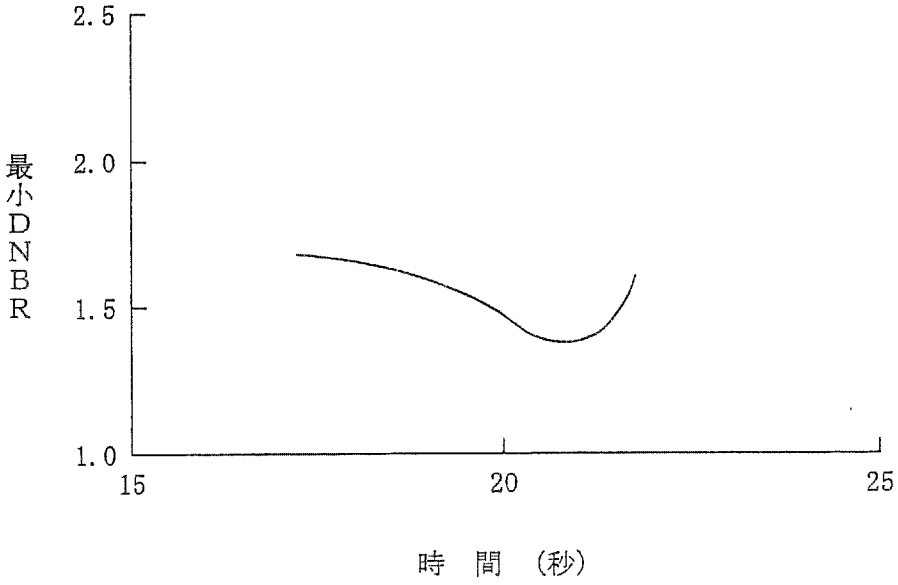
第3.2.2.1図　原子炉冷却材流量の喪失



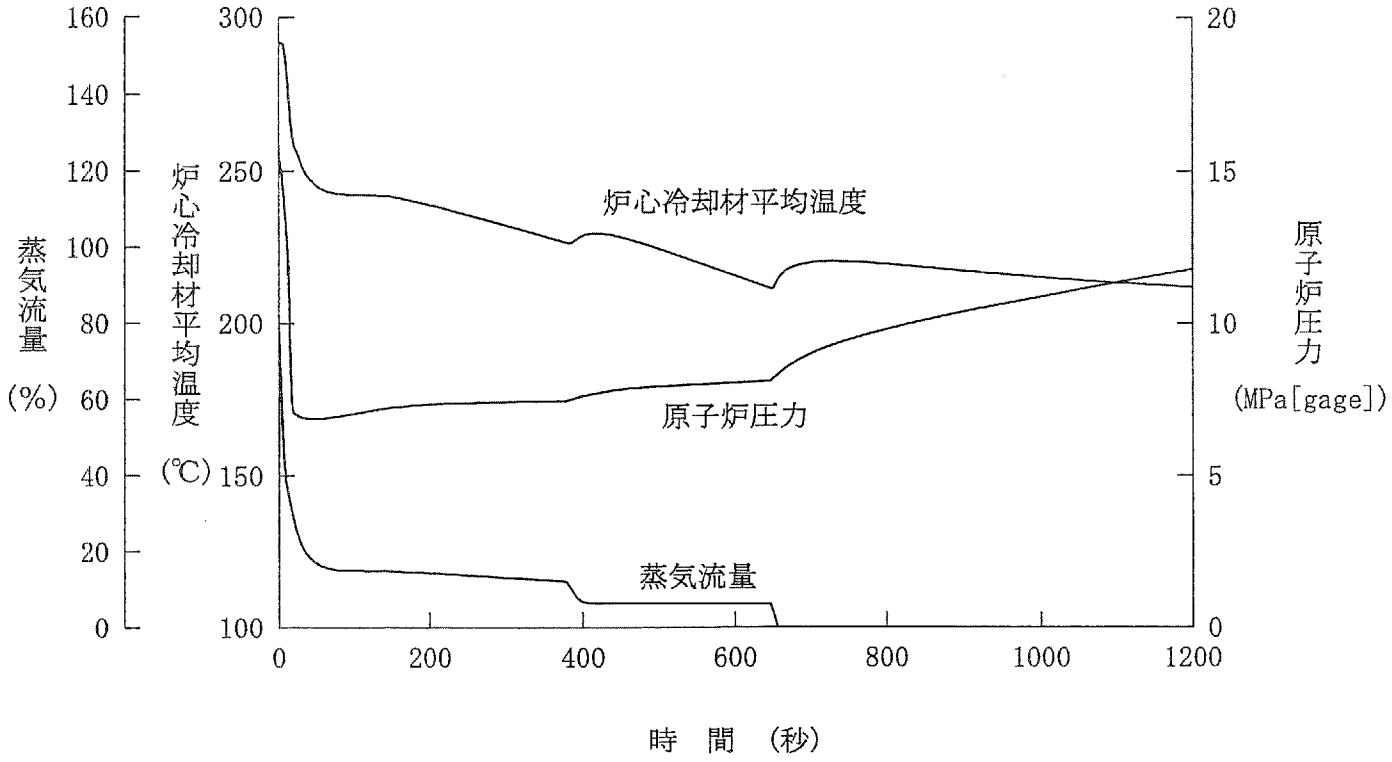
第3.2.3.1図　原子炉冷却材ポンプの軸固着

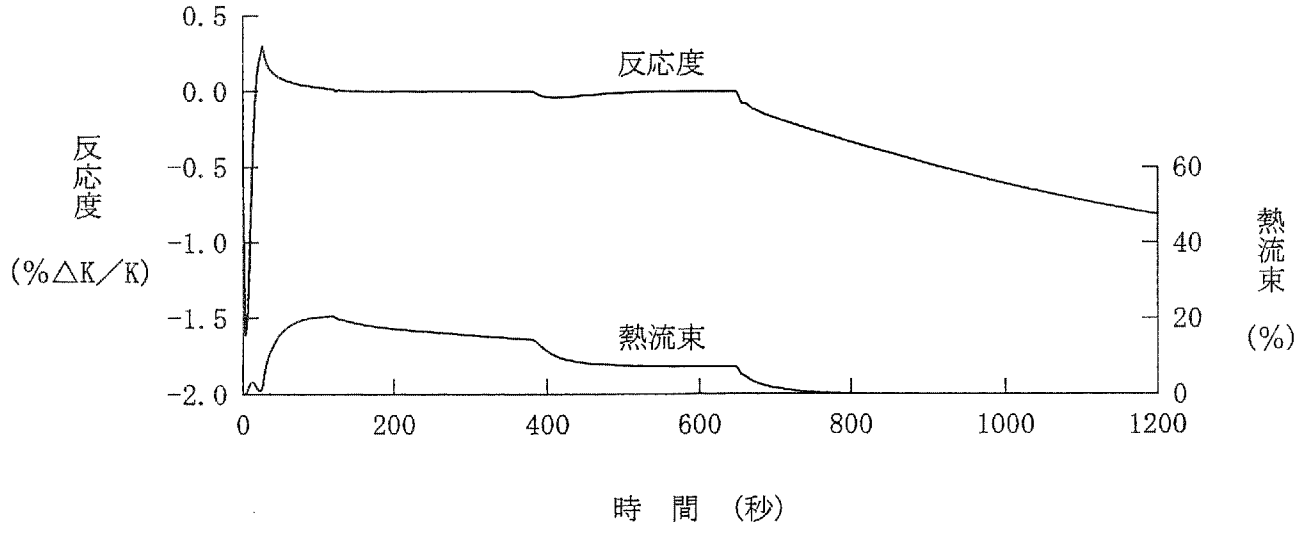


第3.2.4.1図　主給水管破断(1)

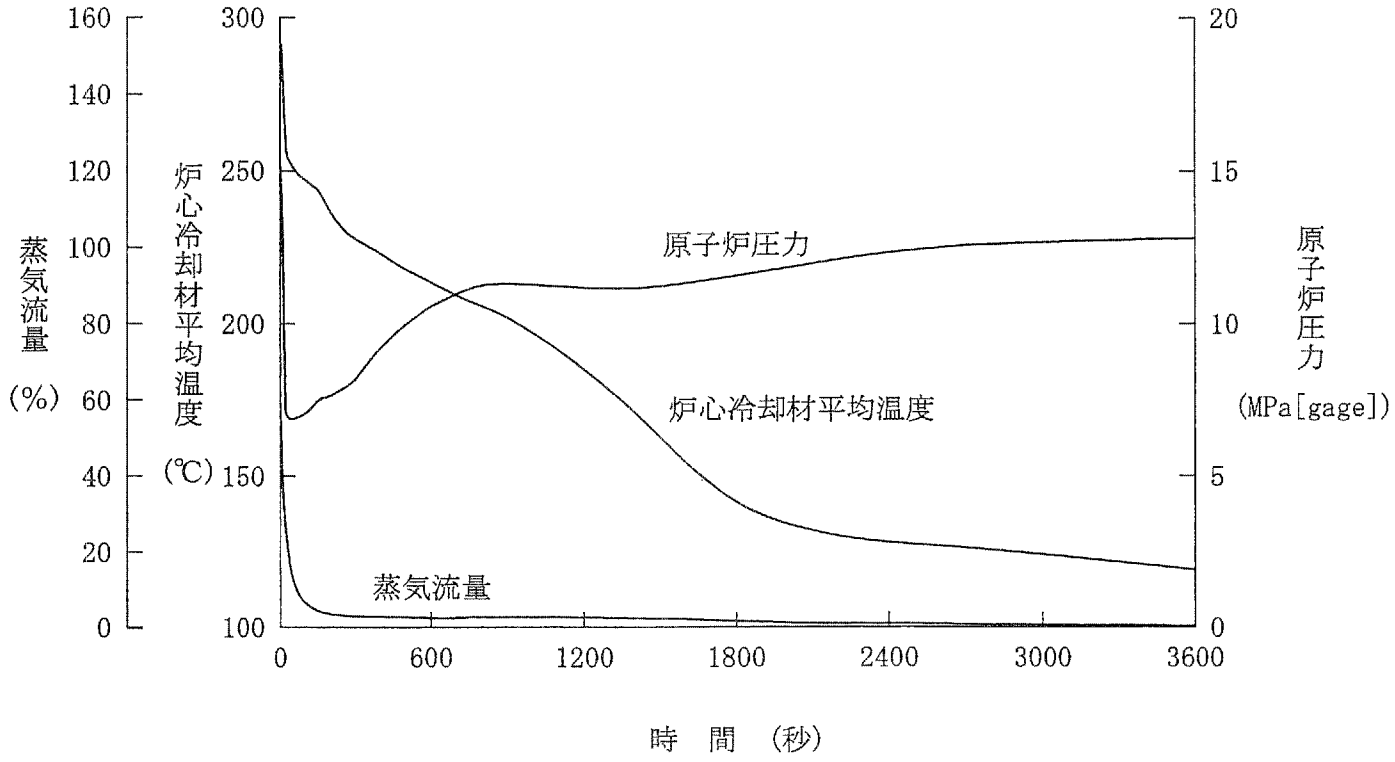


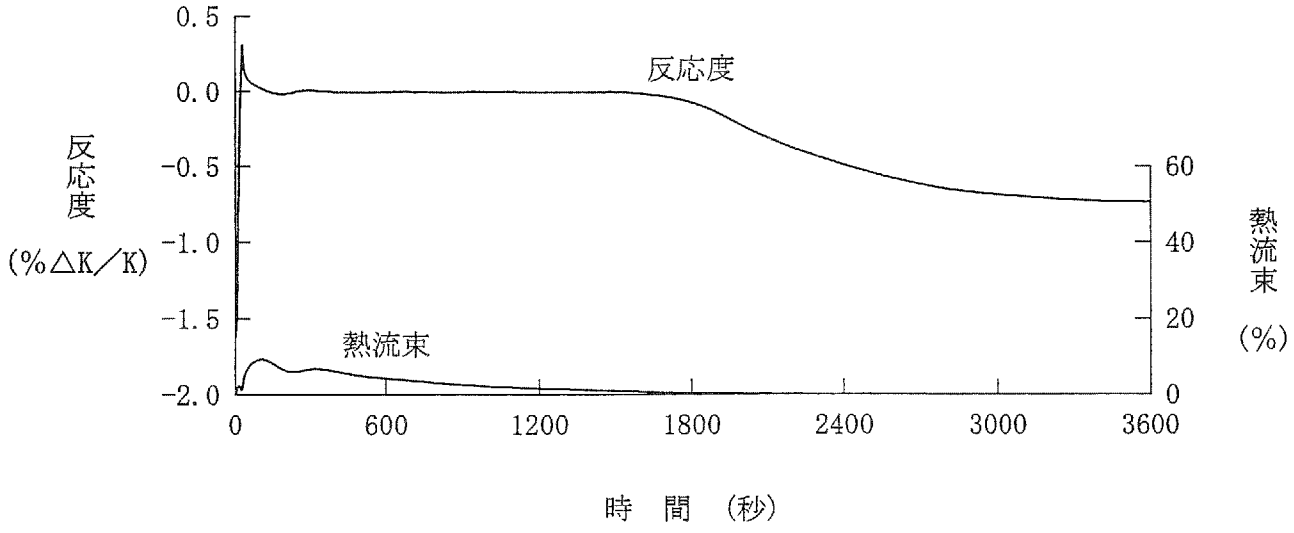
第3.2.4.2図　主給水管破断(2)



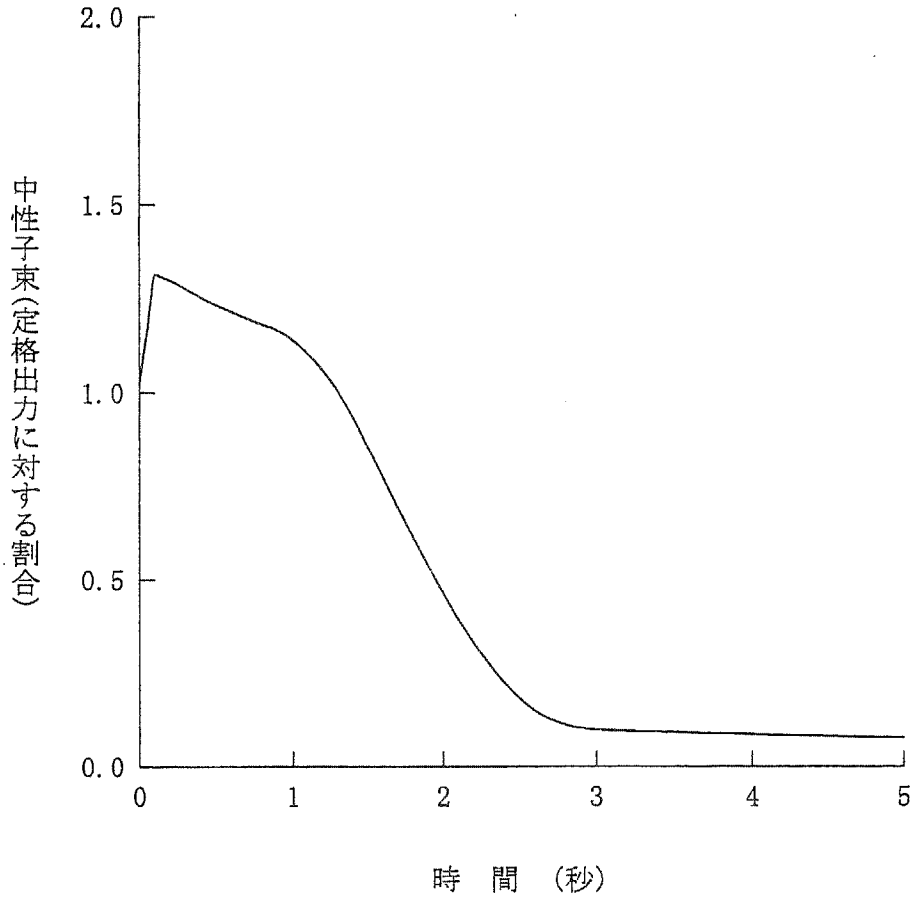


第3.2.5.1図　主蒸気管破断ーケースΛ（外部電源あり）

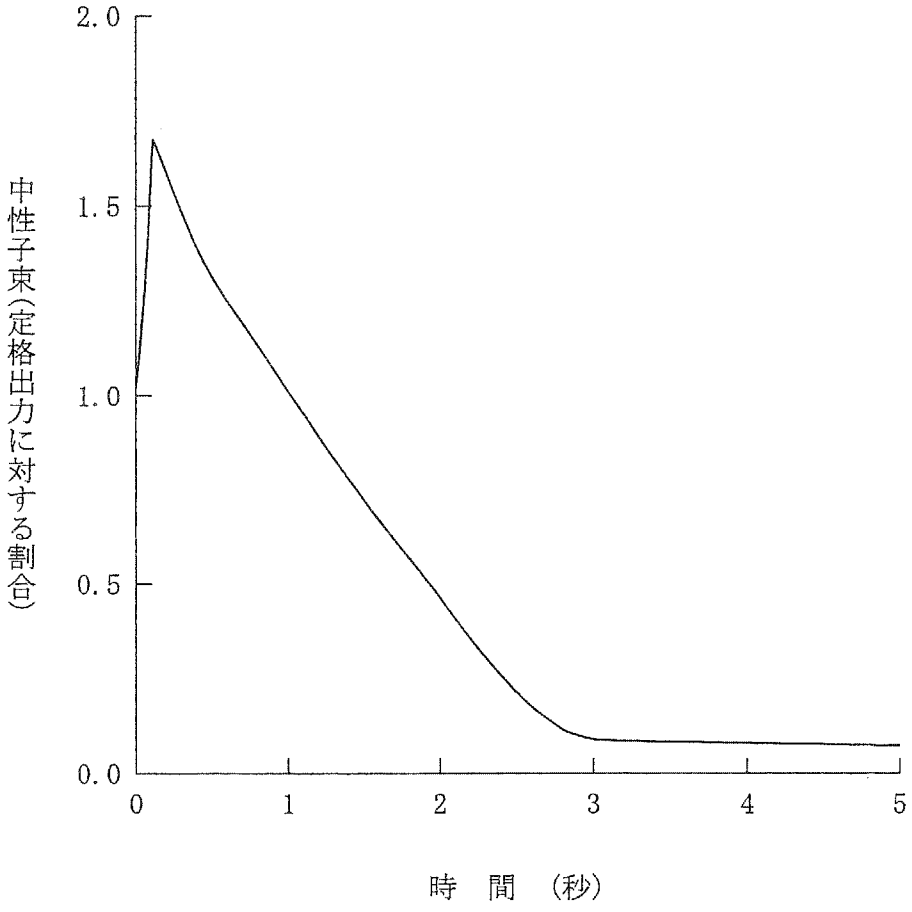




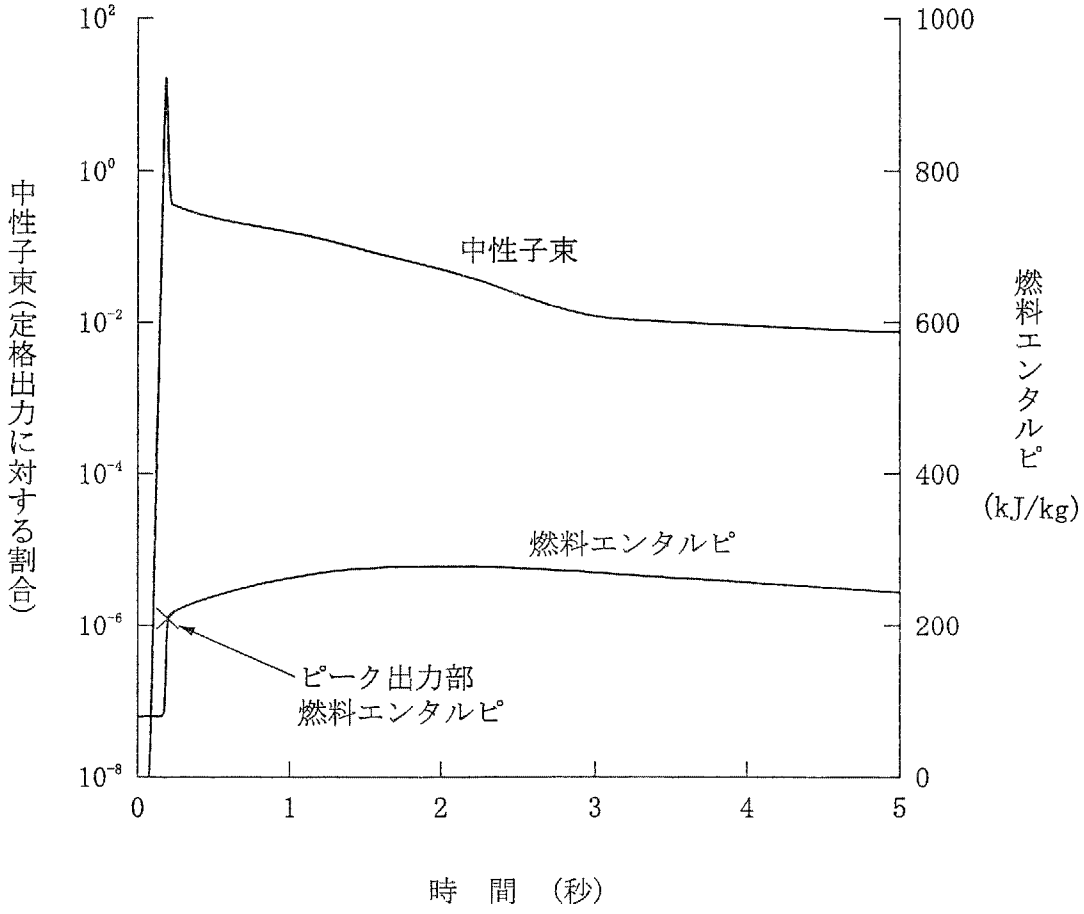
第3.2.5.2図　主蒸気管破断－ケースＢ（外部電源なし）



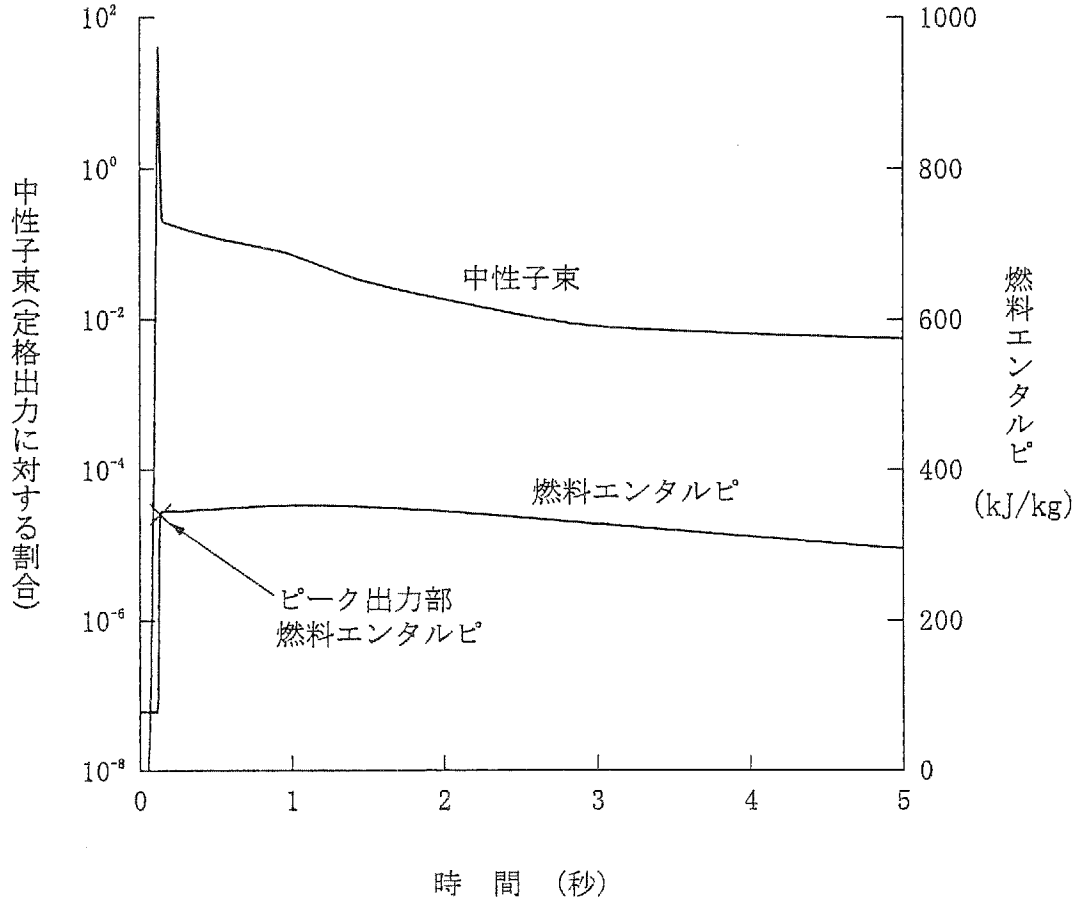
第3.3.1.1図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力



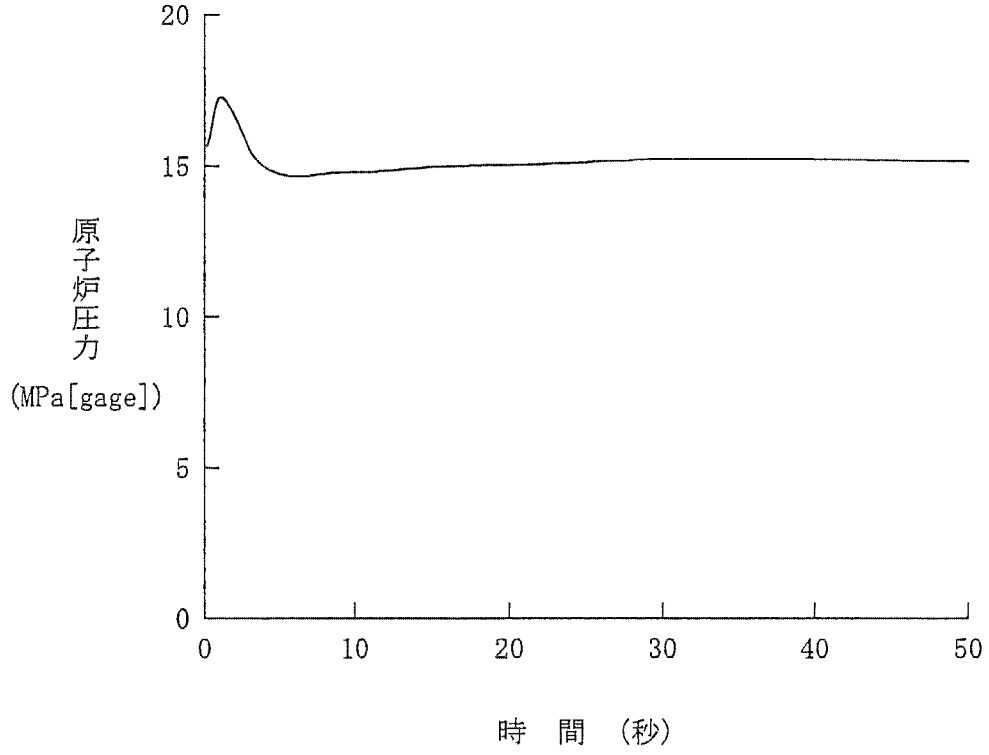
第3.3.1.2図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力



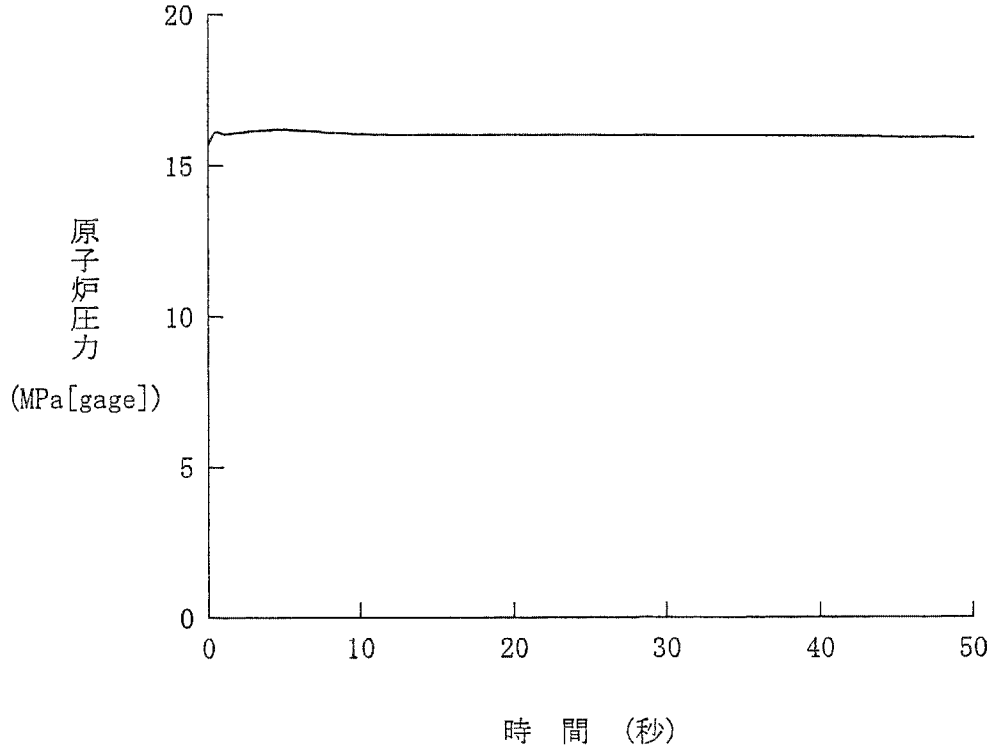
第3.3.1.3図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



第3.3.1.4図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力

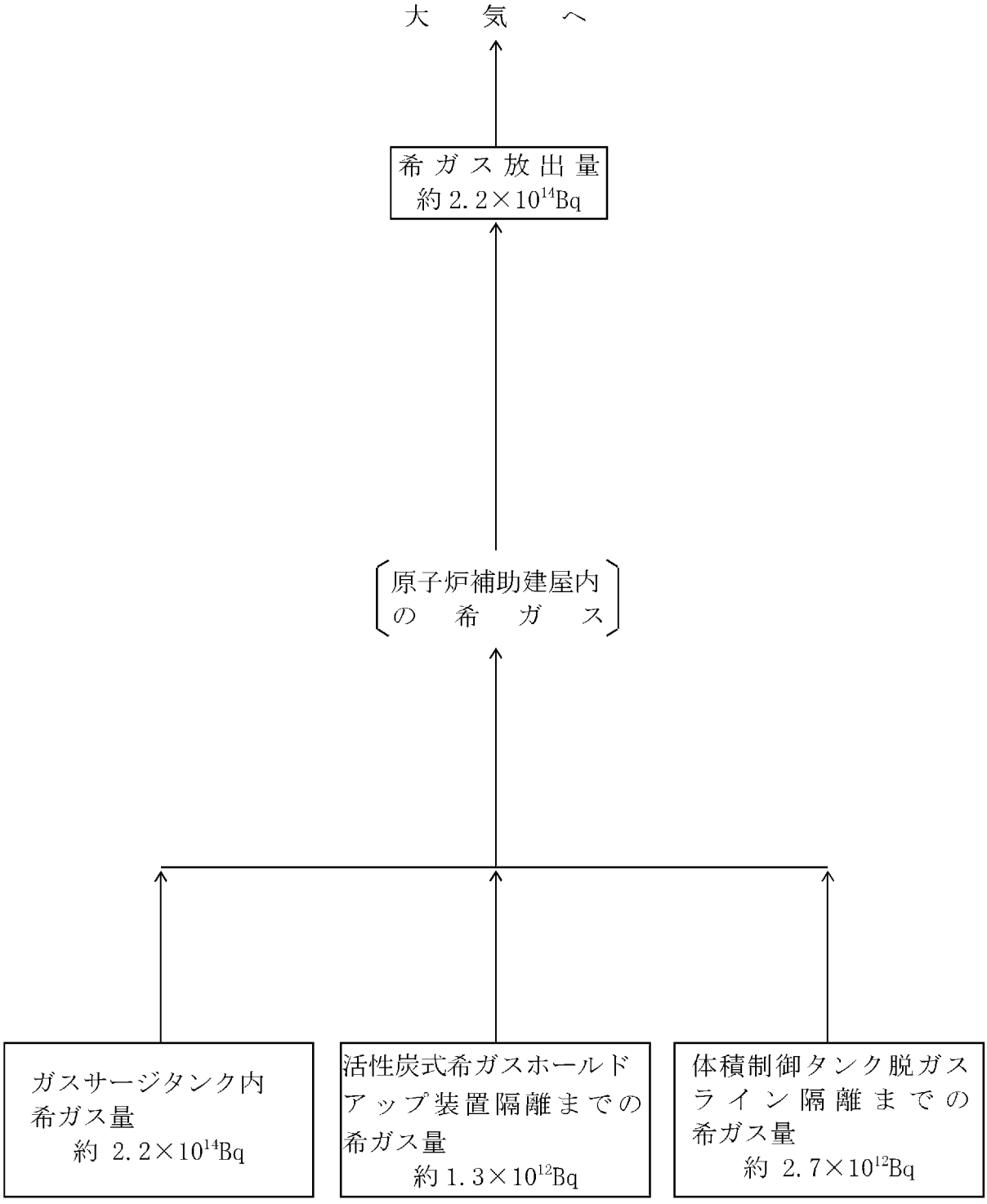


第3.3.1.5図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力ー圧力解析

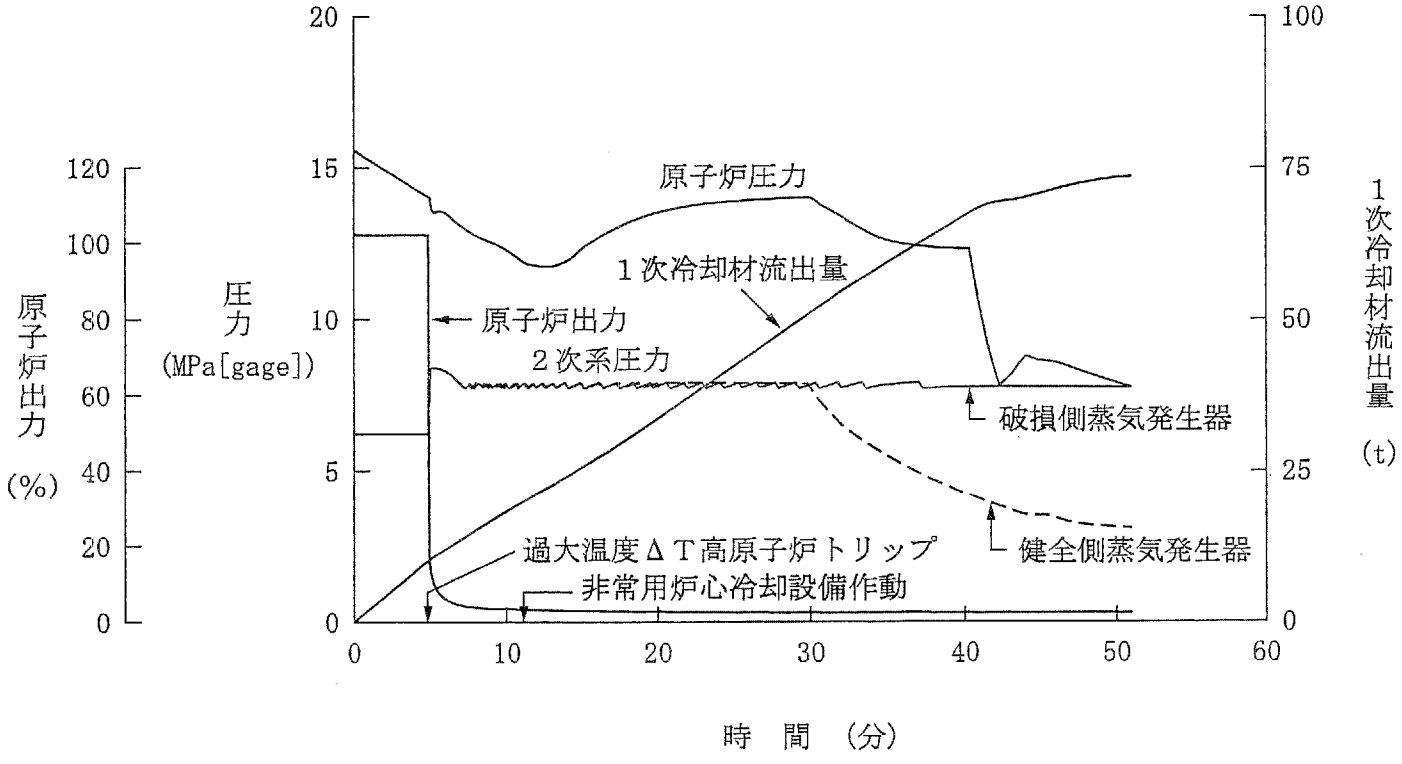


第3.3.1.6図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力ー圧力解析

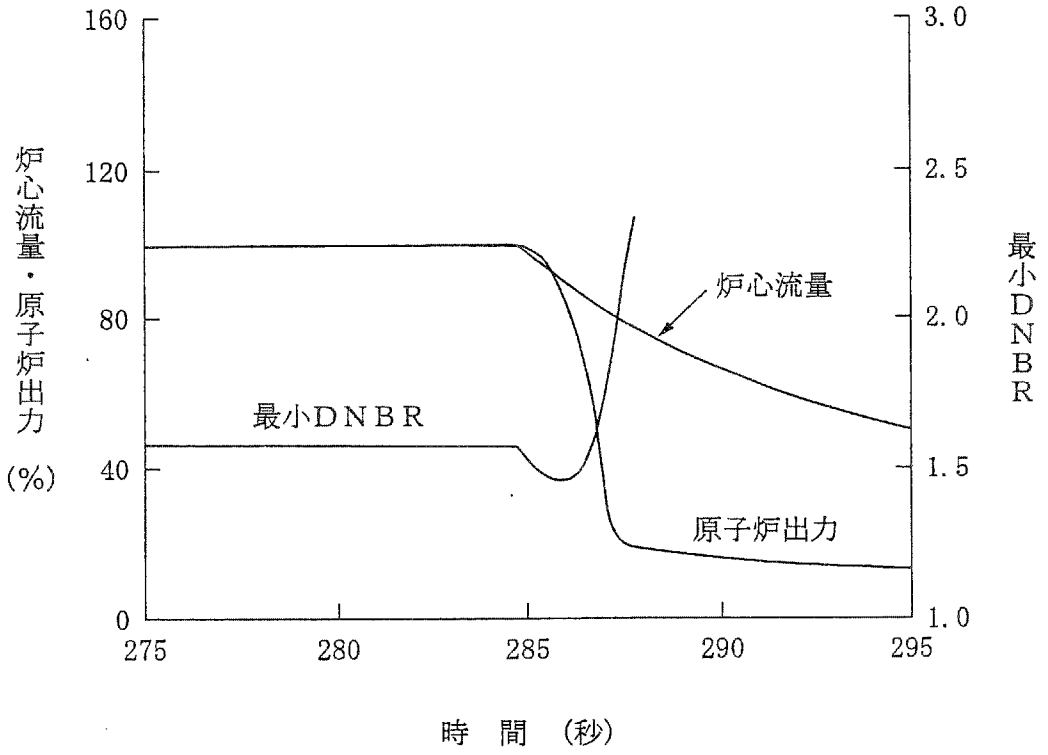
単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）



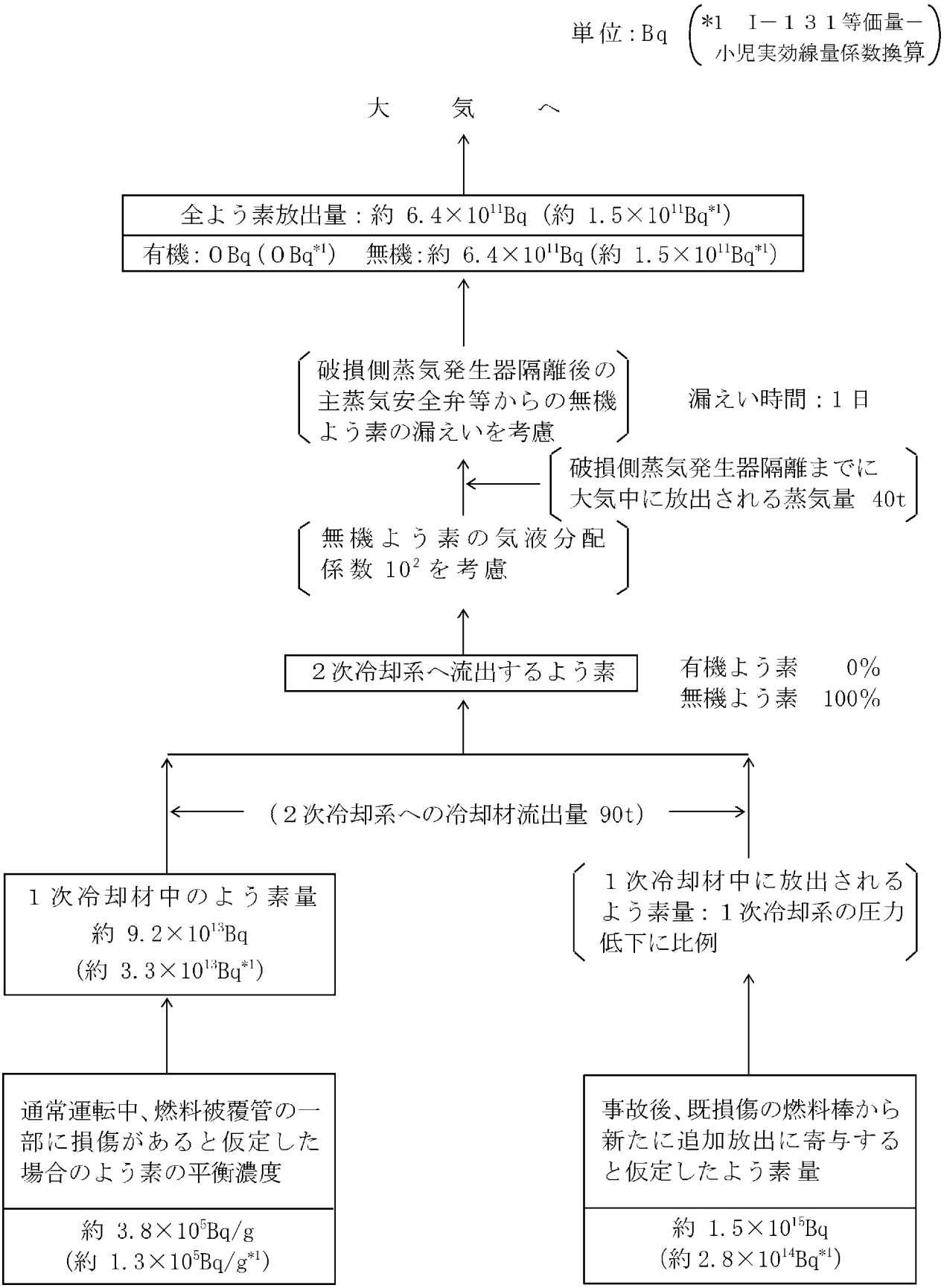
第 3.4.1.1 図　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程



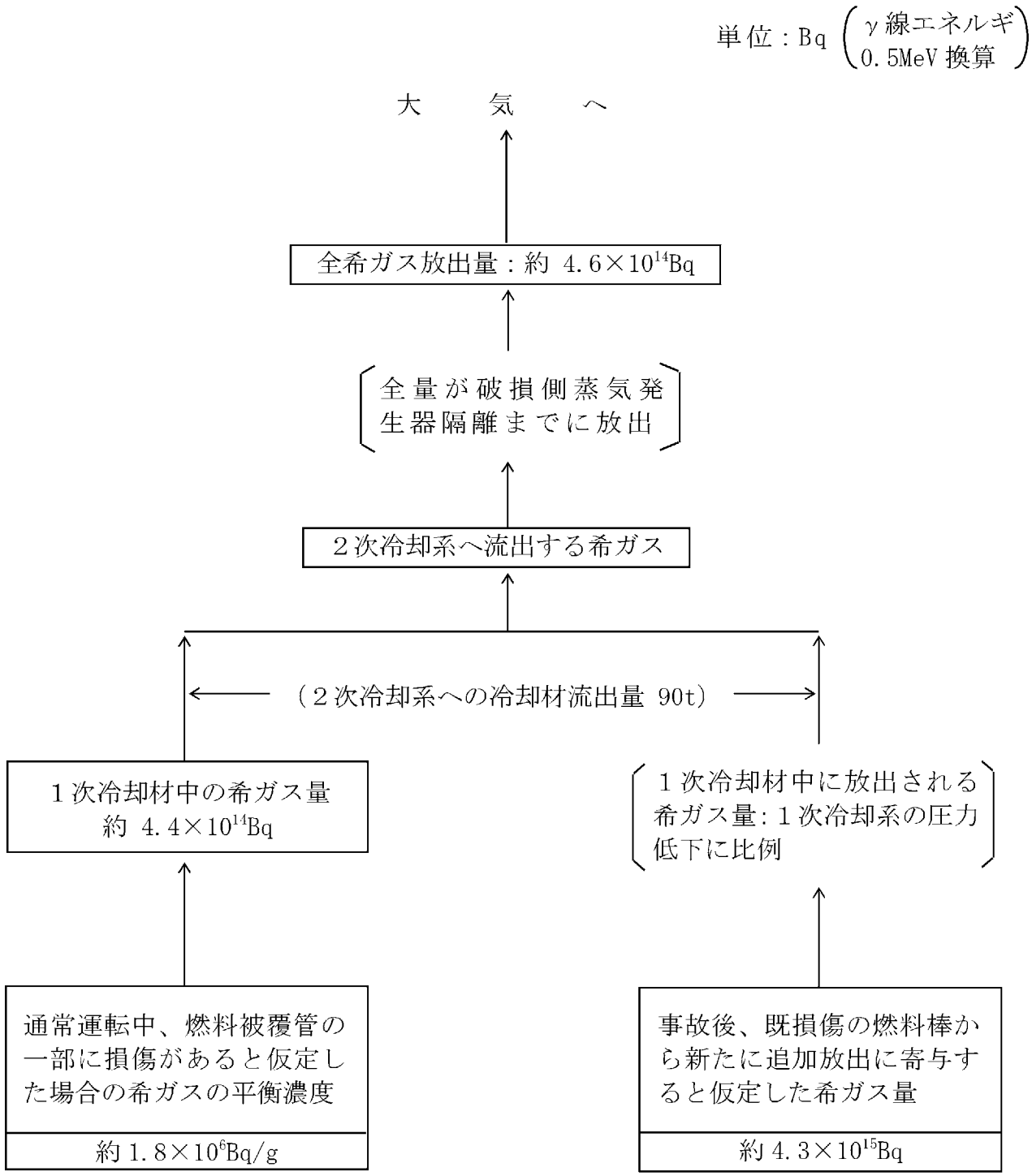
第3.4.2.1図　蒸気発生器伝熱管破損(1)



第3.4.2.2図　蒸気発生器伝熱管破損(2)

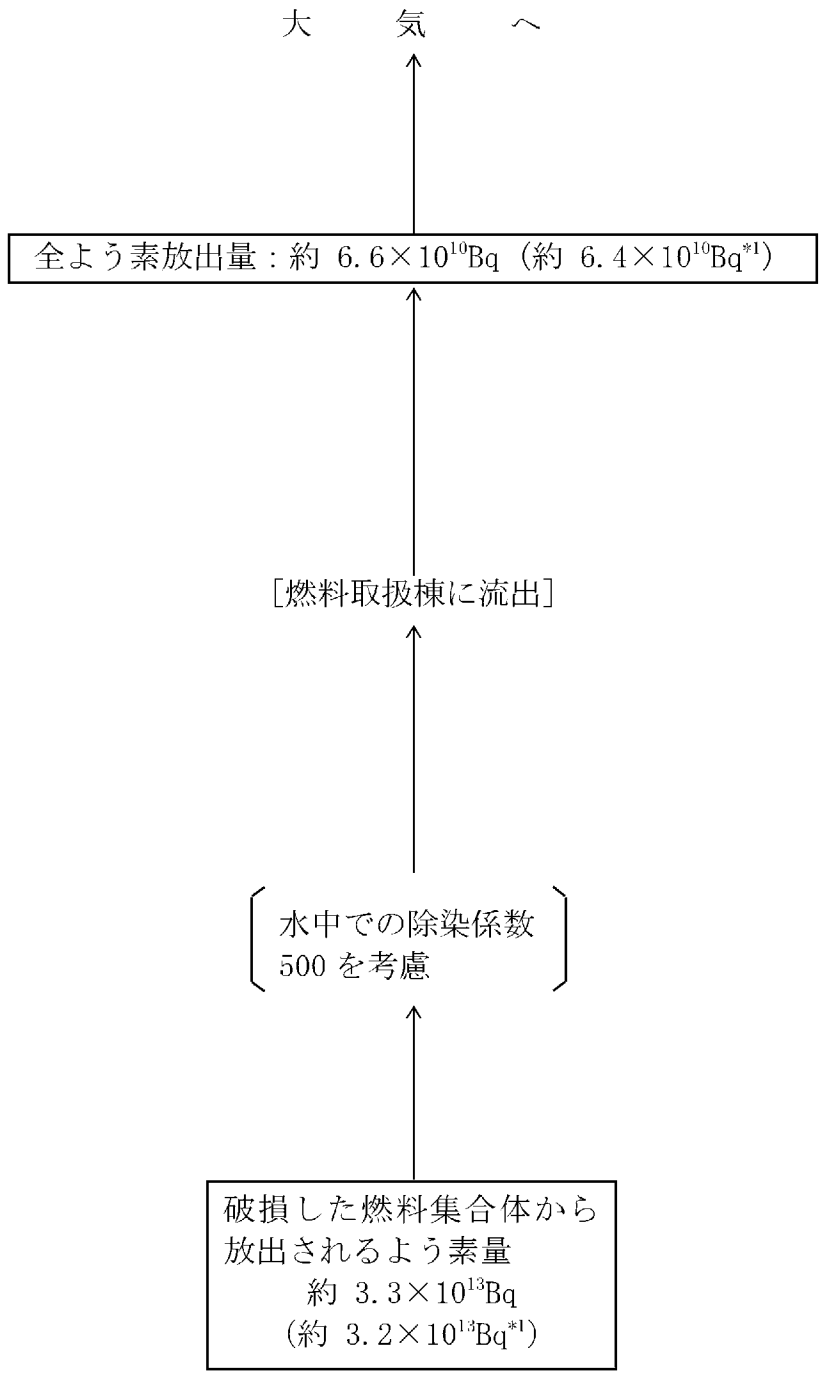


第 3.4.2.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程



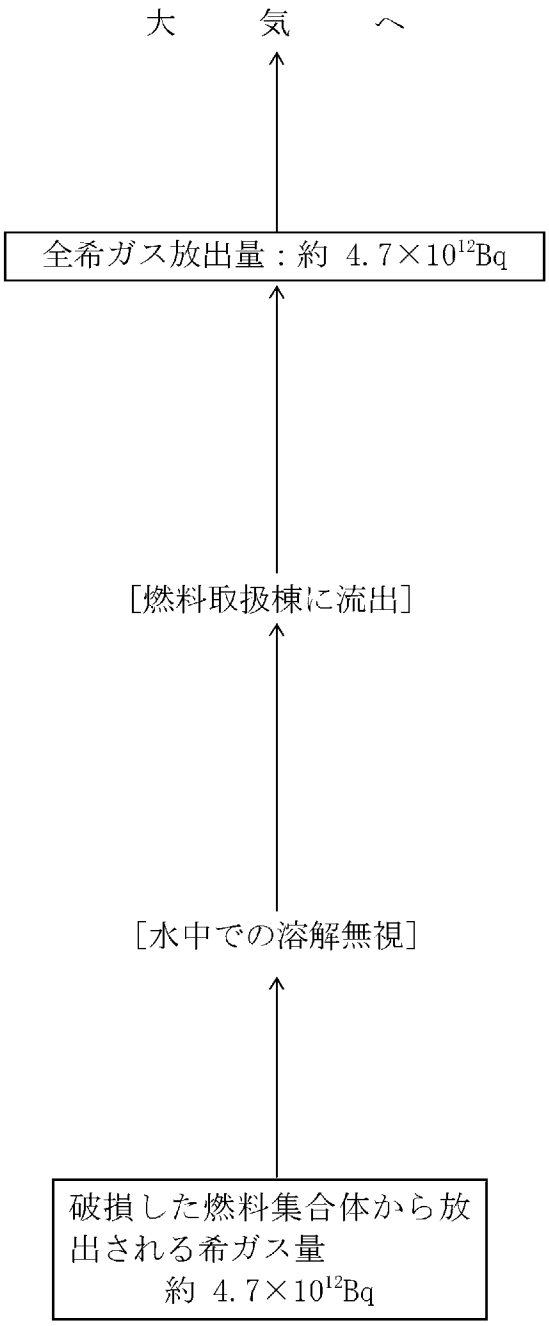
第 3.4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq（*1　I－１３１等価量－小児実効線量係数換算）

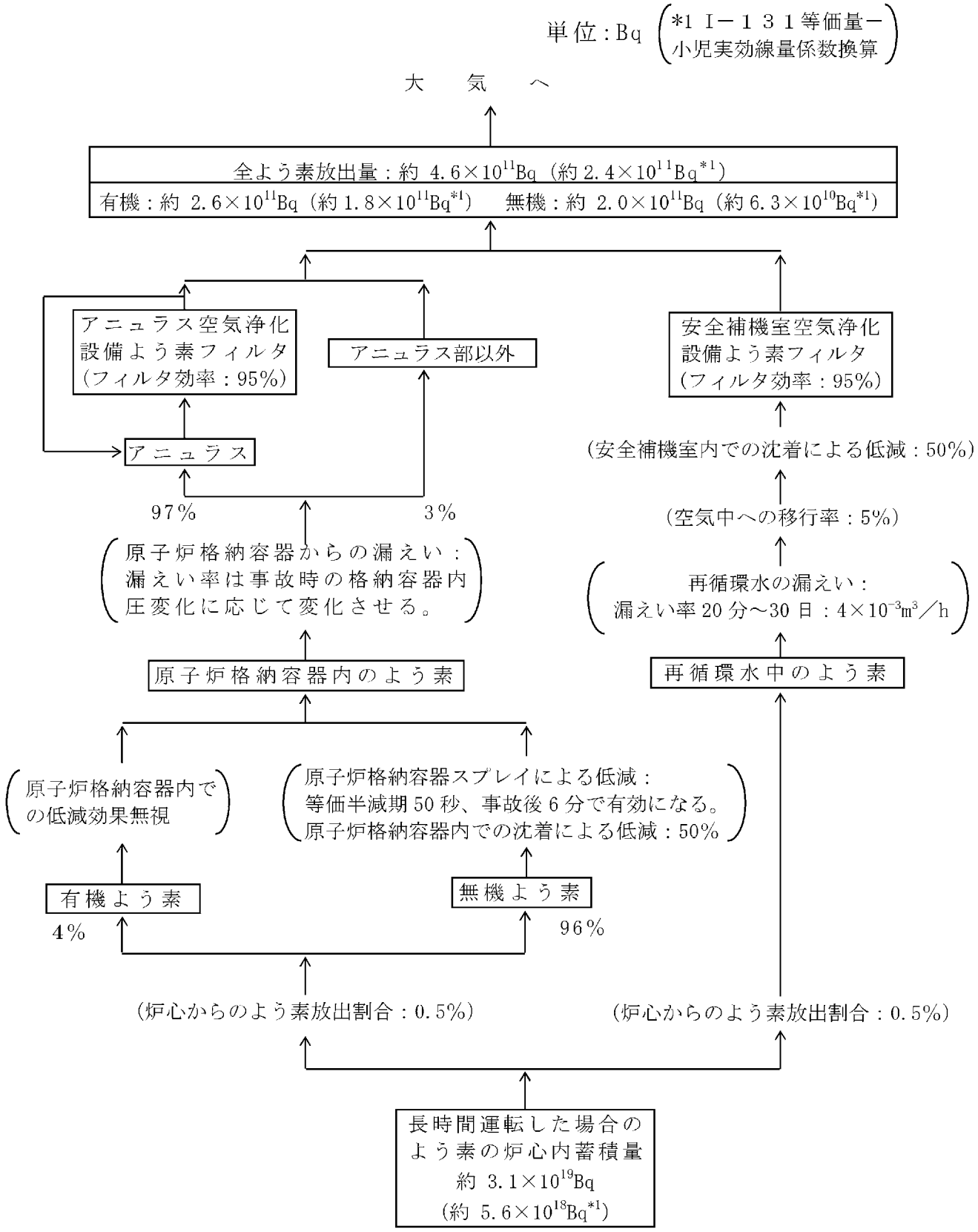


第 3.4.3.1 図　燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

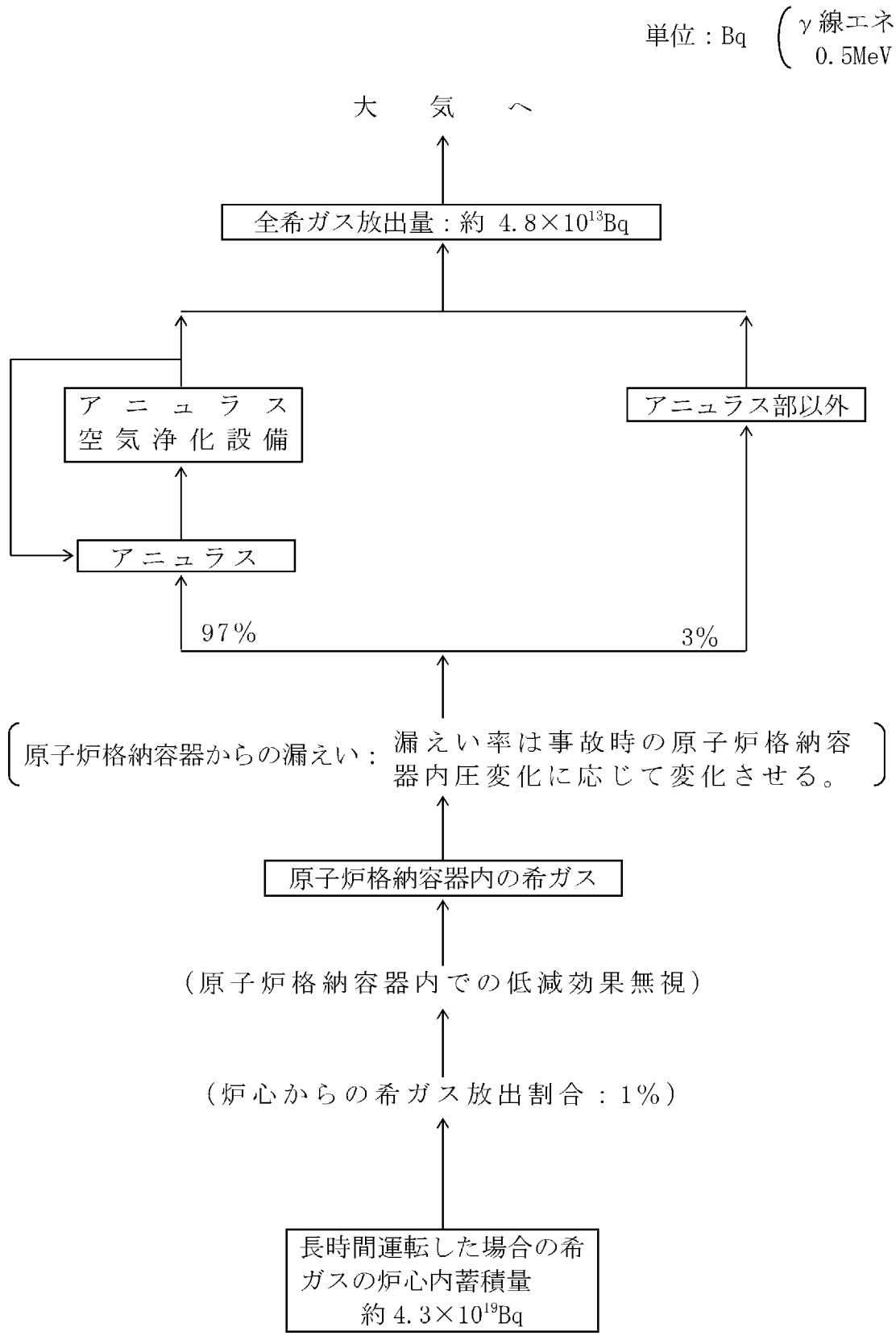
単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）



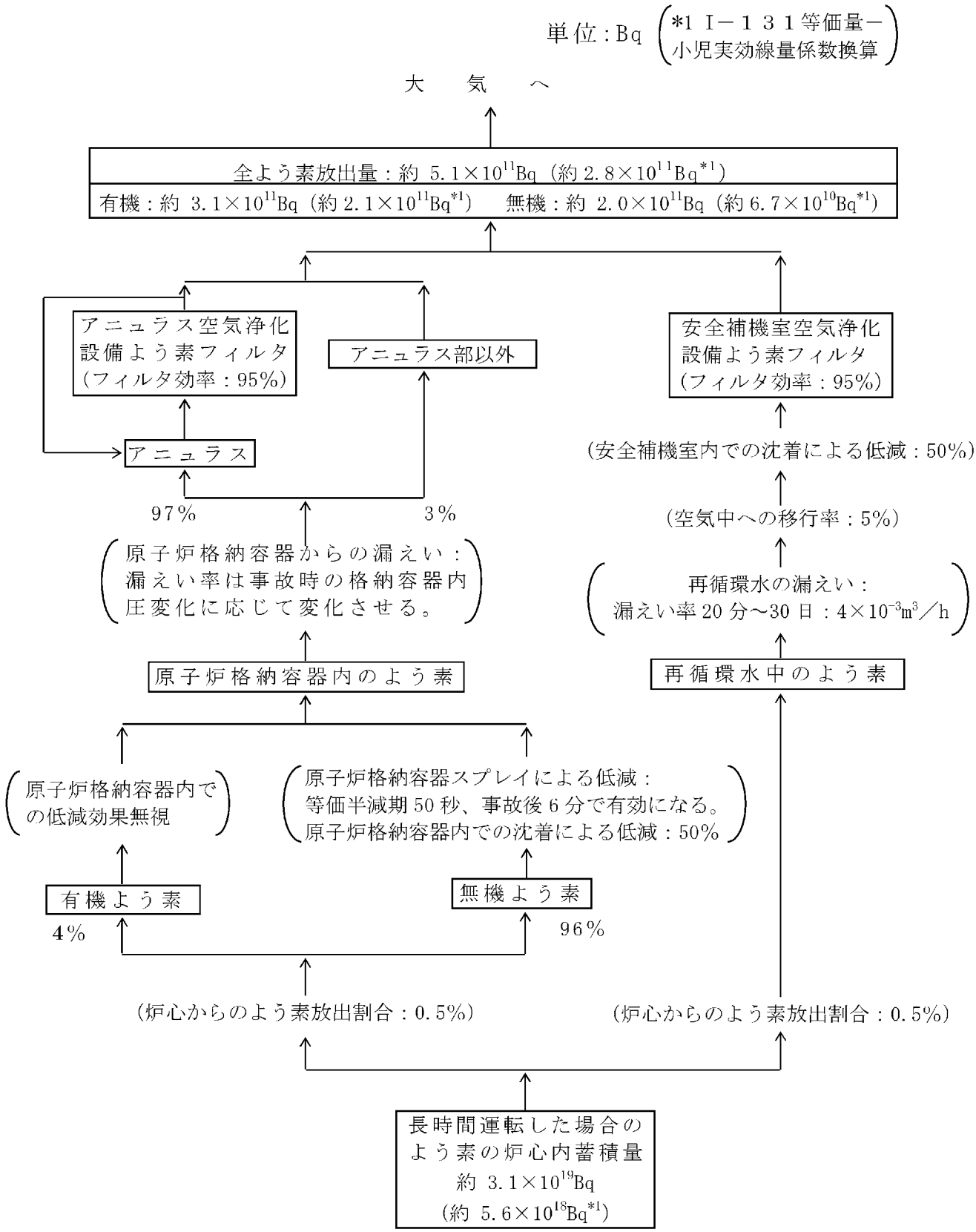
第 3.4.3.2 図　燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程



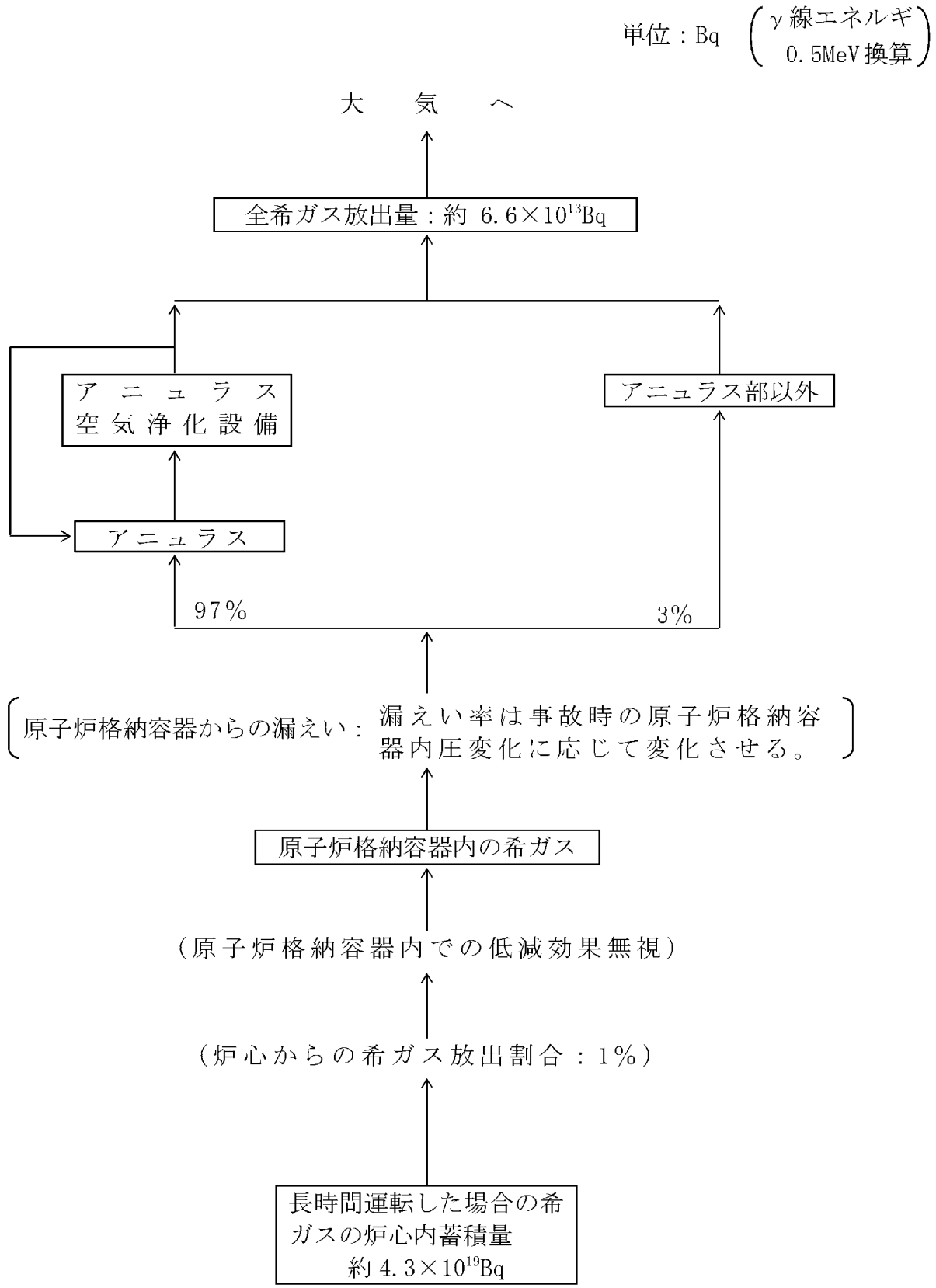
第 3.4.4.1 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程
－動的機器の単一故障



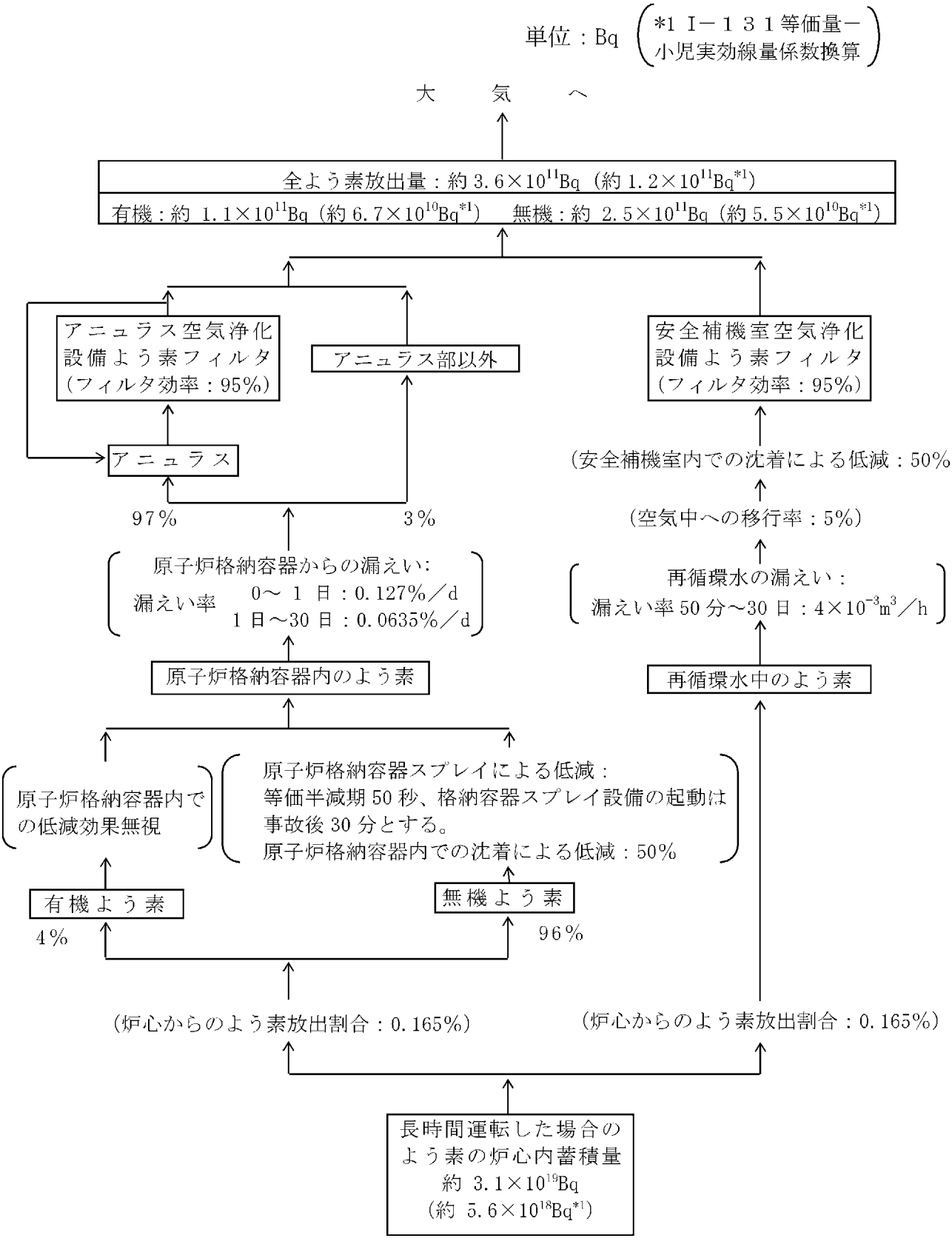
第 3.4.4.2 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程
－動的機器の単一故障



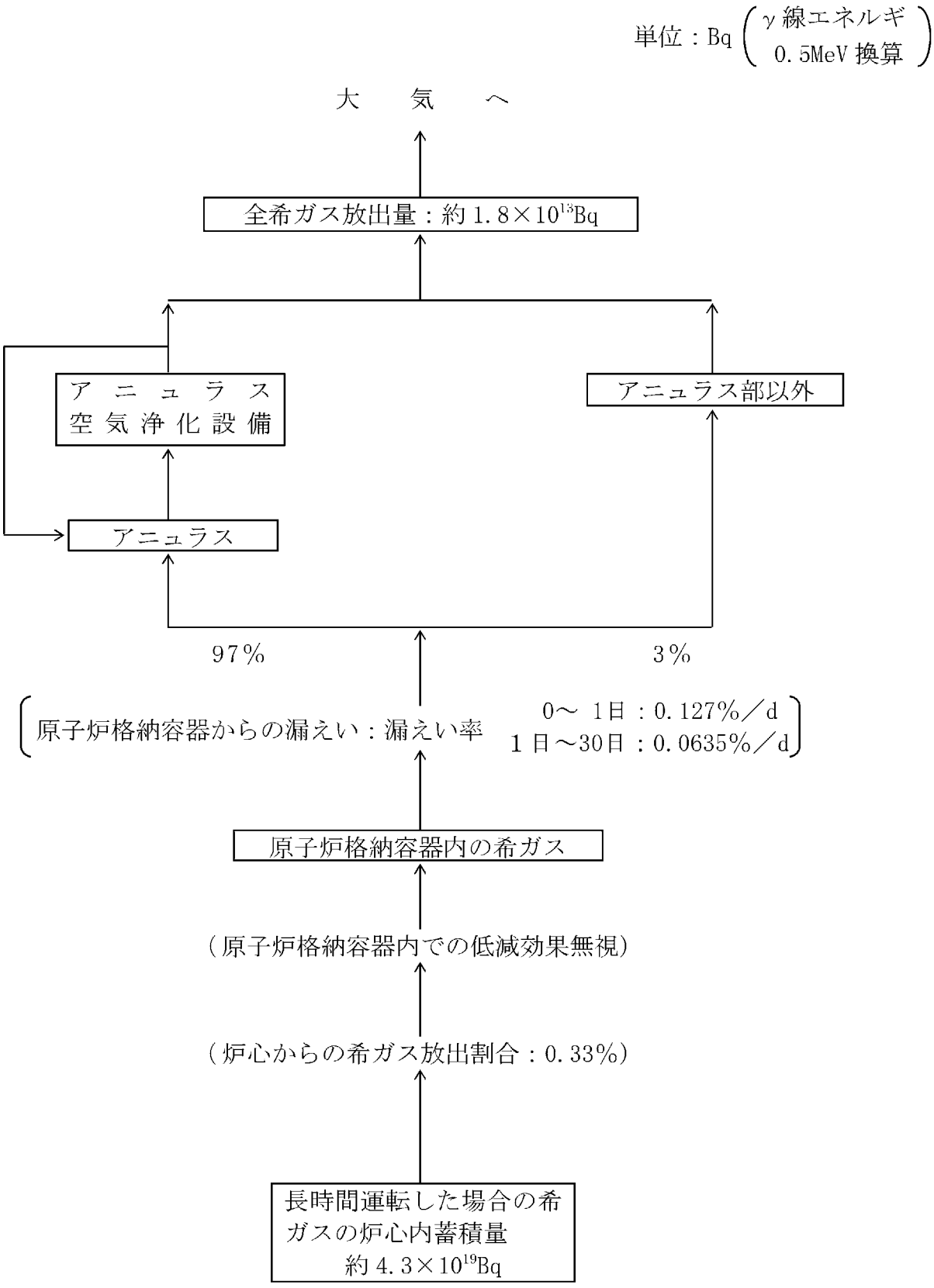
第 3.4.4.3 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程
－静的機器の単一故障



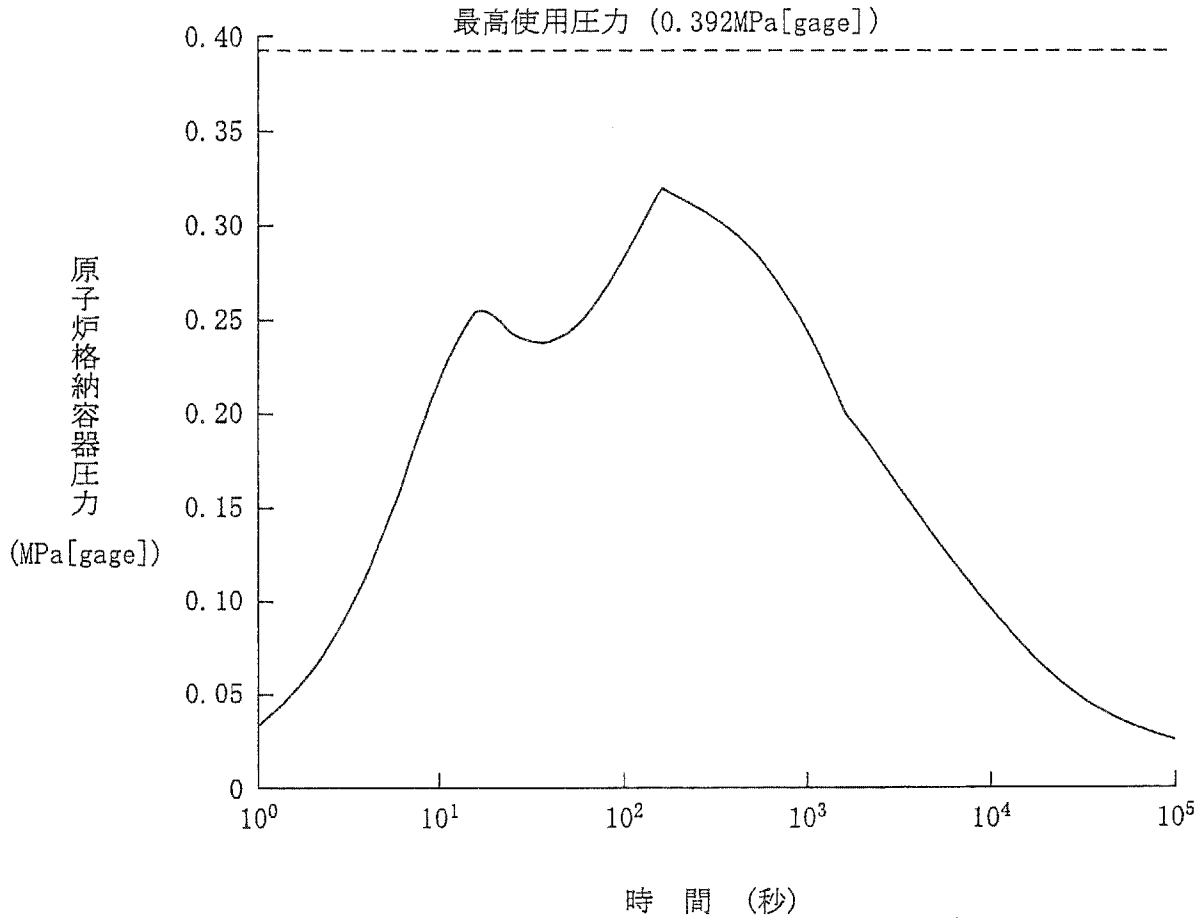
第 3.4.4.4 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程
－静的機器の単一故障



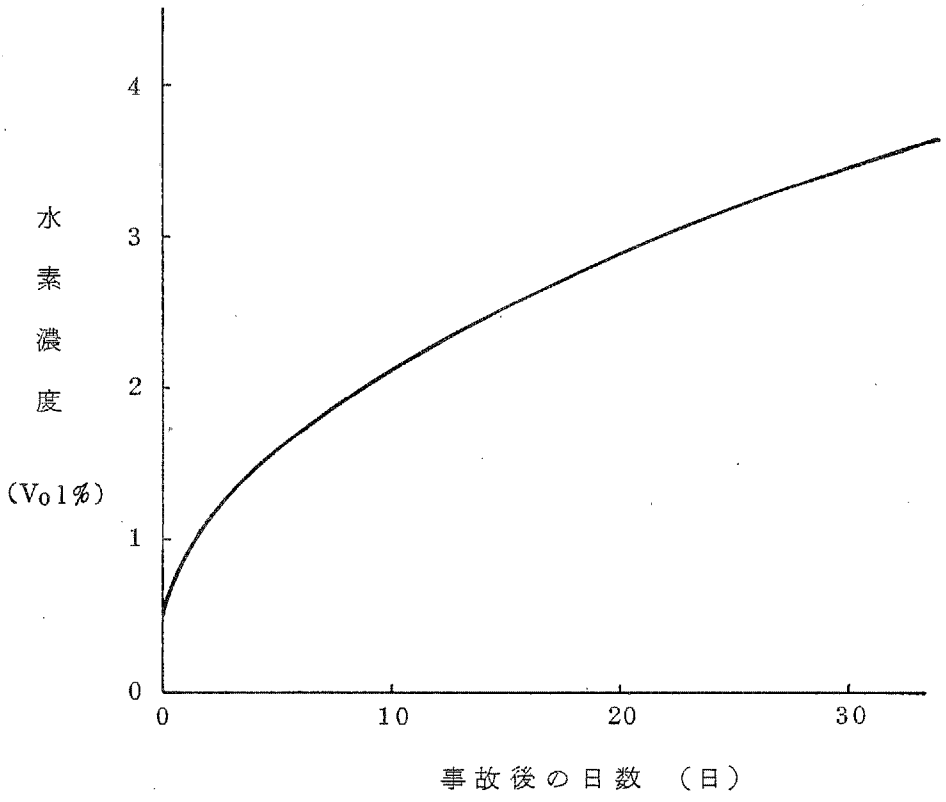
第 3.4.5.1 図　制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程



第 3.4.5.2 図　制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



第3.5.1.1図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器
健全性評価用内圧解析



第3.5.2.1図　可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価

3.7　参考文献

(1)　「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」

ＭＡＰＩ－1035　改8

三菱重工業、平成11年

(2)　「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価感度解析」

ＭＡＰＩ－1063　改2

三菱原子力工業、平成2年

(3)　「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価破断スペクトル解析」

ＭＡＰＩ－1069　改1

三菱原子力工業、平成2年

(4)　「核分裂生成物の崩壊熱に関する評価」

ＭＡＰＩ－1055　改3

三菱原子力工業、昭和62年

(5)　「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」

ＭＡＰＩ－1041　改7

三菱重工業、平成11年

(6)　「Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture」

F. J. Moody

Journal of Heat Transfer, Trans. of the ASME No. 1, Feb. 1965

(7)　「ＤＮＢ相関式について」

ＭＡＰＩ－1029　改3

三菱重工業、平成16年

(8)　「三菱ＰＷＲの制御棒飛び出し解析手法」

ＭＨＩ－ＮＥＳ－1005　改2

三菱重工業、平成10年

(9) 「Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type」 F.W.Dittus and L.M.K.Boelter
University of California Publications in Engineering, Vol.2, 1947

(10) 「Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure Drop, and Density Data for High Pressure Water」
W.H.Jens and P.A.Lottes
USAEC Report ANL-4627, 1951, Argonne National Laboratory

(11) 「Forced Convection Heat Transfer at High Pressure after the Critical Heat Flux」 A.A.Bishop, R.O.Sandberg, L.S. Tong, ASME 65-HT-31, 1965

(12) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」
ＭＮＦ－1008
三菱原子燃料、平成22年

(13) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」
ＮＦＫ－8094　改3
原子燃料工業、平成14年

(14) 「スプレイによるよう素除去効果」
ＭＡＰＩ－1008　改7
三菱原子力工業、昭和61年

(15) 「事故時の格納容器漏洩率」
ＭＡＰＩ－1060　改1
三菱重工業、平成12年

(16)　「チャコールフィルタのよう素除去効果」

ＭＡＰＩ－1010　改1

三菱原子力工業、昭和52年

(17)　「三菱ＰＷＲ原子炉格納容器内圧評価解析手法」

ＭＨＩ－ＮＥＳ－1016

三菱重工業、平成12年

４．重大事故及び仮想事故の解析

本原子炉施設は、これまでに述べたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、燃料被覆管が大破損に至ることはなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、工学的安全施設等との関連において、本原子炉施設の立地上の妥当性を示すため、「原子炉立地審査指針」に示されている重大事故及び仮想事故を想定して、「安全評価指針」に従って評価を行った結果を示す。

4.1　重大事故

重大事故として、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の２つの場合を想定する。

4.1.1　原子炉冷却材喪失

4.1.1.1　事故の想定

(1)　原子炉冷却材喪失は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で述べたように、１次冷却材管の損傷により１次冷却材が喪失し、炉心の冷却能力が減少し、燃料の温度が上昇する事故であり、事故の程度は、冷却材の喪失の程度により異なるものである。

(2)　原子炉冷却材喪失のうち、事故の程度が最大となるものは、１次冷却材主配管（内径約0.70m、肉厚約69㎜のステンレス鋼）が瞬時に破断する場合である。このような大口径、厚肉の配管の破断は、１次冷却材管の材料選定、十分な設計余裕及び厳重な品質管理による配管の堅ろう性の確保、さらに適切な運転管理等（「添付書類八　5.1　１次冷却設備」、及び「3.2.1.1(2) 原子炉冷却材喪失、防止対策」参照）からみて、実際上まず起こらないと思われるが、評価に当たっては万全を期するため、このような瞬時の破断を仮定する。

(3)　「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の解析結果によれば、燃料被覆管の健全性が大きく損なわれることはないが、評価に当たっては、全燃料被覆管に損傷が生じるものと仮定し、その結果、燃料ペレットと燃料被覆管のすきまにある核分裂生成物が原子炉格納容器内に放出されるものとする。

(4)　１次冷却材の放出に伴って、原子炉格納容器の内圧は一時大

気圧以上に上昇するので、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、わずかずつ原子炉格納容器から漏れ出ることになる。この際、工学的安全施設の一つである原子炉格納容器スプレイ設備（「添付書類八 9.2 原子炉格納容器スプレイ設備」参照）が作動し、原子炉格納容器内部を冷却する結果、再び大気圧程度に減圧することができる。評価に当たっては、事故発生後１日間は原子炉格納容器の最高使用圧力に対する事故時の水蒸気と空気の雰囲気を考慮した漏えい率を上回る値として0.15％／d、その後原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として29日間は0.075％／dで原子炉格納容器から漏えいするものと仮定する。

(5)　原子炉格納容器からの核分裂生成物を含む気体の漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に生じると考えられるが、評価に当たっては、アニュラス部のほかにも漏えいがあるものとする。

アニュラス部に漏れ出た核分裂生成物は、アニュラス空気浄化設備（「添付書類八 9.3 アニュラス空気浄化設備」参照）のよう素フィルタを経て再循環し、その一部は、排気筒から大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

(6)　原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物のうち、よう素は格納容器再循環サンプ水中に溶解する。このよう素は非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）から、安全補機室内に漏えいし、安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタを経て大気中へ放出され

る。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

4.1.1.2　評価線量の種類

原子炉冷却材喪失を想定した場合の敷地等境界外での線量は、次のように２つに分けて計算する。

(1)　原子炉格納容器及び安全補機室から大気中に放出された核分裂生成物（事故後30日間）による線量、すなわち、よう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部γ線による全身に対する線量（また、この際参考として希ガスのβ線外部被ばくによる線量も計算する。）

(2)　原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物（事故後30日間）の外部γ線による全身に対する線量、すなわち、原子炉格納容器を透過したγ線及び原子炉格納容器から漏えいしたアニュラス部内核分裂生成物からのγ線による線量

4.1.1.3　大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1)　核分裂生成物の大気放出量

ａ．計算条件

(a)　事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102％で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1／3ずつ取替えてゆく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(b)　原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス　　2%

よう素　　1%

(c)　放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素の形態をとるものとする。

(d)　原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器や同容器内の機器等に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e)　原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率(1)は、評価上厳しめに等価半減期100秒とする。(「添付書類八 9.2 原子炉格納容器スプレイ設備」参照)

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は、評価上6分とする。

(f)　原子炉格納容器からの漏えい率(2)は、評価上次のように仮定する。(「添付書類八 9.1 原子炉格納施設」参照)

事故後24時間まで	0.15　%／d
その後29日間	0.075　%／d

(g)　原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(h)　「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、評価上2分とし(「添付書類八 9.3アニュラス空気浄化設備」参照)、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出されるものと

し、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(i) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部はアニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。この時、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

(j) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率[3]は95%以上期待できるが（「添付書類八 9.3 アニュラス空気浄化設備」参照)、評価上厳しめに90%とする。

(k) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果等は無視する。

(l) 事故期間中、再循環系からは安全補機室内へ評価上厳しめに$8\times10^{-3}m^3$／hの漏えいがあるものとする。

(m) 再循環水中の放射能量は事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解するものとする。

(n) 再循環水体積は評価上$1,600m^3$とする。

(o) 再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。

(p) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率[3]は95%以上期待できるが、評価上厳しめに90%とする。

b．計算方法

(a) 核分裂生成物の炉心内蓄積量

発電用原子炉の運転によって事故発生時までに炉心内に蓄積される核分裂生成物の量は(10－3)式で与えられる。

$$q_{To}^{i}=3.20\times10^{16}\cdot P_0\cdot Yi\left(1-e^{-\lambda_r^i\cdot T_0}\right) \cdots\cdots\cdots\cdots (10-3)$$

ここで、

q_{To}^{i} ：T_0時間運転後の核種ｉの炉心内蓄積量（Bq）

P_0 ：原子炉熱出力（＝3,479MWt）

Ｙｉ ：核種ｉの核分裂収率[4][5]

λ_r^i ：核種ｉの放射性崩壊定数（s^{-1}）[5][6][7]

T_0 ：原子炉運転時間（s）

炉心内に蓄積されるよう素の同位元素のうち、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の核種とその炉心内蓄積量は、第4.1.1表に示すとおりである。

また、希ガスには、Ｘｅ、Ｋｒの同位元素が多数含まれるが、半減期のごく短い核種は大気放出までに崩壊してしまうと考えられるので、以下の計算には半減期10分以上の核種を対象とした。計算の対象とした希ガスの核種とその炉心内蓄積量は、第4.1.2表に示すとおりである。

第4.1.1表　　よ う 素 の 炉 心 内 蓄 積 量

核　　種	核分裂収率(%)	半　減　期	炉心内蓄積量(Bq)
Ｉ－１３１	2.84	8.06 d	3.16×10^{18}
Ｉ－１３２	4.21	2.28 h	4.69×10^{18}
Ｉ－１３３	6.77	20.8 h	7.54×10^{18}
Ｉ－１３４	7.61	52.6 min	8.47×10^{18}
Ｉ－１３５	6.41	6.61 h	7.14×10^{18}
合　　計	―	―	3.10×10^{19}

第4.1.2表　希ガスの炉心内蓄積量

核種	核分裂収率(%)	半減期	γ線実効エネルギ(MeV/dis)	β線実効エネルギ(MeV/dis)	炉心内蓄積量(Bq)	炉心内蓄積量(γ線0.5MeV換算)(Bq)	炉心内蓄積量(β線強度)(MeV・Bq/dis)
Kr－83m	0.53	1.83h	0.0025	0.037	5.90×10^{17}	2.95×10^{15}	2.18×10^{16}
Kr－85m	1.31	4.48h	0.159	0.253	1.46×10^{18}	4.64×10^{17}	3.69×10^{17}
Kr－85	0.29	10.73y	0.0022	0.251	4.38×10^{16}	1.93×10^{14}	1.10×10^{16}
Kr－87	2.54	76.3min	0.793	1.323	2.83×10^{18}	4.49×10^{18}	3.74×10^{18}
Kr－88	3.58	2.80h	1.950	0.377	3.99×10^{18}	1.55×10^{19}	1.50×10^{18}
Xe－131m	0.040	11.9d	0.020	0.143	4.43×10^{16}	1.77×10^{15}	6.33×10^{15}
Xe－133m	0.19	2.25d	0.042	0.190	2.13×10^{17}	1.79×10^{16}	4.05×10^{16}
Xe－133	6.77	5.29d	0.045	0.135	7.54×10^{18}	6.78×10^{17}	1.02×10^{18}
Xe－135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	1.18×10^{18}	1.02×10^{18}	1.12×10^{17}
Xe－135	6.63	9.083h	0.250	0.316	7.39×10^{18}	3.69×10^{18}	2.34×10^{18}
Xe－138	6.28	14.17min	1.183	0.611	6.99×10^{18}	1.65×10^{19}	4.27×10^{18}
合計	－	－	－	－	3.23×10^{19}	4.25×10^{19}	1.34×10^{19}

(b)　核分裂生成物の大気放出量

核分裂生成物の大気放出量は、核分裂生成物の炉心内蓄積量の計算結果から、前記計算条件を用いて、核種ごとに以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.1.1図及び第4.1.2図に示す。

①　原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物のうち、時刻Ｔｍ からＴ$_{m+1}$の時間内にアニュラス部以外から漏えいして大気中に放出される量は(10－4)式で与えられる。

$$Q_m^d = Qcm \cdot Fd \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta (T_{m+1} - T_m)}}{\beta} \quad \cdots\cdots\cdots (10-4)$$

ここで、

Q_m^d　：時刻Ｔｍ からＴ$_{m+1}$の時間内にアニュラス部以外から放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Ｑｃｍ：時刻Ｔｍ に原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与するよう素及び希ガスの量（Bq）で、次式で表わす。

$$Qcm = Qc(m-1) \cdot e^{-\beta (Tm - T_{m-1})}$$

ただし、時刻Ｔｍ＝０（事故発生直後）において

$$Qcm = K \cdot Q_0$$

Ｋ　：燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉格納容器からの漏えいに寄与する割合で、次式で表わす。

よう素：Ｋ＝Ｆｆ・Ｆｇ・Ｆｐ

希ガス：Ｋ＝Ｆｆ・Ｆｐ

Ｆｆ　：燃料から原子炉格納容器への放出割合

よう素：Ｆｆ＝0.01

希ガス：Ｆｆ＝0.02

Ｆｇ　：原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

無機よう素：Ｆｇ＝0.90

有機よう素：Ｆｇ＝0.10

Ｆｐ　：原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合

無機よう素：Ｆｐ＝0.50

有機よう素：Ｆｐ＝1.00

希　ガ　ス：Ｆｐ＝1.00

Q_0　：よう素及び希ガスの炉心内蓄積量（Bq）

Ｆｄ　：アニュラス部以外からの漏えい割合（＝0.03）

β　：原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する低減効果（h^{-1}）で、次式により表わす。

$\beta = L + \lambda r + \lambda s$

Ｌ　：原子炉格納容器の漏えい率（h^{-1}）

0～24ｈ：$L = 0.0015 d^{-1} = 6.25 \times 10^{-5} h^{-1}$

1～30ｄ：$L = 0.00075 d^{-1} = 3.125 \times 10^{-5} h^{-1}$

λr：よう素及び希ガスの放射性崩壊定数（h^{-1}）

λs：原子炉格納容器スプレイ水による除去効率（h^{-1}）

無機よう素：$\lambda s = 24.9 h^{-1}$

有機よう素：$\lambda s = 0.0 h^{-1}$

希　ガ　ス：$\lambda s = 0.0 h^{-1}$

②　また、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした後、大気中に放出される核分裂生成物の量は、事故発生後最初の2分間は原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体が、そのまま大気中へ全量放出されると仮定しているので

(10－5)式で与えられ、2分以降はアニュラス空気浄化設備から排気筒を経て放出されるので(10－6)式で与えられる。

$$Q_{mO}^{a}=K\cdot Q_{0}\cdot Fa\cdot L\cdot\frac{1-e^{-0.0333\beta}}{\beta} \quad \cdots\cdots\cdots (10-5)$$

$$Q_{m}^{a}=g_{1}(1-\eta)\cdot\frac{Ra}{Va}\left[\frac{Qcm\cdot Fa\cdot L}{\beta a-\beta}\cdot\left\{\frac{1-e^{-\beta(Tm+1-Tm)}}{\beta}-\frac{1-e^{-\beta a(Tm+1-Tm)}}{\beta a}\right\}+Qam\cdot\frac{1-e^{-\beta a(Tm+1-Tm)}}{\beta a}\right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-6)$$

ここで、

Q_{mO}^{a} ：アニュラス部から事故発生後最初の2分間に放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Q_{m}^{a} ：２分以降において、時刻Ｔｍから$Tm+1$の時間内にアニュラス空気浄化設備から放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Ｑam：2分以降において、時刻Ｔｍにアニュラス部に浮遊しているよう素及び希ガスの量（Bq）で、次式で表わす。

$$Qam=Qc(m-1)\cdot L\cdot Fa\left[\frac{1}{\beta a-\beta}\cdot\left\{e^{-\beta(Tm-Tm-1)}-e^{-\beta a(Tm-Tm-1)}\right\}\right]+Qa(m-1)\cdot e^{-\beta a(Tm-Tm-1)}$$

ただし、Ｔｍ ＝2minの時　Ｑam＝０

Ｆａ ：アニュラス部への漏えい割合（＝0.97）

Ｒａ　：アニュラス空気浄化設備排気流量

（１台分　6,000m^3／h）

Ｖａ　：アニュラス部容積（15,300m^3）

g_1　：アニュラス排気流量の割合

2min～30d　：g_1＝0.15

g_2　：アニュラス空気再循環流量の割合

2min～30d　：g_2＝0.85

η　：アニュラス空気浄化設備フィルタの除去効率

よう素：η＝0.90

希ガス：η＝0.0

βa　：アニュラス部内での低減効果（h^{-1}）で次式により表わす。

$$\beta a=\frac{Ra}{Va}-g_2(1-\eta)\cdot\frac{Ra}{Va}+\lambda r$$

③　再循環系から漏えいした後、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、(10－7) 式で与えられる。

$$Qe=Fe\cdot F\ell\cdot Le\cdot Qem(1-\eta e)\cdot\frac{1-e^{-720\beta e}}{Ve\cdot\beta e}\quad\cdots\cdots\cdots(10-7)$$

$$Qem=Ke\cdot Q_0\cdot e^{-0.333\lambda r}$$

ここで、

Ｑｅ　：事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量（Bq）

Ｑｅｍ　：再循環開始時（Ｔｍ＝20min）における再循環水中のよう素の量（Bq）

Ｆｅ　：再循環水中のよう素の気相への移行率（＝0.05）

Ｆℓ　：安全補機室内での沈着を逃れる割合（＝0.5）

Ｌｅ　：再循環系からの漏えい率

0　～20min：0.0m^3／h

20min～30d：$8\times10^{-3}m^3$／h

Ｋｅ　：燃料から再循環水中へのよう素の放出割合（＝0.01）

ηe　：安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率（＝0.90）

Ｖｅ　：再循環水体積（＝1,600m^3）

βe　：再循環水中でのよう素の低減効果（h^{-1}）で次式により表わす。

$$\beta e=\lambda r+\frac{Le}{Ve}$$

(2)　線　　量

ａ．拡散、気象条件

線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Ｑ）及び相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

ｂ．計算方法

(a)　甲状腺に対する線量

よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量は(10－8)式で計算される。

$$D_I=K_{Te}\cdot M\cdot Q_e\cdot(\chi/Q)\qquad\cdots\cdots\cdots(10-8)$$

ここで、

D_I　：よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量（Sv）

K_{Te}：Ｉ－１３１の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数（Sv／Bq）

また、第4.1.3表にＩ－１３１等価量への換算係数を示す。

M　：小児の呼吸率（m^3／s）

呼吸率は、事故期間が１日以上に及ぶことより、１日平均の呼吸率5.16m^3／d を秒当たりに換算して用いる。

Q_e　：よう素の大気放出量（Ｉ－１３１等価量－小児甲状腺線量係数換算）（Bq）

χ／Q　：相対濃度（s／m^3）

第4.1.3表　よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

核　種	よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数(Sv／Bq)	Ｉ－１３１等価量への換算係数
Ｉ－１３１	3.2×10^{-6}	1
Ｉ－１３２	3.8×10^{-8}	1.19×10^{-2}
Ｉ－１３３	8.0×10^{-7}	2.50×10^{-1}
Ｉ－１３４	7.3×10^{-9}	2.28×10^{-3}
Ｉ－１３５	1.6×10^{-7}	5.00×10^{-2}

(b)　外部γ線による全身に対する線量

原子炉格納容器から大気中に放出された希ガスは、放射性雲となって風下に流れる。この放射性雲の外部γ線による地表面での全身に対する線量は、放射性雲の空間分布を考慮して計算する。

放射性雲からの外部γ線による全身に対する線量は(10－9)式で与えられる。

$$D_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \cdots\cdots\cdots (10-9)$$

ここで、

D_{γ}　：外部γ線による全身に対する線量（Sv）

K_1　：空気カーマから全身に対する線量への換算係数

（＝1Sv／Gy）

Q_N　：希ガスの大気放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算）(Bq)

D／Q　：γ線エネルギ0.5MeVにおける相対線量（Gy／Bq）

また、希ガスのβ線外部被ばくによる線量は、β線の飛程が非常に短いことより、サブマージョンモデルに基づく(10－10)式で計算する。

$$D_{\beta} = 6.2\times10^{-14} E_{\beta} \cdot Q_{\beta} \cdot (\chi/Q) \quad \cdots\cdots(10-10)$$

ここで、

D_{β}　：β線外部被ばくによる線量（Sv）

E_{β}　：β線実効エネルギ（MeV／dis）

Q_{β}　：希ガスの大気放出量（Bq）

χ／Q　：相対濃度（s／m^3）

4.1.1.4　原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量

(1)　線源強度

a．計算条件

(a)　事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%とする。

また、「4.1.1.3 (1) 核分裂生成物の大気放出量」の条件に基づき原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた核分裂生成物は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定する。

(b)　核種の選定に当たって、よう素及び希ガスに関しては、「4.1.1.3(1) 核分裂生成物の大気放出量」の項で述べたものと同一の核種に着目し、その他の核種については、以下に評価する線量、すなわち、原子炉格納容器を透過したγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギを持ち、半減期が10分以上のものを対象とする。

(c)　事故後30日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物によるγ線エネルギを第4.1.4表のようにエネルギ範囲別に区分して計算する。

b．計算方法

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、Ｉ番目のエネルギ群について(10－3)式及び(10－11)式～(10－13)式で計算する。

$$Sp = qp \cdot fp \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (Rpk \cdot Epk) \cdot (1 - e^{-\lambda p \cdot t}) / \lambda p \qquad \cdots\cdots\cdots (10-11)$$

$$Sd = \sum_{k=1}^{n_d} (Rdk \cdot Edk) \left[qd \cdot fd \left(1 - e^{-\lambda d \cdot t}\right) / \lambda d + qp \cdot fp \cdot \beta \frac{\lambda d}{\lambda d - \lambda p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda p} \left(1 - e^{-\lambda p \cdot t}\right) - \frac{1}{\lambda d} \left(1 - e^{-\lambda d \cdot t}\right) \right\} \right] \qquad \cdots\cdots\cdots (10-12)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} Sp + \sum_{d=1}^{m} Sd \qquad \cdots\cdots\cdots (10-13)$$

ここで、

λ　：放射性崩壊定数（s^{-1}）

β　：親核種から娘核種への崩壊の割合

q　：炉心内蓄積量（Bq）

t　：事故発生後の時間（s）

f　：核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

E　：γ線のエネルギ（Mev／dis）

R　：崩壊してエネルギＥのγ線を出す割合

n　：当該核種から放出されるγ線のうちＩ番目のエネルギ群に属するγ線の数

Ｓ　：原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物の事故後ｔ(s)までの積算線源強度（MeV）

添字：ｐ：親核種、ｄ：娘核種、ℓ：親核種の数、ｍ：娘核種の数、ｋ：当該核種から放出され、Ｉ番目のエネルギ群に属するγ線のうちｋ番目を示す。

また、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、Ｉ番目のエネルギ群について(10－14)式で計算される。

$$Sa = \sum_{i}\sum_{k=1}^{n} (Rik \cdot Eik) \cdot \frac{Q_i^a}{\frac{Ra}{Va}(1-\eta)\cdot g_1} \quad \cdots\cdots\cdots (10-14)$$

ここで、

Ｓａ：アニュラス部内浮遊核分裂生成物の積算線源強度（MeV）

Ｒａ：アニュラス空気浄化設備排気流量（１台分6,000m^3／h）

Ｖａ：アニュラス部容積（＝15,300m^3）

η　：アニュラス空気浄化設備フィルタの除去効率

よ　う　素：η＝0.90

希　ガ　ス：η＝0.0

g_1　：アニュラス排気流量の割合

0 ～ 2min　：g_1＝1.00

2min ～30d：g_1＝0.15

Q_i^a　：アニュラス部の積算放出放射能量（Bq）

添字：ｉ：核種

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊

核分裂生成物の積算線源強度の計算結果は、第4.1.4表に示すとおりである。

第4.1.4表　原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（重大事故）

代表エネルギ (MeV／dis)	エネルギ範囲 (MeV／dis)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)	アニュラス部内積算線源強度 (MeV)
0.4	E≦0.4	1.7×10^{22}	3.2×10^{18}
0.8	0.4＜E≦1.0	1.8×10^{22}	2.1×10^{17}
1.3	1.0＜E≦1.5	3.7×10^{21}	6.3×10^{16}
1.7	1.5＜E≦1.8	4.5×10^{21}	6.7×10^{16}
2.5	1.8＜E	3.1×10^{21}	3.5×10^{17}

(2)　線　　量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物によるγ線が、原子炉格納容器を貫通して計算点に至る線量及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物からのγ線による線量の計算は、各エネルギ群別にそれぞれ「ＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコード」[8]及び「ＳＰＡＮコード」[9]で行う。

計算の基本式は（10－15）式のとおりである。

$$Dd=K_1\cdot K_2(E)\int_V \frac{Sv}{4\pi r^2}\cdot F(b)\,dV \qquad \cdots\cdots (10-15)$$

ここで、

Ｄｄ　：原子炉格納容器内及びアニュラス部内からのγ線による線量(Sv)

K_1　：空気カーマから全身に対する線量への換算係数

（＝1Sv／Gy）

$K_2(E)$：エネルギEのγ線に対する空気カーマへの換算係数

（Gy／(MeV／m^2)）

Sv　：単位体積当たりの積算線源強度(MeV／m^3)

r　：線源から計算点までの距離（m）

F（b）：γ線の減衰率で次式で表わす。

$$F(b)=B(E,\ b)\cdot e^{-b}$$

b　：減衰距離（$b=\sum_{i=1}^{n}\mu i\cdot ti$）

μi　：i番目の物質の線減衰係数（m^{-1}）

ti　：i番目の物質中の通過距離（m）

B（E，b）：エネルギEのγ線の減衰距離bに対するビルドアップ係数

4.1.1.5　原子炉冷却材喪失時の評価結果

重大事故として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の線量は次表のとおりである。

評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－小児甲状腺線量係数換算）	排気筒放出	約 6.7×10^{11}Bq
		地上放出	約 9.6×10^{11}Bq
		合計	約 1.6×10^{12}Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	排気筒放出	約 1.2×10^{14}Bq
		地上放出	約 7.3×10^{12}Bq
		合計	約 1.3×10^{14}Bq
線量	小児甲状腺に対する線量		約 0.0026 Sv
	外部γ線による全身に対する線量		約 0.000026 Sv

これらの線量は「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺(小児)に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.000038Sv である。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。

			小児甲状腺に対する線量	全身に対する線量	（参考）β線外部被ばくによる線量
(1)	放射性雲による線量	排気筒放出分	約 0.00058Sv	約 0.000016Sv	約 0.000034 Sv
		地上放出分	約 0.0021 Sv	約 0.0000013Sv	約 0.0000033Sv
(2)	原子炉格納容器内及びアニュラス部内線源からのγ線による線量		──	約 0.0000091Sv	──
合計			約 0.0026 Sv	約 0.000026 Sv	約 0.000038 Sv

4.1.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.1.2.1　事故の想定

(1)　蒸気発生器伝熱管破損は、「3.4.2　蒸気発生器伝熱管破損」で述べたように原子炉運転中に何らかの理由で伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こし、１次冷却材が蒸気発生器２次側へ流出するもので、もし１次冷却材中に核分裂生成物が含まれていれば、２次側へ核分裂生成物が流出することになる。

(2)　蒸気発生器伝熱管の材料として耐食性及び延性に優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用するとともに、設計、製作、運転中での水質管理等における配慮から蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくしているが、評価に当たっては、伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こした場合を仮定する。（「3.4.2.1(2) 蒸気発生器伝熱管破損、防止対策」参照）

(3)　蒸気発生器伝熱管１本が、瞬時に両端破断したと仮定した場合、１次冷却系圧力が低下し「原子炉圧力低」信号又は「過大温度△Ｔ高」信号で発電用原子炉は自動停止するとともにタービン発電機も停止する。

(4)　外部電源がある場合、タービンバイパス弁が作動するが、本評価では外部電源が使用できない場合を想定するので、タービンバイパス弁は作動せず主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動することになる。非常用炉心冷却設備及び補助給水による冷却及び減圧が進むとともに１次冷却材流出量は減少し、事故発生後約51分で１次冷却系圧力は２次冷却系圧力以下となり流出はとまる。この間に、２次冷却系へ流出する１次冷却材量は約73t、また、流出した１次冷却材を含む２次冷却水のうち、破損

側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は約30t である。(「3.4.2.2(3)　蒸気発生器伝熱管破損、解析結果」参照)

(5)　蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、評価に当たっては、２次冷却系へ流出する核分裂生成物として次の２通りを考える。

ａ．事故直前まで燃料被覆管の一部に損傷がある状態で運転が続けられていたものとしたときの１次冷却材中に存在する核分裂生成物

ｂ．事故時１次冷却系の減圧等何らかの原因で上記の損傷している燃料被覆管から新たに１次冷却材中に放出される核分裂生成物

(6)　核分裂生成物の大気放出量は、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間の主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気の放出によるものであり、隔離された後では放出されないが、評価上はさらに蒸気発生器２次側の圧力に応じた蒸気の漏えいによるものがあると仮定する。

(7)　外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により１次冷却材ポンプが停止するまでの間は、１次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。したがって、原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

4.1.2.2　評価線量の種類

蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の敷地等境界外での線量は、大気中に放出されたよう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部γ線による全身に対する線量に分けて計算する。(また、この際参考として希ガスのβ線外部被ばくによる線量も計算する。)

4.1.2.3　核分裂生成物の大気放出量

(1)　計算条件

a．発電用原子炉は、事故発生直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1／3ずつ取替えてゆく場合の平衡炉心を考えて最高30,000時間とする。

b．破損側蒸気発生器は、事故後51分に隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は解析結果に余裕を見込んだ値として90t、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は解析結果に余裕を見込んだ値として40tとする。

c．蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射能源として次の2通りを仮定する。

(a)　燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約9.2×10^{13}Bq、希ガス約4.4×10^{14}Bq（γ線エネルギ0.5MeV換算）

上記核分裂生成物量の計算に当たっては、原子炉冷却材喪

失評価に用いた核種に着目し、第4.1.5表及び第4.1.6表に示す１次冷却材中の核種別平衡濃度を用いる。

(b)　(a)項の損傷燃料棒から新たに１次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約3.1×10^{15}Bq、希ガス約8.5×10^{15}Bq（γ線エネルギ0.5MeV換算）

この追加放出量は事故後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし，この圧力降下に比例して１次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は，解析結果に余裕を見込んだ値として，$1.23\times10^{-2}\mathrm{min}^{-1}$とする。

d．この１次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する放射能量は、１次冷却材中の濃度に依存するものとする。

e．２次冷却系に流出してきた希ガスについては、大気中へ全量放出されるものとする。

f．２次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は大気中に全量放出され、無機よう素の放出については気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

g．破損側蒸気発生器隔離後は、核分裂生成物の大気放出はないと考えられるが、評価上は２次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより無機よう素が大気中へ放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後$10\mathrm{m}^3$／d とし、その後は２次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで減圧していくと仮定し、この２次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

第4.1.5表　　1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核　種	核分裂収率 (%)	半　減　期	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
Ｉ－１３１	2.84	8.06d	9.12×10^{4}	2.22×10^{13}	3.16×10^{18}	3.16×10^{14}
Ｉ－１３２	4.21	2.28h	3.26×10^{4}	7.92×10^{12}	4.69×10^{18}	4.69×10^{14}
Ｉ－１３３	6.77	20.8h	1.51×10^{5}	3.67×10^{13}	7.54×10^{18}	7.54×10^{14}
Ｉ－１３４	7.61	52.6min	2.01×10^{4}	4.88×10^{12}	8.47×10^{18}	8.47×10^{14}
Ｉ－１３５	6.41	6.61h	8.20×10^{4}	1.99×10^{13}	7.14×10^{18}	7.14×10^{14}
合　計	－	－	3.77×10^{5}	9.16×10^{13}	3.10×10^{19}	3.10×10^{15}

第4.1.6表　　1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギ (MeV/dis)	β線実効エネルギ (MeV/dis)	冷却材中濃度			冷却材中蓄積量		炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分	
					冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギ0.5MeV換算 (Bq/g)	β線強度 (MeV・Bq/dis・g)	γ線エネルギ0.5MeV換算 (Bq)	β線強度 (MeV・Bq/dis)		γ線エネルギ0.5MeV換算 (Bq)	β線強度 (MeV・Bq/dis)
Kr−83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	1.67×10^{4}	8.35×10^{1}	6.18×10^{2}	2.03×10^{10}	1.50×10^{11}	5.90×10^{17}	5.90×10^{11}	4.37×10^{12}
Kr−85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	8.08×10^{4}	2.57×10^{4}	2.04×10^{4}	6.24×10^{12}	4.97×10^{12}	1.46×10^{18}	9.28×10^{13}	7.38×10^{13}
Kr−85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	5.63×10^{5}	2.48×10^{3}	1.41×10^{5}	6.02×10^{11}	3.43×10^{13}	4.38×10^{16}	3.85×10^{10}	2.20×10^{12}
Kr−87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	4.64×10^{4}	7.36×10^{4}	6.14×10^{4}	1.79×10^{13}	1.49×10^{13}	2.83×10^{18}	8.97×10^{14}	7.48×10^{14}
Kr−88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	1.38×10^{5}	5.39×10^{5}	5.21×10^{4}	1.31×10^{14}	1.27×10^{13}	3.99×10^{18}	3.12×10^{15}	3.01×10^{14}
Xe−131m	0.04	11.9 d	0.020	0.143	1.35×10^{5}	5.41×10^{3}	1.93×10^{4}	1.31×10^{12}	4.70×10^{12}	4.43×10^{16}	3.54×10^{11}	1.27×10^{12}
Xe−133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	1.39×10^{5}	1.16×10^{4}	2.63×10^{4}	2.83×10^{12}	6.39×10^{12}	2.13×10^{17}	3.58×10^{12}	8.10×10^{12}
Xe−133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	1.08×10^{7}	9.68×10^{5}	1.45×10^{6}	2.35×10^{14}	3.53×10^{14}	7.54×10^{18}	1.36×10^{14}	2.04×10^{14}
Xe−135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	2.30×10^{4}	1.99×10^{4}	2.19×10^{3}	4.83×10^{12}	5.31×10^{11}	1.18×10^{18}	2.03×10^{14}	2.24×10^{13}
Xe−135	6.63	9.083h	0.250	0.316	2.55×10^{5}	1.27×10^{5}	8.04×10^{4}	3.09×10^{13}	1.95×10^{13}	7.39×10^{18}	7.39×10^{14}	4.67×10^{14}
Xe−138	6.28	14.17min	1.183	0.611	2.24×10^{4}	5.30×10^{4}	1.37×10^{4}	1.29×10^{13}	3.33×10^{12}	6.99×10^{18}	3.31×10^{15}	8.55×10^{14}
合計	−	−	−	−	1.22×10^{7}	1.83×10^{6}	1.87×10^{6}	4.44×10^{14}	4.54×10^{14}	3.23×10^{19}	8.49×10^{15}	2.69×10^{15}

(2)　計算方法

前記計算条件を使って、以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.1.3図及び第4.1.4図に示す。

a．破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(10－16)式～(10－19)式を用いて求める。

また、１次冷却系からの１次冷却材流出率、２次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(a)　希ガスの放出量

$$Ri=\frac{L^R}{Vc}\left[\nu\cdot Fi\cdot\frac{1}{\lambda c}\left\{t-\frac{1}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right\}+\frac{Ci}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-16)$$

(b)　有機よう素の放出量

$$Ri=f_1\cdot\frac{L^R}{Vc}\left[\nu\cdot Fi\cdot\frac{1}{\lambda c}\left\{t-\frac{1}{\lambda c}\cdot\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right\}+\frac{Ci}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-17)$$

(c)　無機よう素の放出量

$$Ri=\frac{G}{Vs\cdot P_F}\cdot f_2\cdot\frac{L^R}{Vc}\left[\nu\cdot Fi\cdot\frac{1}{\lambda c}\cdot\left[\frac{t}{\lambda s}-\frac{1}{\lambda s^2}\left(1-e^{-\lambda s\cdot t}\right)-\frac{1}{\lambda s-\lambda c}\left\{\frac{1}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right.\right.\right.$$

$$-\frac{1}{\lambda s}\left(1-e^{-\lambda s\cdot t}\right)\}]+\frac{Ci}{\lambda s-\lambda c}\cdot$$

$$\{\frac{1}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)-\frac{1}{\lambda s}\cdot$$

$$\left(1-e^{-\lambda s\cdot t}\right)\}] \qquad \cdots\cdots\cdots (10-18)$$

ただし、

$$\lambda c=\lambda i+\frac{L^R}{Vc}$$

$$\lambda s=\lambda i+\frac{G}{Vs\cdot P^F}$$

ここで、

Ｒｉ　：核種ｉの大気中への放出放射能量（Bq）

Ｃｉ　：核種ｉの事故発生前の１次冷却材中放射能量（Bq）

Ｆｉ　：核種ｉの事故発生後の追加放出に寄与する放射能量（Bq）

L^R　：２次冷却系への１次冷却材流出率（＝90t／51min）

Ｖｃ　：１次冷却系保有水量（＝243t）

Ｖｓ　：破損側蒸気発生器保有水量（＝40t）

ν　：追加放出率（$=1.23\times10^{-2}min^{-1}$）

f_1　：有機よう素の割合（＝0.01）

f_2　：無機よう素の割合（＝0.99）

P^F　：無機よう素の気液分配係数（＝100(液相中濃度 Bq／g)／（気相中濃度 Bq／g））

Ｇ　：大気中への蒸気放出率（＝40t／51min）

λi　：核種ｉの放射性崩壊定数（min^{-1}）

ｔ　：破損側蒸気発生器隔離までの時間（＝51min）

また、追加放出率νは、事故発生後の１次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例するものと仮

定して(10－19)式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$\nu = \left(\frac{P_0 - P_t}{P_0}\right)\frac{1}{t} \qquad \cdots\cdots\cdots (10-19)$$

ここで、

P_0　：事故発生前の１次冷却系圧力（＝15.62MPa［gage］）

P_t　：１次冷却系圧力が２次冷却系の圧力を下回ったときの圧力（＝7.45MPa［gage］）

t　　：破損側蒸気発生器隔離までの時間（＝51min）

ｂ．破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、２次冷却系の圧力は直線的に低下し、１日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、２次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(10－20)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_I}{P_F} \cdot e^{-\lambda i \cdot t} \cdot L_v \sqrt{1-t}\, dt \qquad \cdots\cdots\cdots (10-20)$$

ここで、

R_L　：隔離後の無機よう素の放出量（Bq）

S_I　：隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度（Bq／t）

L_v　：隔離時の蒸気の漏えい率（＝10m^3／d＝0.5t／d）

P_F　：無機よう素の気液分配係数

（＝100(液相中濃度 Bq／g)／(気相中濃度 Bq／g)）

λi　：核種ｉの放射性崩壊定数（d^{-1}）

T　　：漏えいが停止するまでの時間（＝1d）

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度S_Iは、(10－21)式を用いて得られる。

$$S_I=\frac{f_2\cdot L_R}{V_C\cdot V_S}\left\{\frac{\nu\cdot F_i}{\lambda_C}\left(\frac{1-e^{-\lambda_S\cdot t}}{\lambda_S}-\frac{e^{-\lambda_C\cdot t}-e^{-\lambda_S\cdot t}}{\lambda_S-\lambda_C}\right)+\frac{C_i}{\lambda_S-\lambda_C}\cdot\left(e^{-\lambda_C\cdot t}-e^{-\lambda_S\cdot t}\right)\right\} \quad \cdots\cdots\cdots (10-21)$$

4.1.2.4　線　　量

(1)　拡散、気象条件

蒸気発生器伝熱管破損の場合、核分裂生成物は、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上は厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

(2)　計算方法

a．甲状腺に対する線量

χ／Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10－8)式を用いて線量を計算する。

ただし、呼吸率としては、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m^3／hを秒当たりに換算して用いる。

b．外部γ線による全身に対する線量

D／Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10－9) 式を用いて線量を計算する。また、希ガスのβ線外部被ば

くによる線量についても、原子炉冷却材喪失の場合と同様に計算する。

4.1.2.5　蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

重大事故として蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の線量は次表のとおりである。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－小児甲状腺線量係数換算）	約 9.1×10^{11} Bq
	希ガス （γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 8.0×10^{14} Bq
線量	小児甲状腺に対する線量	約　0.0088　Sv
	外部γ線による全身に対する線量	約　0.00028 Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.00078Sv である。

4.1.3　結　　論

立地条件の適否を評価するため、重大事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv）

を十分下回るものである。

4.2　仮想事故

仮想事故としては、重大事故と同様、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の２つの場合を考慮する。以下に、重大事故の場合との相違点及び評価結果を示す。

4.2.1　原子炉冷却材喪失

4.2.1.1　事故の想定

仮想事故の想定は、重大事故の場合（「4.1.1.1 事故の想定」参照）とほぼ同様であるが、燃料から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心内に蓄積されている核分裂生成物のうち、希ガスについては100％、よう素については50％が原子炉格納容器内に放出されると仮定する。また再循環水中へは、炉心内に蓄積されているよう素の50％が溶解すると仮定する。

4.2.1.2　評価線量の種類

仮想事故として原子炉冷却材喪失を想定した場合の線量は、重大事故の場合（「4.1.1.2　評価線量の種類」参照）に述べたように２通りに分けて計算する。さらに、大気中に放出された希ガスの外部γ線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.1.3　大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1)　核分裂生成物の大気放出量

前記事故の想定のもとに、重大事故と同様な計算条件及び方法に従って計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.2.1図及び第4.2.2図に示す。

(2)　線　　量

a．甲状腺に対する線量及び外部γ線による全身に対する線量

よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量の評価は、(10－22) 式によって行う。

$$D_I = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \cdots\cdots\cdots (10-22)$$

ここで、

D_I　：よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量 (Sv)

K_{Te}：Ｉ－１３１の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数 (Sv／Bq)

また、第4.2.1表にＩ－１３１等価量への換算係数を示す。

M　：成人の呼吸率 (m^3／s)

呼吸率は、事故期間が１日以上に及ぶことより、１日平均の呼吸率22.2m^3／d を秒当たりに換算して用いる。

Q_e　：よう素の大気放出量（Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算）(Bq)

χ／Q　：相対濃度 (s／m^3)

外部γ線による全身に対する線量の評価は、重大事故と同様の評価条件及び評価式によって行う。

第4.2.1表　よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

核　　種	よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数（Sv／Bq）	Ｉ－１３１等価量への換算係数
Ｉ－１３１	3.9×10^{-7}	1
Ｉ－１３２	3.6×10^{-9}	9.23×10^{-3}
Ｉ－１３３	7.6×10^{-8}	1.95×10^{-1}
Ｉ－１３４	7.0×10^{-10}	1.79×10^{-3}
Ｉ－１３５	1.5×10^{-8}	3.85×10^{-2}

ｂ．全身線量の積算値

(a)　仮想事故時に放出される放射性雲中の希ガスの外部γ線による全身線量の積算値を計算して評価する。この場合、計算の対象となる地点が遠距離に及ぶことを考慮し、計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。

サブマージョンモデルによる線量は(10-23)式で与えられる。

$$D=\frac{1}{2}\cdot K_3\cdot E\cdot \chi \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (10-23)$$

ただし、

$$\chi=\frac{4.65\times10^{-2}Q_N}{u\cdot\theta\cdot x\cdot h}$$

ここで、

D　　：全身線量（Sv）

K_3　：換算係数(dis・m^3・Sv／(MeV・Bq・h))

E　　：希ガスのγ線エネルギ（＝0.5MeV／dis)

χ　：放射性雲の地上時間積分濃度（Bq・h／m^3）

Q_N　：希ガスの大気放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算）(Bq)

u　：風　　速（m／s）

x　：風下距離（m）

θ　：横の拡がり（°）

h　：縦の拡がり（m）

(b)　大気中での拡散条件は、縦の拡がりを大気安定度Ｆ型、横の拡がりを30°一定、平均風速は1.5m／s、放出点は地上と仮定して計算する。

ただし、100km以遠については縦の拡がりを保守的に一定と仮定する。

(c)　対象とする方位は、全身線量の積算値が最も厳しくなるように、敷地から見て最も人口の多い地域（大阪、東京等）を含むほぼ東北東方向30°扇形とし、発電所からの距離10kmまでは2kmごと、10km～100kmまでは5ないし10kmごと、100km～200kmまでは50kmごと、200km以遠については100kmごとに区分し、各区域内の人口を求める。

(d)　現時点での人口集計は、「平成12年国勢調査報告」[10]により行い、全身線量の積算値を計算する。（第4.2.3表参照）

また、参考として、2050年での人口推計[11][12][13]を行い、将来の全身線量の積算値を推定する。（第4.2.4表参照）

4.2.1.4　原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量

(1)　線源強度

事故時に原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。

事故後30日間の原子炉格納容器内及びアニュラス部内の核分裂生成物による積算線源強度は、重大事故と同様エネルギ別に(10－3)式及び(10－11)式～(10－14)式で計算する。その結果を第4.2.2表に示す。

第4.2.2表　原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（仮想事故）

代表エネルギ (MeV／dis)	エネルギ範囲 (MeV／dis)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)	アニュラス部内積算線源強度 (MeV)
0.4	E≦0.4	8.7×10^{23}	1.6×10^{20}
0.8	0.4＜E≦1.0	9.1×10^{23}	1.0×10^{19}
1.3	1.0＜E≦1.5	1.8×10^{23}	3.1×10^{18}
1.7	1.5＜E≦1.8	2.3×10^{23}	3.4×10^{18}
2.5	1.8＜E	1.6×10^{23}	1.7×10^{19}

(2)　線　　量

事故時の原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量は、原子炉格納容器を透過したγ線による線量とアニュラス部内浮遊核分裂生成物からのγ

線による線量とに分けて計算する。その計算方法は重大事故と同様である。

4.2.1.5　原子炉冷却材喪失時の評価結果

仮想事故として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量、敷地等境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算）	排気筒放出	約 3.3×10^{13} Bq
		地上放出	約 4.7×10^{13} Bq
		合計	約 8.0×10^{13} Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	排気筒放出	約 5.9×10^{15} Bq
		地上放出	約 3.6×10^{14} Bq
		合計	約 6.3×10^{15} Bq
線量	成人甲状腺に対する線量		約　0.067　Sv
	外部γ線による全身に対する線量		約　0.0013 Sv
積算値	2000年の人口による積算値		約 0.091万人 Sv
	2050年の人口（推計）による積算値		約 0.078万人 Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して 3Sv、全身に対して 0.25Sv 及び全身線量の積算値に対して２万人 Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約 0.0019Sv である。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。また、全身線量の積算値の内訳を第 4.2.3 表及び第 4.2.4 表に示す。

			成人甲状腺に対する線量	全身に対する線量	(参　考) β線外部被ばくによる線量
(1)	放射性雲による線量	排気筒放出分	約　0.015 Sv	約0.00077 Sv	約 0.0017 Sv
		地　上放出分	約　0.052 Sv	約0.000062Sv	約 0.00017Sv
(2)	原子炉格納容器内及びアニュラス部内線源からのγ線による線量		──	約0.00046 Sv	──
合　　計			約　0.067 Sv	約0.0013　Sv	約 0.0019 Sv

4.2.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.2.2.1　事故の想定

(1)　重大事故では、損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、1次冷却系圧力の低下と共に徐々に1次冷却材中に放出されるものとしたが、仮想事故では、事故直後にこの全核分裂生成物が1次冷却材中に放出されるものとする。

(2)　伝熱管破損を起こした蒸気発生器が隔離された後は、健全側蒸気発生器を使って1次冷却系及び2次冷却系の減圧が行われるが、仮想事故ではこの減圧効果を無視して、隔離された蒸気発生器の2次側からの蒸気の漏えいが30日間続くものと仮定する。

4.2.2.2　評価線量の種類

仮想事故として、蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の評

価線量の種類は、重大事故の場合（「4.1.2.2 評価線量の種類」参照）と同様である。さらに、大気中に放出された希ガスの外部γ線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.2.3　核分裂生成物の大気放出量

(1)　計算条件

仮想事故としての核分裂生成物の大気放出量の計算は、以下の項目を除き重大事故と同様の条件のもとで計算する。

a．損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、1次冷却系圧力に関係なく、事故発生直後に全部1次冷却材中に放出されるものとする。

したがって、この核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの51分間に、1次冷却系から2次冷却系へ流出する量は、その時流出する1次冷却材量の全保有水量に対する割合に等しいとして計算する。

b．破損側蒸気発生器隔離後の弁からの蒸気の漏えいは、漏えい率10m^3／d で30日間続くものと仮定し、無機よう素のみが放出されるものとする。漏えい期間中は無機よう素の放射性崩壊を考慮する。

(2)　計算方法

前記計算条件を使って、次の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.2.3図及び第4.2.4図に示す。

a．破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を無視し、(10－24)式～(10－26)式を用いて求める。

(a) 希ガスの放出量

$$Ri=\frac{L_R}{V_C}(Fi+Ci) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-24)$$

(b) 有機よう素の放出量

$$Ri=f_1\cdot\frac{L_R}{V_C}(Fi+Ci) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-25)$$

(c) 無機よう素の放出量

$$Ri=f_2\cdot\frac{L_R}{V_C}(Fi+Ci)\cdot\frac{G}{V_S\cdot P_F} \qquad \cdots\cdots (10-26)$$

ここで、

Ri ：核種ｉの大気中への放出放射能量（Bq）

Ci ：核種ｉの事故発生前の１次冷却材中放射能量（Bq）

Fi ：核種ｉの事故発生後の追加放出に寄与する放射能量(Bq)

L_R ：隔離されるまでの１次冷却材流出量（＝90t）

V_C ：１次冷却系保有水量（＝243t）

G ：隔離されるまでの大気放出蒸気量（＝40t）

V_S ：破損側蒸気発生器保有水量（＝40t）

f_1 ：有機よう素の割合（＝0.01）

f_2 ：無機よう素の割合（＝0.99）

P_F ：無機よう素の気液分配係数（＝100(液相中濃度 Bq／g)／（気相中濃度 Bq／g））

ｂ．破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後30日間の大気中に放出される無機よう素の量は(10－27)式を用いて求める。

$$R_L=\int_0^T f_2\cdot\frac{L_R}{V_C}(Fi+Ci)\cdot\frac{L_T}{V_S\cdot P_F}\cdot e^{-\lambda i\cdot t}\,dt \qquad \cdots\cdots\cdots (10-27)$$

ここで、

R_L　：隔離後の無機よう素の放出量（Bq）

L_T　：蒸気漏えい率（＝10m^3／d＝0.5t／d）

λ_i　：核種ｉの放射性崩壊定数（d^{-1}）

T　　：漏えい期間（＝30d）

4.2.2.4　線　　量

(1)　拡散、気象条件

重大事故の場合と同様とする。

また、全身線量の積算値の評価においては原子炉冷却材喪失の場合と同様とする。

(2)　計算方法

ａ．甲状腺に対する線量

χ／Ｑの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に（10－22）式を用いて線量を計算する。ただし、呼吸率は、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率1.2m^3／ｈを秒当たりに換算して用いる。

ｂ．外部γ線による全身に対する線量

重大事故の場合と同様に、(10－9)式を用いて線量を計算する。

また、希ガスのβ線外部被ばくによる線量についても、重大事故の場合と同様に計算する。

ｃ．全身線量の積算値

原子炉冷却材喪失の場合と同様に、計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。このとき、対象とする方位及び人口集計も原子炉冷却材喪失の場合と同様である。

4.2.2.5　蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

仮想事故として蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量、敷地等境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算）	約 4.1×10^{12} Bq
	希ガス （γ線エネルギ0.5MeV換算）	約 3.3×10^{15} Bq
線量	成人甲状腺に対する線量	約　0.019　Sv
	外部γ線による全身に対する線量	約　0.0012 Sv
積算値	2000年の人口による積算値	約 0.048万人Sv
	2050年の人口（推計）による積算値	約 0.041万人Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺(成人)に対して3Sv、全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人 Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.0026Svである。

全身線量の積算値の内訳を第4.2.3表及び第4.2.4表に示す。

4.2.3　結　　論

立地条件の適否を評価するため、仮想事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめ

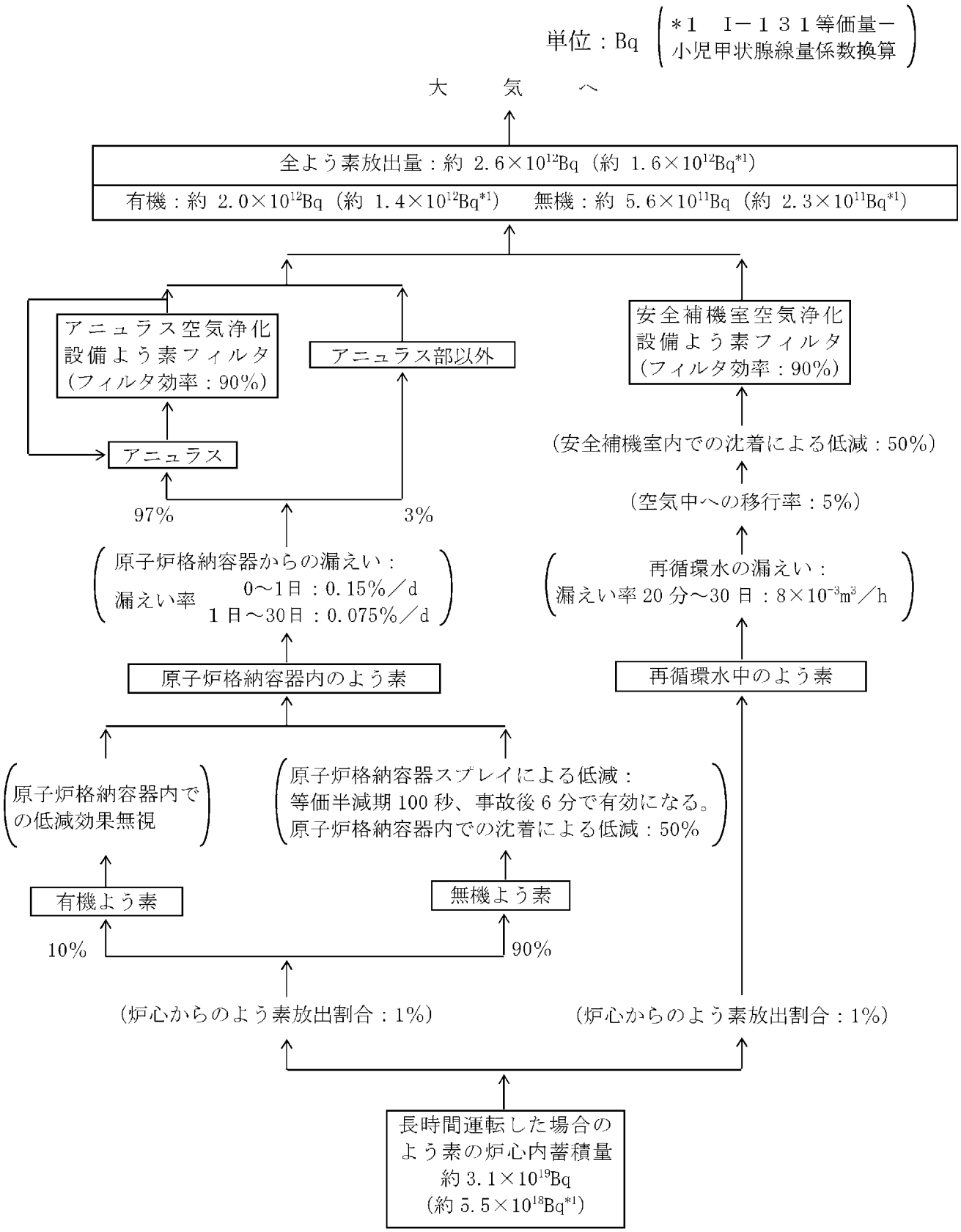
やす線量（甲状腺(成人)に対して3Sv、全身に対して0.25Sv 及び全身線量の積算値に対して2万人 Sv）を十分下回るものである。

第4.2.3表　　全身線量の積算値（2000年の人口集計による）

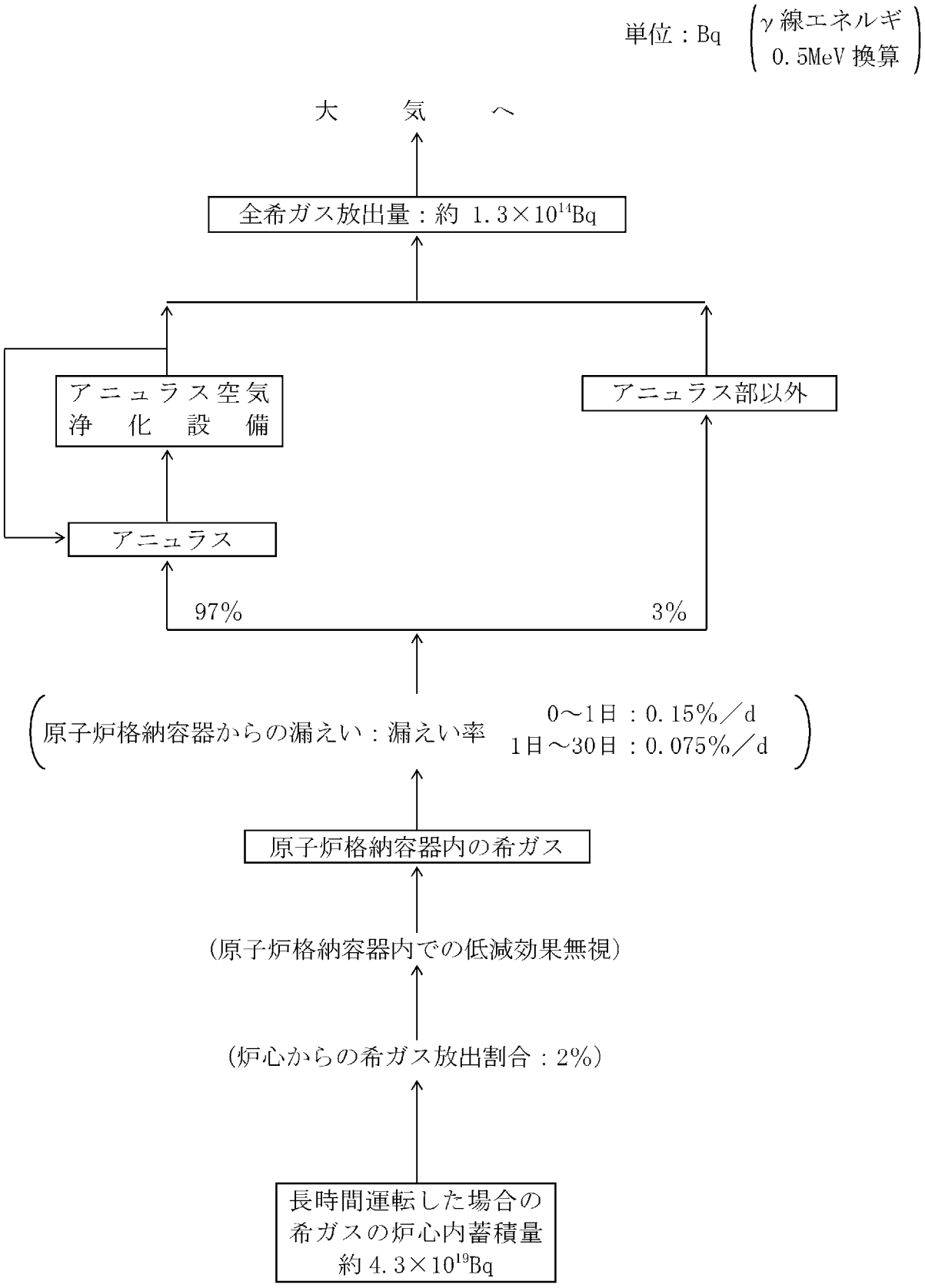
距　離(km) (ほぼ東北東方向)	主な市町村名	人　口 (人)	原子炉冷却材喪失時の積算線量 (人Sv)	蒸気発生器伝熱管破損時の積算線量 (人Sv)
～ 2	鎮西町	0	0	0
2 ～ 4	鎮西町	790	6.3	3.3
4 ～ 6	鎮西町、呼子町	2,800	7.7	4.0
6 ～ 8	鎮西町、呼子町	4,500	6.7	3.6
8 ～ 10	鎮西町、唐津市	550	0.54	0.29
10 ～ 15	唐津市	2,900	2.1	1.1
15 ～ 20	―	0	0	0
20 ～ 30	志摩町	6,200	1.7	0.90
30 ～ 40	前原市、福岡市	99,000	16	8.4
40 ～ 50	福岡市	400,000	45	24
50 ～ 60	福岡市	1,000,000	85	45
60 ～ 70	大野城市、古賀市、志免町	330,000	23	12
70 ～ 80	飯塚市、宗像市、穂波町	200,000	12	5.9
80 ～ 90	中間市、直方市、水巻町	470,000	23	12
90 ～ 100	北九州市	460,000	19	10
100 ～ 150	北九州市、下関市、宇部市	1,500,000	55	29
150 ～ 200	防府市、山口市、徳山市	560,000	14	7.2
200 ～ 300	広島市、松山市、呉市	3,200,000	59	31
300 ～	高松市、大阪市、京都市、神戸市、名古屋市、横浜市、東京都、仙台市	94,000,000	530	280
	合　　計	110,000,000	910	480

第4.2.4表　　全身線量の積算値（2050年の人口推計による）

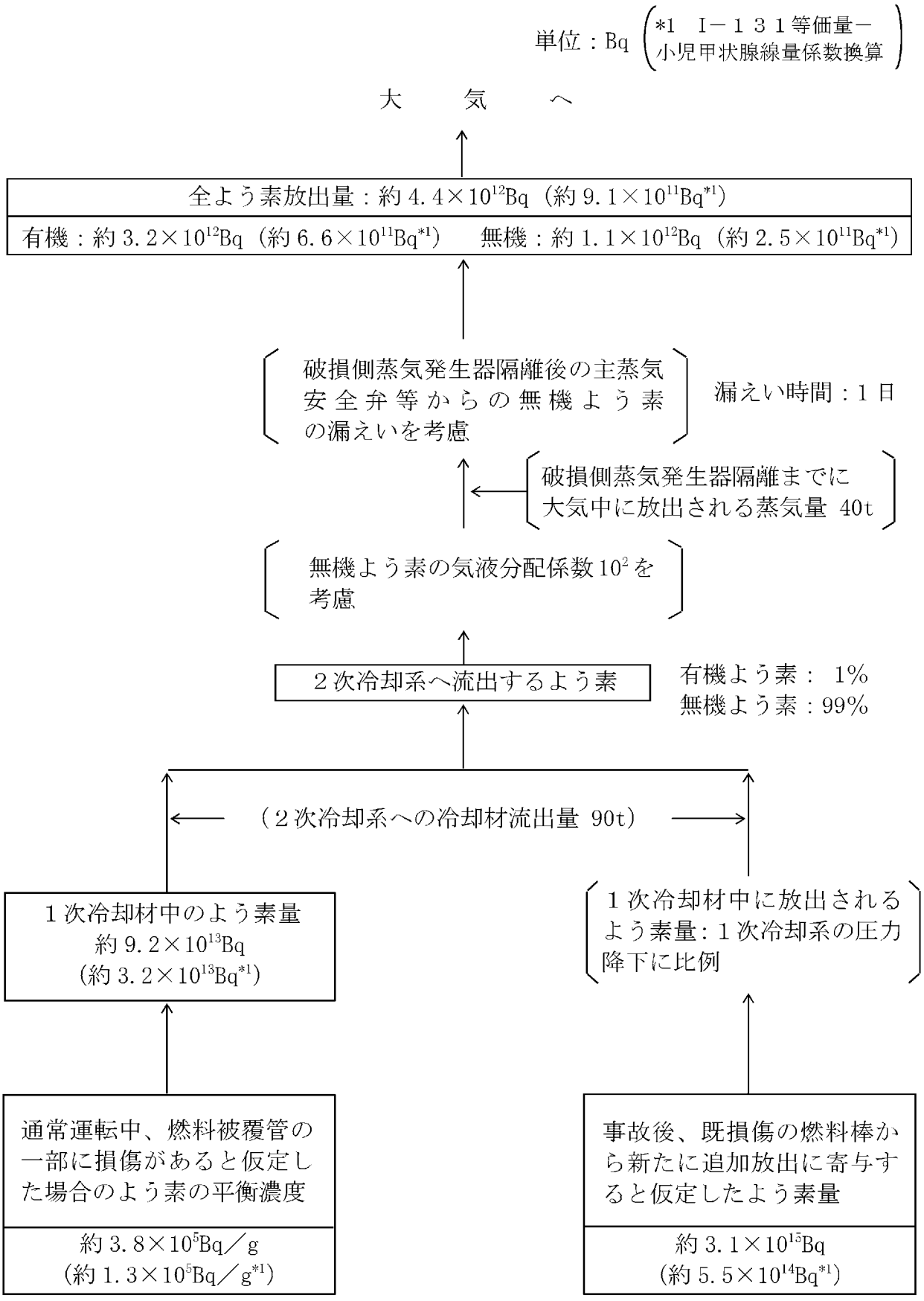
距　離(km) (ほぼ東北東方向)	主な市町村名	人　口 (人)	原子炉冷却材喪失時の積算線量 (人 Sv)	蒸気発生器伝熱管破損時の積算線量 (人 Sv)
～ 2	鎮西町	0	0	0
2 ～ 4	鎮西町	630	5.0	2.7
4 ～ 6	鎮西町、呼子町	2,200	6.0	3.2
6 ～ 8	鎮西町、呼子町	3,600	5.4	2.9
8 ～ 10	鎮西町、唐津市	440	0.43	0.23
10 ～ 15	唐津市	2,300	1.7	0.87
15 ～ 20	－	0	0	0
20 ～ 30	志摩町	5,700	1.6	0.83
30 ～ 40	前原市、福岡市	90,000	15	7.7
40 ～ 50	福岡市	370,000	42	22
50 ～ 60	福岡市	920,000	78	41
60 ～ 70	大野城市、古賀市、志免町	300,000	21	11
70 ～ 80	飯塚市、宗像市、穂波町	180,000	10	5.3
80 ～ 90	中間市、直方市、水巻町	430,000	21	11
90 ～ 100	北九州市	420,000	18	9.2
100 ～ 150	北九州市、下関市、宇部市	1,200,000	44	23
150 ～ 200	防府市、山口市、徳山市	410,000	10	5.3
200 ～ 300	広島市、松山市、呉市	2,500,000	46	24
300 ～	高松市、大阪市、京都市、神戸市、名古屋市、横浜市、東京都、仙台市	81,000,000	450	240
	合　　計	88,000,000	780	410



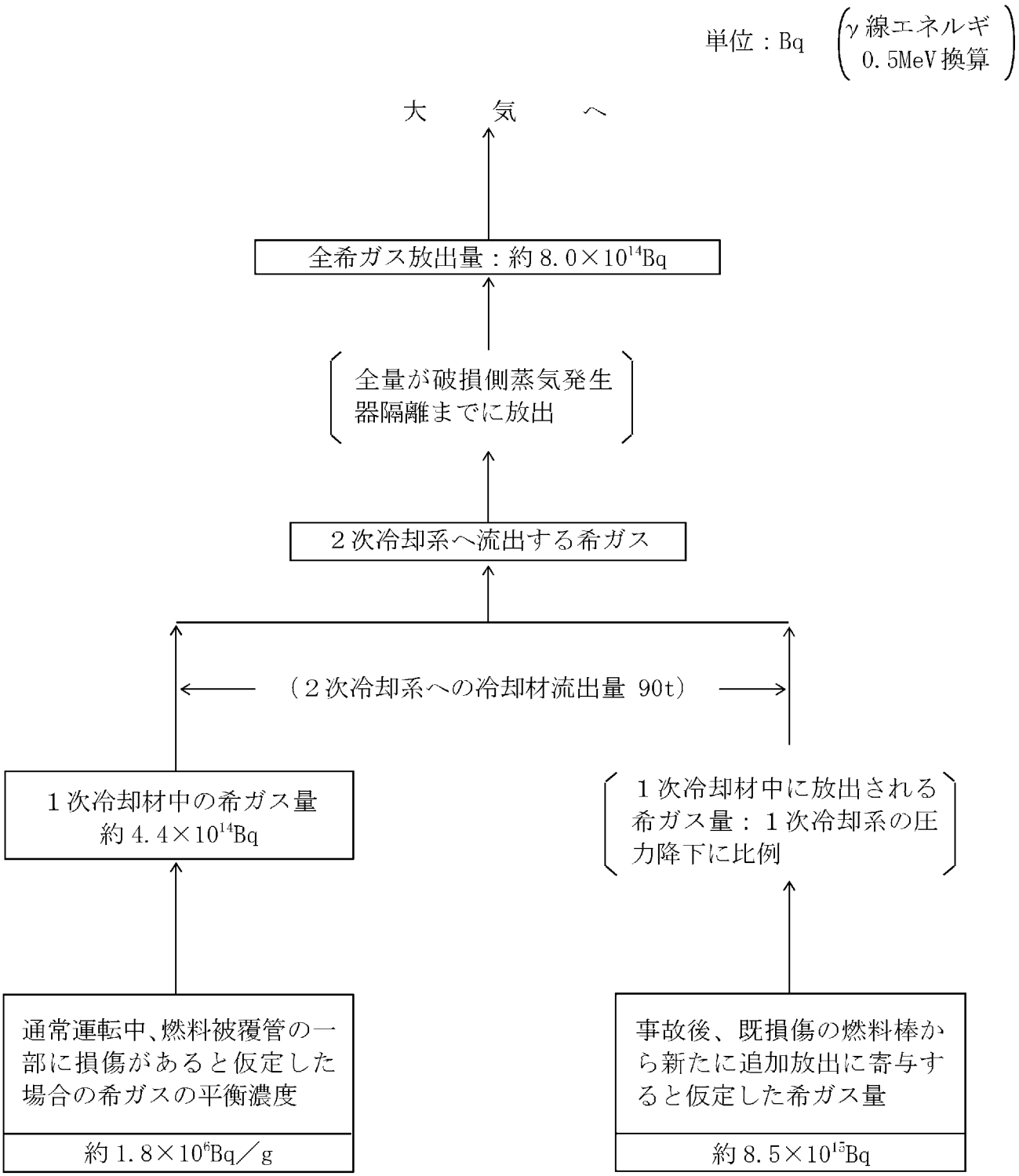
第 4.1.1 図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程



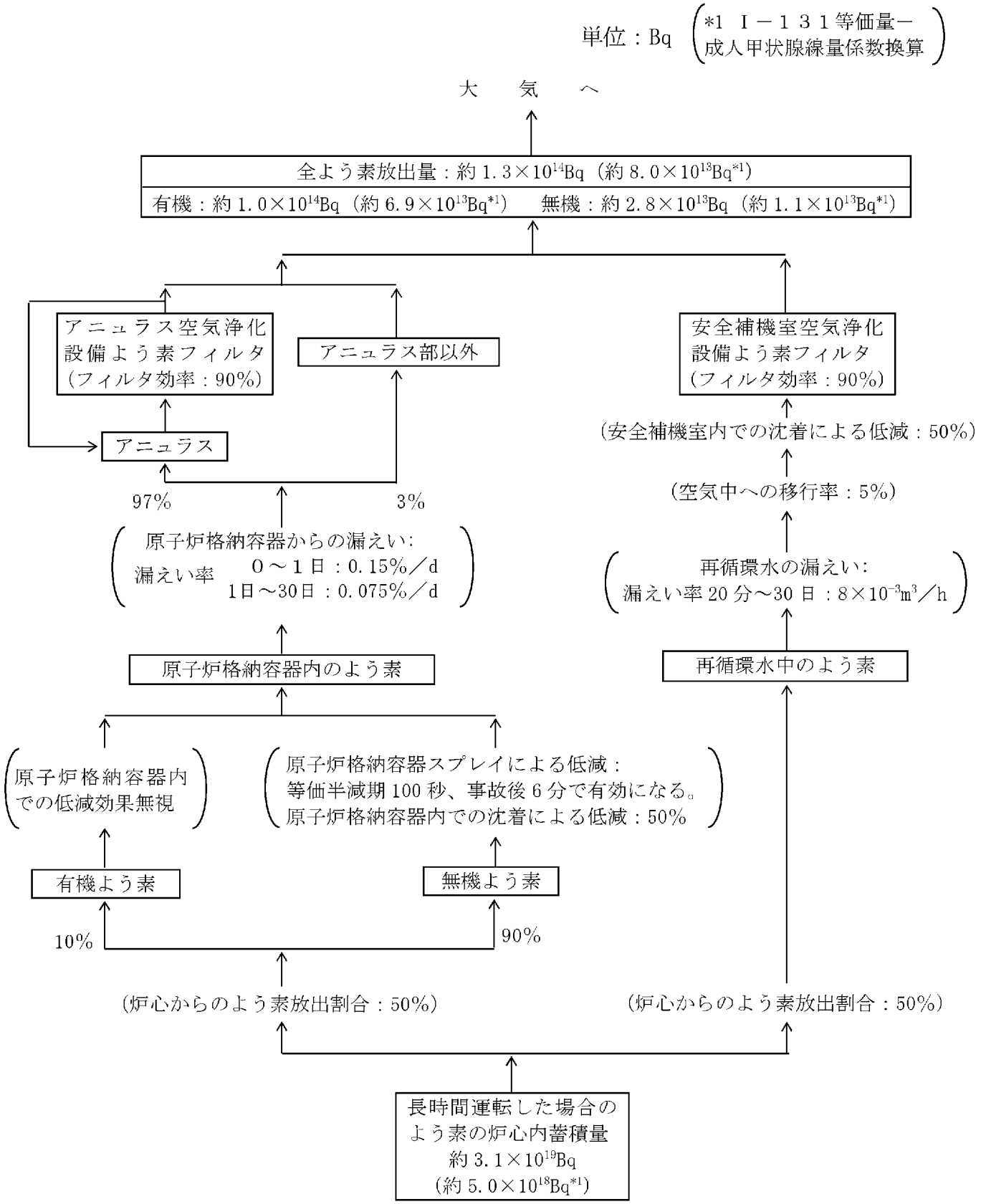
第 4.1.2 図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの大気放出過程



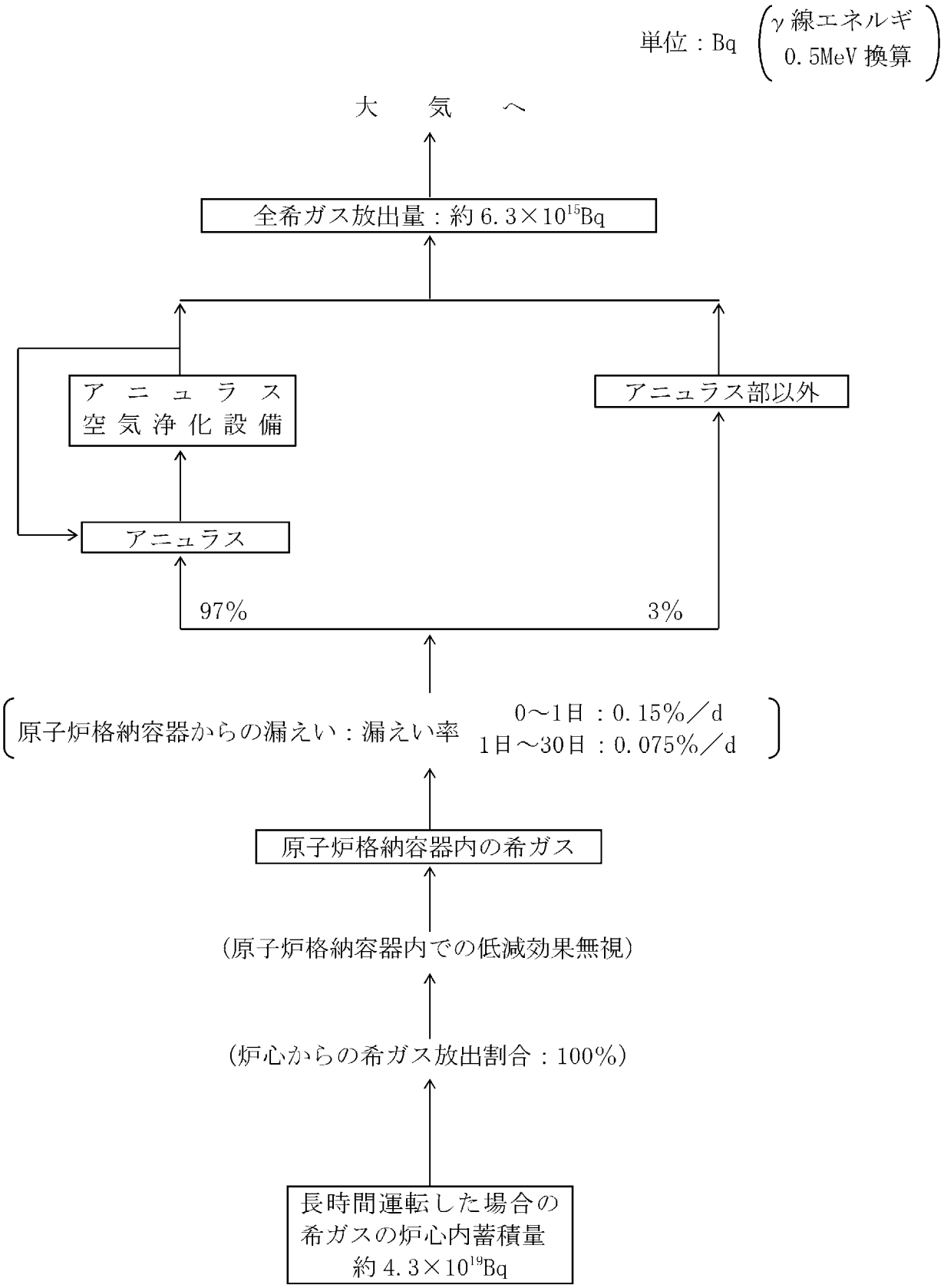
第4.1.3図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の大気放出過程



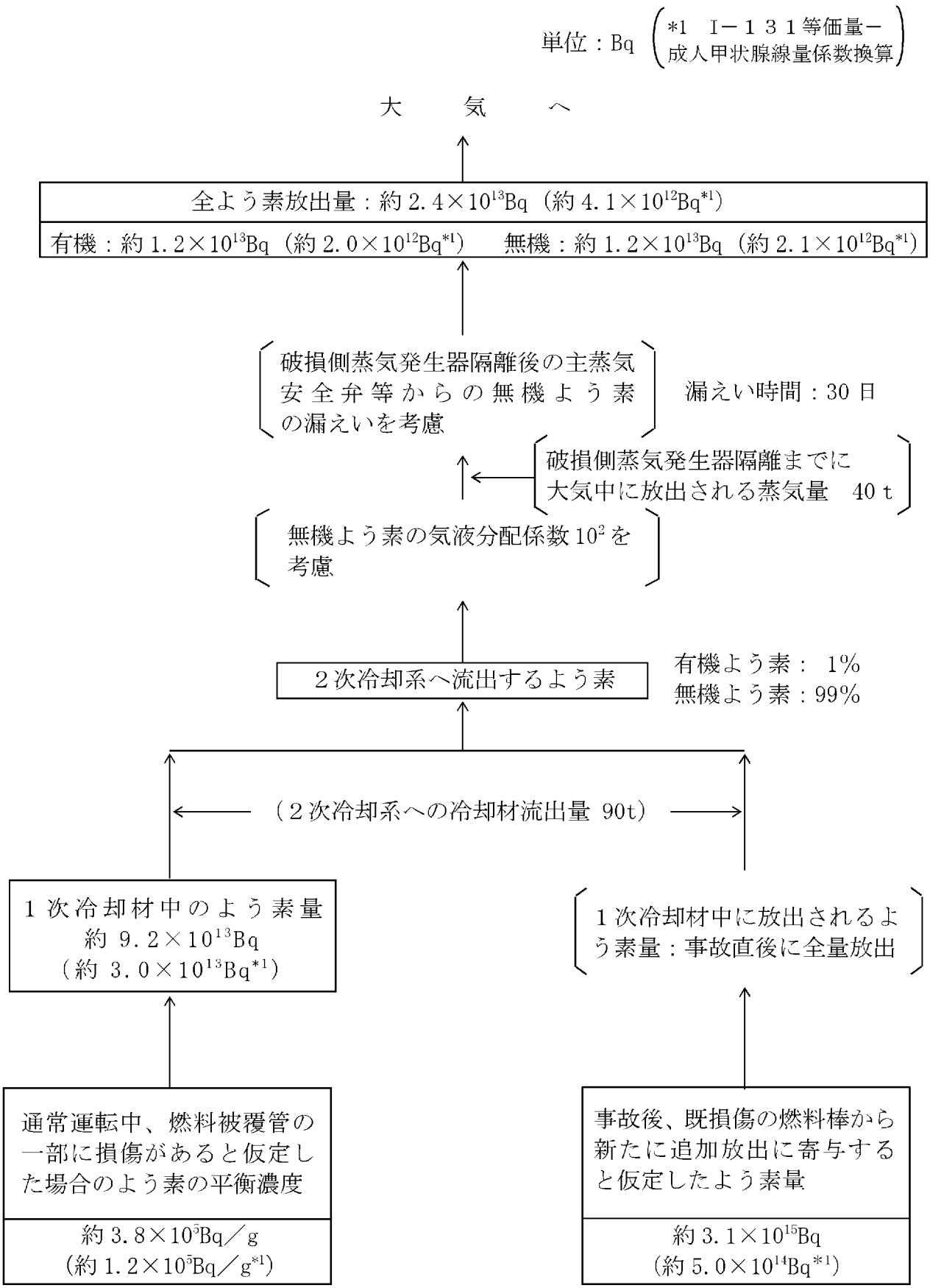
第4.1.4図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの大気放出過程



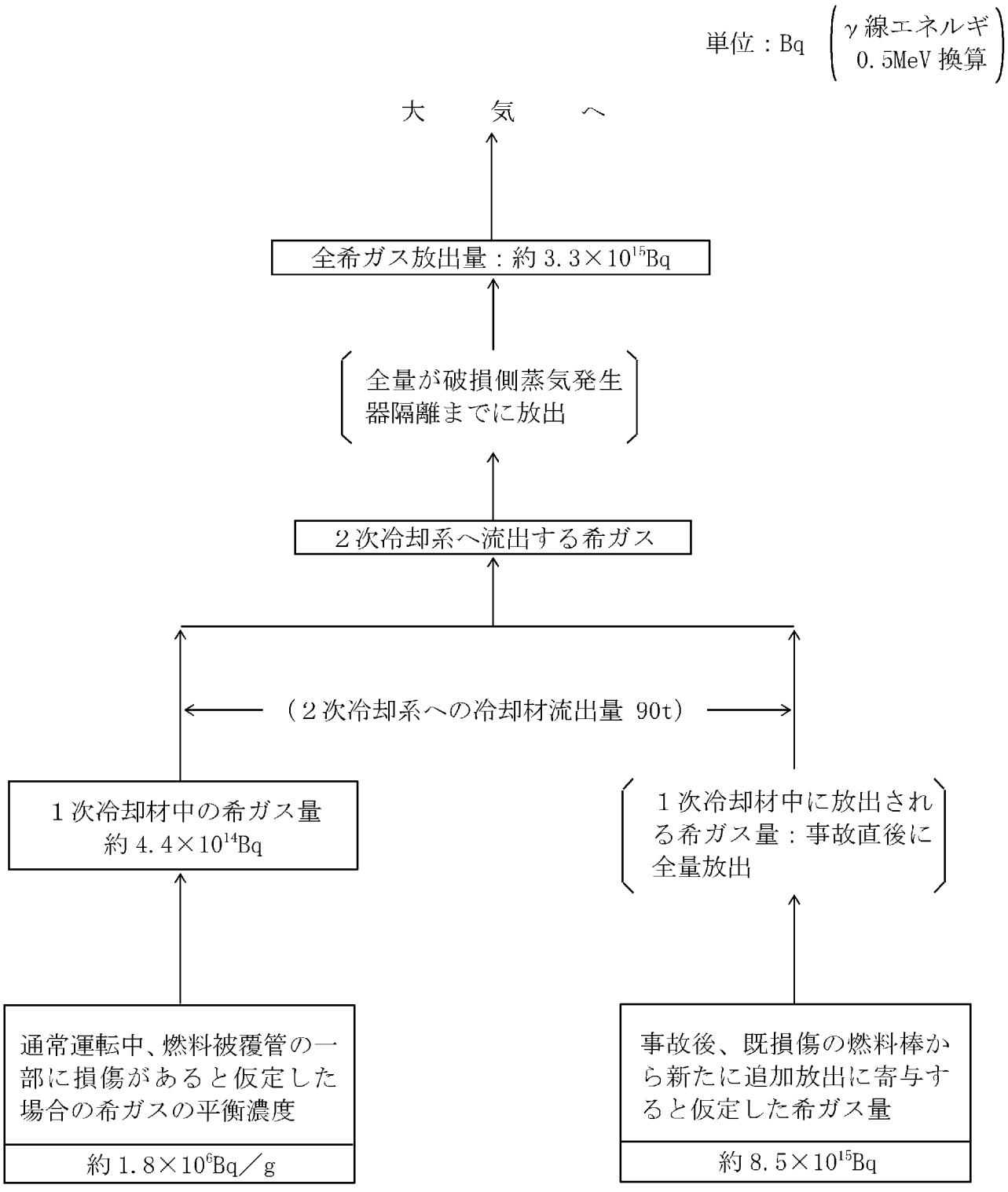
第 4.2.1 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程



第 4.2.2 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程



第 4.2.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程



第 4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

4.3 参考文献

(1) 「スプレイによるよう素除去効果」

MAPI－1008 改７

三菱原子力工業、昭和61年

(2) 「事故時の格納容器漏洩率」

MAPI－1060 改1

三菱重工業、平成12年

(3) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」

MAPI－1010 改１

三菱原子力工業、昭和52年

(4) 「Compilation of Fission Product Yields 」

ＮＥＤＯ－12154 －１

Vallecitos Nuclear Center,M.E.Meek and B.F.Rider,1974

(5) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」

（原子力安全委員会了承、平成元年3月27日）

一部改訂 平成13年 3月29日

(6) 「被曝計算に用いる放射線エネルギーについて」

原子炉安全専門審査会、昭和46年 7月 6日

(7) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」

Lederer, C.M., et al.

John Wiley & Sons,Inc.,1968

(8) 「ＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコードの概要」

MAPI－1021 改7

三菱重工業、平成14年

(9)　「ＳＰＡＮコードの概要」

MAPI－1049　改3

三菱重工業、平成14年

(10)　「平成12年国勢調査全国都道府県市区町村別人口及び世帯数（確定数）」

総務省統計局、平成14年1月

(11)　「コーホート要因法による地域人口推計手法の検討と推計結果の分析」

厚生省人口問題研究所、「人口問題研究」第167号、

昭和58年7月

(12)　「日本の将来推計人口,―平成13（2001）～62(2050年)― ,平成14年1月推計」

国立社会保障・人口問題研究所、平成14年5月

(13)　「都道府県別将来推計人口,―平成12（2000）～42(2030年)― ,平成14年3月推計」

国立社会保障・人口問題研究所、平成14年10月

５．重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「5.1 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「5.2.1 可搬型設備等による対応」は「5.1 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応を実施する。

重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備する

設備の運用手順等についても考慮した第5.1.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する

5.1 重大事故等対策

5.1.1 重大事故等対処設備に係る事項

(1) 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

(2) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも１ルー

トは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、洪水、地滑り及びダムの崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象、落雷及び電磁的障害については、直接の影響はない。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

a. 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型ポンプ、その他の注水設備、発電機車、その他電源設備、モニタリング設備）の保管場

所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、八田浦貯水池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、合わせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、風（台風）及び竜巻による影響（飛来物）、積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる要員を確保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルートを確保する。

また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物について

は、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、基準地震動による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じるが、想定を上回る段差が発生した場合は、ホイールローダ及びその他の重機による段差箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響（降灰）については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、火山の影響（降灰）が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。凍結、積雪を考慮し、車両についてはタイヤチェーン等を配備する。

屋外アクセスルートの地震発生時における火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器等の防油堰の設置）については、「火災防護計画」に定める。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、

確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

b. 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリ、その他の電源設備）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、合わせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響（洪水、風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響（降灰）並びに森林火災）並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意のものは除く。)（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて落下防止、転倒防止及び固縛等により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八　1.6.1.2　火災発生防止」に示す。

屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

5.1.2 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

(1) 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実

施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ及びその他の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

(2) 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(3) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものは除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたさないよう、通行性を確保する等、「5.1.1(2) アクセスルートの確

保」と同じ運用管理を実施する。

5.1.3 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカ、協力会社、建設会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、自社及び協力会社の車両による輸送に加え、運送会社及びヘリコプタ運航会社とも契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材

を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（発電機車等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

5.1.4 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

(1) 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

さらに、使用主体に応じた手順書として、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所の緊急時対策本部（以下「緊急時対策本部」という。）が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び緊急時対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備す

る。

a. 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で３号炉及び４号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

具体的には、第5.1.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注水するべきか又は原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、対応が遅れることで、原子炉格納容器の破損に至ることがないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水

する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

c. 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づいた緊急

時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

d. 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお、火山の影響（降灰）、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

・警報に対処する運転手順書

機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用

・事象の判別を行う運転手順書

原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に実施すべき事象の判別及び対応処置に使用

・故障及び設計基準事象に対処する運転手順書

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用

・炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書（安全機能ベースと事象ベースで構成）

安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用

・炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応

手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、緊急時対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

緊急時対策本部用手順書は、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の具体的内容等重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行い、事象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び１次系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

e. 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認可否により、重要監視パラメータと有効監視パラメータに位置づけて運転手順書に明記する。主要パラメータである重要監視パラメータと有効監視パラメータが故障等により計測不能な場合又は計器故障が疑われる場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

また、主要パラメータと代替パラメータの中から、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を運転手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用手順書に整理する。

f. 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台等への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリアの水密扉及びディーゼル発電機室の扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

g. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対しては、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の吸気中の有毒ガス濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。発電所構内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれの

ある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に対しては、換気設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策本部要員が事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、運転員及び緊急時対策本部要員のうち初動対応を行う者に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、運転員に連絡し、運転員が通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する。

(2) 教育及び訓練の実施

緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の緊急時対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

・各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年１回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

・各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複

数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年１回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。

・複数の教育及び訓練項目での手順の類似がない項目については、教育及び訓練を年２回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。

・重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第5.1.2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。

・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（当直員）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（Ｐ）、実施（Ｄ）、評価（Ｃ）、改善（Ａ）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

a. 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動及び物理現象に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練等を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、緊急時対策本部要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的に実施する。

b. 緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施する。

運転員（当直員）に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。なお、シミュレータ訓練については、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象

判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。

重大事故等対策要員に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓練を実施する。

緊急時対策本部要員である実施組織及び支援組織に対しては、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の緊急時対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

c. 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。

運転員（当直員）は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

緊急時対策本部要員のうち設備の保修を担当する者は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、

現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等の対策については、緊急時対策本部要員が、各役割に応じて、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの布設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

d. 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

e. 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。

(3) 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

a. 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制

を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第１種緊急時体制、第２種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、緊急時対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置する。副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。

緊急時対策本部に、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する実施組織として、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織として総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班を編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が緊急時対策本部での事故対応、復旧活動に活かせ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員（指揮者等）は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内（玄海町及び唐津市圏内）に３号炉及び４号炉の発電用原子炉主任技術者を２名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

b. 実施組織を、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員（当直員）の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。

保修班は、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置並びに消火活動を行う。

安全管理班は、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対策活動に従事する要員の被ばく管理、放射線管理上の立入制限区域の設定管理、中央制御室及び代替緊急時対策所並びに緊急時対策所（緊急時対策棟内）におけるチェンジングエリア設置を行う。

土木建築班は、土木建築設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

c．実施組織は、複数号炉の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

緊急時対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により３号炉及び４号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して３号炉及び４号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。

実施組織は、号炉ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

複数号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れるこ

とのないよう通報連絡者を配置し、原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は通報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、緊急時対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

d. 緊急時対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的助言を行う運転支援班で構成する。運転支援班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。

運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策

に専念できる環境を整える。

総括班は、緊急時対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者誘導（展示館来館者）を行う。

総務班は、本部構成員の動員状況の把握、要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに要員に対する食料の調達配給を行う。

原子力訓練センター班は、避難者の誘導（原子力訓練センター見学者）を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

e. 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（原子力災害対策特別措置法第10条の可能性がある事故、故障等又は自然災害発生）により緊急時体制を発令し、緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

休日、時間外（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内又は近傍に緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

緊急時対策本部（全体体制）が構築されるまでの間、副原子力防災管理者の指揮の下、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を

主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、副原子力防災管理者は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら運転員（当直員）及び重大事故等対策要員へ指示を行う。運転員(当直員)及び重大事故等対策要員は、副原子力防災管理者の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

非常召集の要員への連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星携帯電話設備を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震の影響により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度５弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う号炉ごと指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員（指揮者等）４名、運転操作指揮、号炉間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員（当直員）12名、初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員（以下「初動対応要員」という。）20名、並びに初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員(以下「初動後対応要員」という。）16名の合計52名を確保する。

なお、号炉ごと指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動を行う要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員（指揮者等）と初動後対応要員は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の、各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、緊急時対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。

f. 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記b.項及びd.項のとおり明確にするとともに、各班に責

任者である班長及び副班長を配置する。

g. 緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長(原子力防災管理者)が欠けた場合に備え、本部長（原子力防災管理者）の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、複数号炉の同時被災時は３号炉及び４号炉ごとに指揮者を指名する。

号炉ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合は副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。

h. 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するためのSPDSデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星携帯電話設備及び携帯型通話設備を備えた代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）を

整備する。

実施組織が、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）及び現場との連携を図るため、携帯型通話設備、無線連絡設備及び衛星携帯電話設備を整備する。また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。

i. 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、緊急時対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と緊急時対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、緊急時対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

j. 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができ

るように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第15条第１項に該当する事象が発生した場合、所長（原子力防災管理者）は、それぞれの区分により直ちに緊急時体制を発令するとともに発電本部部長（原子力管理）へ報告する。

発電本部部長（原子力管理）は、緊急時対策本部の本部長から発電所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。発電本部部長（原子力管理）は、本店原子力防災組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店対策本部の要員を非常召集する。

社長は、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。

なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。

本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、運営支援組織として、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う

支援班から構成され、原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。

本店対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営のため、あらかじめ選定している派遣要員を本店対策本部に召集するなど必要な準備の開始を本店対策本部総括班長（発電本部部長（原子力管理））に指示する。

本店対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する。

k. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連係し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。

また、設備の補修を実施するための放射線量低減、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑

に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

5.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

5.2.1　可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

5.2.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想

定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定した上で、当該の自然災害により発電用原子炉施設に重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮した対応手順書を整備する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

以下において、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象について整理する。検討プロセスの概要を第5.2.1図に、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の影響を整理した結果を第5.2.1表及び第5.2.2表にそれぞれ示す。

(1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、外部事象77事象を抽出した。その内の自然災害54事象の中で、

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災、落雷及び隕石の11事象（以下「自然災害11事象」という。）を選定する。

選定した自然災害11事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を整理する。また、重畳することが考えられる自然現象の組合せについても考慮する。事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

a. 自然災害の規模の想定

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定する。

(a) 地　震

基準地震動を超えるような大規模な地震が発生する可能性は低いものと考えるが、基準地震動を一定程度超える規模を想定する。

なお、地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから予兆なく発生することを想定する。

(b) 津　波

基準津波を超えるような大規模な津波が発生する可能性は低いが、基準津波を一定程度超える規模を想定する。

なお、津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと考えるが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。

(c) 風（台風）

敷地近傍で観測された最大瞬間風速（53.2m／s）を超える規模を想定する。

なお、風（台風）は事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。

(d) 竜　　巻

過去における国内最大級の竜巻（F3クラス：5秒間の平均風速70m／s～92m／s）を超えるような規模の竜巻が発生する可能性は低いが、風速100m／sを超える規模を想定する。

なお、必要に応じ、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策等を講じておく。

(e) 凍　　結

敷地付近で観測された最低気温（－5.8℃）を下回る気温を想定する。

なお、低温は事前の予測が可能であることから、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

(f) 積　　雪

敷地付近の観測所で観測された積雪量（12cm）を超える積雪量を想定する。

なお、積雪は事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。

(g)　火山の影響

文献調査及び地質調査結果から、考慮すべき火山灰の厚さを10cmと評価している。そこで10cmの降灰を超える規模を想定する。

なお、火山(降灰)は事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。

(h)　生物学的事象

海水取水の機能が喪失するような規模の海生生物の襲来を想定する。また、電気系統への小動物等による悪影響も想定する。

なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はないものとする。

(i)　森林火災

森林火災による安全上重要な機器への影響を防止するため防火帯を設けるが、この防火帯を越えるような規模の森林火災の発生を想定する。

なお、森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、あらかじめ放水する等の必要な安全措置を講じることができる。

(j)　落　　雷

設計想定以上の雷サージが発生する可能性は低いが、設計想定以上の雷サージの規模を想定する。

なお、雷の発生までの時間的余裕はないものとする。

(k)　隕　　石

敷地内に隕石が落下する可能性は低いが、発電用原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。

なお、隕石の落下までの時間的余裕はないものとする。

(1)　地震と津波の重畳

大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。

地震による斜面崩壊、地盤の陥没、津波による漂流物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

両事象の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。

(m)　火山の影響（降灰）と積雪の重畳

火山の影響（降灰）と積雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、あらかじめ体制を強化して対策（除灰、除雪）を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

b.　大規模損壊を発生させる可能性のある起因事象の特定

自然災害による大規模損壊発生の起因事象(プラント状態)を特定するため、自然災害11事象に対して生じうるプラント状態を特定する。また、プラント状態を特定するに当たっては、大規模損壊の事態収束に必要と考えられる以下の機能の状態に着目して作成したイベントツリーにより、事象の進展を考慮する。

(a) 異常発生防止系

イ. 原子炉建屋及び原子炉補助建屋

ロ. 原子炉制御系

ハ. 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

(b) 異常影響緩和系

イ. 原子炉格納容器

ロ. 安全保護系

ハ. 2次冷却系からの除熱機能（補助給水、主蒸気逃がし弁等）

ニ. 炉心冷却機能（ECCS等）

(c) 関連系（安全上特に重要なもの）

イ. 原子炉補機冷却機能

ロ. 非常用所内電源

c. イベントツリーによる整理

イベントツリーによる整理結果を第5.2.2図に示す。ここで、最終的なプラント状態については、代表性を持たせ同様なプラント状態となるケースについては示していない。また、隕石については、大型航空機の衝突と同様プラントに大きな影響を与える事象であることは明らかなことから、イベントツリーで示していない。

(a) 地　震

大規模地震の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失することにより、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能

性があり、その状態において、１次冷却材喪失（LOCA）等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。さらに、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系、原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。

また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとしてレベル１PRAの知見より、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、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）及び大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注水機能喪失が考えられる。また、レベル1.5PRAの知見より、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が考えられる。原子炉格納容器破損等により、閉じ込め機能が喪失した場合は、大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。

その他、斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(b)　津　　波

大規模津波の想定では、地震と同様に変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの水没による原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）の水没による非常用所内電源喪失、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの水没による２次冷却系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原

子炉制御系の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へ至る可能性がある。さらに、重大事故等対処設備である代替注水設備及び代替電源設備が機能しない場合は、原子炉格納容器過温破損により大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。

また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとして、レベル１PRAの知見より、複数の信号系損傷及び原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。

その他、漂流物、油タンク火災等により比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(c)　竜　　巻

大規模な竜巻の想定では、変圧器等の機能喪失により外部電源喪失に至る可能性がある。飛来物等による海水ポンプの機能喪失及びそれに伴うディーゼル発電機の機能喪失によって、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。

その他、飛来物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(d)　積雪、火山の影響（降灰）

これらの事象によって、送電系統の異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、これらの自然災害２事象については、事前の予測が可能であることから体制を強化して除雪及び除灰等の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(e)　生物学的事象

大量の海生生物の襲来により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失に至る可能性がある。ただし、除塵装置により塵芥を除去する運用としており、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電所を安全に停止できる運用としている。

(f)　森林火災

送電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、発電用原子炉施設への影響がないよう防火帯幅を確保しており、予防放水等の対策を講じる十分な時間的余裕があることから、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(g)　落　　雷

大規模な落雷によって、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、サージ電流により機器が誤動作する可能性がある。

なお、雷害防止対策を講じている。

(h)　隕　　石

隕石による影響については、大型航空機の衝突と同様と考えられる。

これらの結果から、最終的なプラントの状態は以下に類型化された。類型化したプラント状態を第5.2.3表に示す。

・　大規模損壊（重大事故を上回る状態）
・　重大事故等
・　設計基準事故

第5.2.3表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震及び津波の２事象を代表として整理する。また、当該の２事象以外の自然災害については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはないと考えるが、仮に大規模損壊に至ったとしても、これら２事象に包含され被害の態様から同様の手順で対応できる。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

なお、飛来物（航空機衝突）、爆発等の発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響に包含でき同様の手順で対応できる。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1) 項及び (2) 項において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える

可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を構築するよう考慮する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、以下のc.(a)項に示す５つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、c.項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順書等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。

当該の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ、臨機応変に選択及び実行する必要がある。

このため、発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシート及び以下に示す項目を目的とした各対応操作の実行判断を行うための初動対応フロー等を大規模損壊時に対応する手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し整備する。

・　電源確保

・　炉心損傷緩和

・　原子炉格納容器破損緩和

・　放射性物質放出低減

・　使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和

・　水源確保

・　大規模火災への対応

・　その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給）

上記の各項目に対応する操作の一覧を第5.2.4表に示す。

大規模損壊発生時において、上記の大規模損壊時に対応する手順に基づく対応（火災対応を含む）の優先順位に係る基本的な考え方及び優先順位に従った具体的な対応について以下に示す。

a.　大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判断フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用するこれらの手順書を有効かつ効果的に活用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。

（a）　大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害（地震、津波等）又は故意による大型

航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直課長が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると原子力防災管理者又は当直課長が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

イ．大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合

- プラント監視機能又は制御機能が喪失した場合（中央制御室の喪失を含む）
- 使用済燃料ピットが損傷し、漏えいが発生した場合
- 炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生した場合
- 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

ロ．当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合

ハ．原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

（b） 緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により原子炉停止状況などのプラントの状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は代替緊急時対策所若しくは緊急時対策所（緊急時対策棟内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。個別操作実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づき当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

b. 優先順位に係る基本的な考え方

大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行

うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、確保できる要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時においては、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）、重大事故等対策要員、専属自衛消防隊員の一部が被災した場合も対応できるようにする。

このような状況においても可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料貯蔵槽水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害へ対応しつつ、発電所構内の人員の協力を得て人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

上記の火災への対応を含む優先順位に係る基本的な考え方に基づく、大規模損壊発生時の初動対応及び大規模火災への対応について、優先順位に従った具体的な対応を以下に示す。

(a)　大規模損壊が発生又は発生するおそれがある場合、原子

力防災管理者又は当直課長は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。

イ．事前の予測ができない自然災害（地震）又は大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合

中央制御室が機能している場合は、当直課長が地震発生時は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、大型航空機の衝突その他テロリズム発生時は、衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、被災状況、運転状況の確認を行い原子力防災管理者へ状況報告を行う。また、中央制御室が機能していない場合又は当直課長から原子力防災管理者へ連絡がない場合は、原子力防災管理者が地震は緊急地震速報等により、大型航空機の衝突その他テロリズム発生時は衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うとともに、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

ロ．事前の予測が可能な自然災害（津波）が発生した場合

大津波警報が発令された場合、当直課長は原則として原子炉を停止し冷却操作を開始するとともに、原子力防災管理者への連絡及び所内一斉放送による所内関係者への退避指示並びに関係箇所へ状況連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、要員を一旦高所へ避難させた後、第２、第３波の津波襲来等の情報収集及び海面状態の常時監視を行う。また、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

(b) 原子力防災管理者は、非常召集した各要員から発電用原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況、アクセスルート損傷）を行う。原子力防災管理者が発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシートを用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

(c) 緊急時対策本部は、以下の項目の確認及び対応を最優先に実施する。

イ. 初期状態の確認

・ 中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視可否

・ 原子炉停止確認（停止していない場合は、原子炉手動停止を速やかに試みる。）

・ タービン動補助給水ポンプ起動確認（起動していない場合は、起動操作を速やかに試みる。）

ロ. 放射線モニタ指示値の確認（モニタ指示値により事故、炉心及び使用済燃料ピットの状況を推測する。）

ハ. 火災の確認（火災が発生している場合は、事故対応への支障の有無を確認する。）

(d) 緊急時対策本部は、上記の確認及び対応を実施した後、詳細な状況を把握するため以下の項目を確認する。

イ. 対応可能な要員の確認

ロ. 通信連絡設備の確認

ハ. 電源系統の確認

ニ．建屋等へのアクセス性確認

ホ．建屋等の健全性確認

ヘ．建屋等内部の確認

ト．機器状態の確認

(e) 緊急時対策本部は、(c) 項の確認と並行して以下の対応を実施する。

また、対応の優先順位については、把握した対応可能な緊急時対策本部要員数、使用可能な設備及び施設の状態に応じて選定する。

イ．発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を開始する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による供給により監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状態把握に努める。

外観から原子炉格納容器又は燃料取扱棟の損傷が確認され周辺の線量率が上昇している場合は、あらかじめ準備を開始している移動式大容量ポンプ車と放水砲を用いた放射性物質の放出低減を行う。

外観から原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量

率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和措置を優先して実施する。

炉心が損傷していないこと、1次冷却系から大規模な漏えいが発生していないこと及び原子炉格納容器の減圧が必要ないことを確認できた場合には、炉心損傷緩和の措置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による使用済燃料ピットへの注水を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部又は外部からのスプレイを行う。

発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合のフローを第5.2.3図に示す。

ロ．発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先して実施すべき対応操作とその実行性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可

搬型計測器等により確認を試みる。

(f)　(c)項から(e)項の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

c.　大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項の５つの活動又は緩和対策を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手順等として整備する。

また、(b)項から(n)項のとおりの手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

第5.2.5表から第5.2.17表に1.2から1.14における重大事故

等及び大規模損壊対応設備と整備する手順を、また第5.2.18表に大規模損壊に特化した対応手段と対応設備並びに整備する手順を示す。

なお、(b) 項から (n) 項で整備した手順のうち大規模損壊に特化した手順を (o) 項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって発電所内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能となるよう多様な消火手段を整備する。

手順書については、以下の (1) 項に該当する手順等を含むものとして整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、当

該火災により建屋内の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の一部の機能が喪失するような場合でも、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備等は火災の影響を受けないことが考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該対応において、可搬型重大事故等対処設備等と常設配管への接続場所又は系統構成のために操作が必要な弁等の設置場所において火災が発生している場合は、建屋内に設置している消火器等による消火活動を速やかに実施し、接続箇所までのアクセスルート等を確保する。

当該の消火活動を行うに当たっては、以下のとおり、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密に行い、火災の影響により対応が困難な場合は別の手段を試みる等、要員の安全確保に配慮して実施する。

- 現場において事故対応操作等を行う場合には、並行して消火活動が必要になることを想定し複数名で活動する。
- 再燃又は延焼の可能性を考慮し、火災への監視を強化する。
- 消火活動を含む屋内での活動の際には、火災対応用の装備品（例：防火服、空気呼吸器等）を確実に装着する。当該の装備品を装着しての消火活動については、あらかじめ活動できる時間（仕様）を確認した上で行う。
- 屋内での消火活動は、１組２名以上で行動するとと

もに被害の発生場所を概ね想定し、安全と考えられるアクセスルートを選定する。

・　消火活動を行うに当たっては、現場との通信用として配備している無線連絡設備を活用し、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密にする。無線連絡設備での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び専属自衛消防隊員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（b）項から（f）項、（m）項及び（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、２次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、１次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において１次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備による炉心注水により原子炉冷却を行う。また、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は２次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。

・　最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

・　原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

ハ．原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（c）項から（j）項、（m）項及び（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場

合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、１次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。
- 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却又は多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接

触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注入手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉を冷却する。

・　さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。

また、電気式水素燃焼装置の起動に関しては緊急時対策本部で実効性と悪影響を考慮し判断する。

ニ．使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（k）項、（m）項及び（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合にお

ける対応手段の優先順位は、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水、建屋内部からのスプレイ等を実施し、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレイを実施する。また、注水操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の（f）項及び（k）項から（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備による代替格納容器スプレイを実施する。すべての格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水

が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲による燃料取扱棟への放水により放射性物質の放出低減を実施する。

(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、２次冷却系からの除熱機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.2の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせて原子炉を冷却する手順を整備する。

- 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作
- 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作
- 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

これらの手順により、２次冷却系の除熱機能が喪失した場合の対応であるＢ充てんポンプ（自己冷却）による原子炉への注水及び加圧器逃がし弁等を用いた１次冷却系の減

圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等の機能回復を行う。

(c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、２次冷却系からの除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、２次冷却系からの除熱により１次冷却系のサブクール度を確保した上で実施する。２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水機能を確保した後に加圧器逃がし弁による減圧を実施する。

蒸気発生器伝熱管破損事象発生時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により１次系と２次系の圧力を均圧させることで１次冷却材の漏えいを抑制する。

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

どちらの事象も隔離ができない場合は、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で１次冷却材の漏えい量を抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.3の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できず、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、加圧器逃がし弁を用いて１次冷却系を減圧する手順を整備する。また、サポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順を整備する。

・　制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出

する操作

・　直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

・　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機から受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作

これらの手順により、２次冷却系からの除熱による減圧機能が喪失した場合の対応であるＢ充てんポンプ（自己冷却）を用いた原子炉への注水、加圧器逃がし弁等を用いた１次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁の機能回復を行う。

(d)　「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、以下のとおりである。

１次冷却材喪失事象が発生して１次冷却系統の保有水量を確保する必要がある場合に非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水タンク水を炉心へ注入する冷却機能。また、

長期的な原子炉の冷却として、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り替えた後の再循環運転による冷却機能。

１次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのないように分散配置した可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.4の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順を整備する。

これらの手順により、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉

心注入を行う。また、B充てんポンプ（自己冷却）、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）の機能回復を行う。

さらに、余熱除去設備による除熱機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.5の手順に加えて、1.5の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、原子炉格納容器スプレイ設備による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、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の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の緩和、並びに放射性物質の濃度を低下させるため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、

共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.6の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順及び1.6の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(g) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.7の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順及び1.7の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、Ｂ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備及び手順を整備する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉を冷却するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.8の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順及び原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した場合において、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

さらに、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延するため、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。また、B充てんポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(i) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合の水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応で

きるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減及び可搬型格納容器水素濃度計測装置及びガス分析計による水素濃度監視を行う。

また、大規模損壊時における電気式水素燃焼装置の起動に関しては、事故発生から１時間以上経過した場合は水素爆轟による原子炉格納容器破損の脅威が予想されるため実効性があり、かつ水素燃焼による原子炉格納容器の健全性に悪影響を与えないと判断できる場合に起動する手順とする。

(j)　「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内に水素が放出され、原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした水素による原子

炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.10の手順に加えて、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）を用いてアニュラス水素濃度計測装置により計測する手順を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においてもアニュラス内の水素濃度を低減するためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等による水素排出及びアニュラス水素濃度計測装置、可搬型格納容器水素濃度計測装置等による水素濃度監視を行う。

(k)　「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

使用済燃料ピットの冷却機能は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能である。注水機能は、使用済燃料ピット水補給設備による注水機能である。

これらの機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するための対

処設備を整備している。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮へいし及び臨界を防止するため、また、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

また、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上

昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイを行う手順を整備する。

これらの手順により、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失し又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による注水に加え、可搬型ディーゼル注入ポンプによる注水を行う。

さらに、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時においても、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへ接近せずにスプレイする操作、資機材等を用いた漏えい抑制対策及びロープ式水位計等を用いた使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合における使用済燃料ピットの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

① 使用済燃料ピット水の漏えい緩和のための操作を実行するに当たり最も重要な判断は、使用済燃料ピット（燃料取扱棟）へのアクセス可否となる。これは現場の被害状況（火災発生の有無、線量等）に依存する。

② 使用済燃料ピットへアクセス可能な場合には、準備から注水するまでの時間が比較的短い常設設備（ディーゼル消火ポンプ）を用いた注水操作を実施する。

③　②の操作により使用済燃料ピットの水位維持ができない場合、消防自動車、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いて使用済燃料ピットへ注水操作を試みる。

④　③の操作を行っても水位が維持できない場合、燃料取扱棟内部からのスプレイが可能であれば、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイ操作を実施する。

⑤　④と並行して、使用済燃料ピット水の漏えいを抑制するため、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いた手段により、使用済燃料ピット内側からの漏えい緩和を試みる。

⑥　使用済燃料ピットへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料ピットスプレイが困難な場合、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた外部からのスプレイを実施する。また、移動式大容量ポンプ車及び放水砲を用いた燃料取扱棟への放水操作を実施する。

(1)　「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順を整備する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電所外への放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.12の手順に加えて、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。

これらの手順により、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器への放水に加え、放水砲を準備するまでの間、スプレイラインが使用可能な場合は、常設電動注入ポンプ、Ｂ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の放出低減を行う。

放水砲の設置位置については、複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報等を勘案し、原子力防災管

理者が総合的に判断する。また、放水砲の放射方法としては、原子炉格納容器の破損範囲を覆うような噴霧放射を基本とする。

使用済燃料ピットからの放射性物質の放出低減対策については、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」における注水手段及びスプレイ手段により行うが、当該の手段が有効ではない場合に、本項における放水砲による放射性物質の放出低減対策を実施する。

以下に、放水砲を使用した具体的な事故対応を示す。

① 放水砲の使用判断

大規模損壊の発生により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至るような場合には、「大規模損壊時に対応する手順」に基づく初動対応フローに従い、プラント状態を把握するとともに、放射性物質の放出低減に対して迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を行う。

原子炉格納容器圧力の低下、エリアモニタ、モニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値の上昇、目視による原子炉格納容器の破損等を確認した場合には、初動対応フローの優先順位に従い「放射性物質放出低減フロー」を選択する。当該フローにおいては、格納容器スプレイラインが使用可能な場合は、準備時間が比較的短い格納容器スプレイ操作を実行する。なお、格納容器スプレイラインが使用不能な場合

又は放水砲による放水が必要と判断された場合には、放水砲による放射性物質の放出低減のための操作を選択する。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として、原子炉格納容器へ放水する場合に備え複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報（風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位））等を勘案し、原子力防災管理者が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対策要員へ指示する。

③ 放水砲の設置位置と原子炉格納容器又は燃料取扱棟への放水可能性

［原子炉格納容器へ放水する場合］

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉格納容器から約80mの範囲内、かつ敷地高さEL.＋11mに放水砲を設置すれば、原子炉格納容器頂部までの放水が可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの布設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

［使用済燃料ピットへ放水する場合］

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合における対応では、「1.11　使用済燃料貯

蔵槽の冷却等のための手順等」に示す可搬型ディーゼル注入ポンプでの使用済燃料ピットスプレイヘッダによる内部又は外部からのスプレイに加え、消防自動車での使用済燃料ピットスプレイヘッダによる内部又は外部からのスプレイを実施する。

さらに、本操作を実施することが困難な状況（大規模な火災等により燃料取扱棟に接近できない場合）においては、放水砲により燃料取扱棟へ放水する手段もある。この場合、原子炉格納容器へ放水する場合と同様、風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位）等に応じて放水砲を設置する。

放水砲による原子炉格納容器等への放水により、放射性物質を含む汚染水が発生することから、発電所外への流出を抑制するため、放射性物質吸着剤設置及びシルトフェンスにより汚染水の海洋への放出低減を行う。

シルトフェンス設置前に放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は、雨水排水の流路を通って海へ流れるため、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させ、海洋への放射性物質の放出低減を図る。

シルトフェンスは、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等に設置する。

また、１号炉及び２号炉側においては、３号炉及び４号炉のシルトフェンス設置後、吐口水槽等に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置する。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

設計基準事故の収束に必要な水源は、復水タンク、燃料取替用水タンクである。これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備する。

当該手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に示す２次冷却系からの除熱手段、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に示す原子炉への注水手段、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止

するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」に示す原子炉格納容器への注水等の手段、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す使用済燃料ピットへの注水手段並びに「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」に示す原子炉格納容器等への放水等を行うために必要となる水源の確保に関する手順である。

これらの手順により、代替淡水源を使用した中間受槽への供給及び海水（取水ピット、取水口）を水源とした中間受槽への供給を行う。また、その他の代替手段として２次系純水タンク及び原水タンクを水源とすることにより中間受槽への供給を行う。

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水の水源を確保する手順を整備する。

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉

格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するための代替電源を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.14の手順に加えて、非常用母線２系統が損傷した場合に、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車)、変圧器車及び可搬型分電盤により、アニュラス空気浄化ファン、電気式水素燃焼装置、可搬型格納容器水素濃度計電源盤及びサンプリング弁に電源を供給する手順を整備する。

これらの手順により、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）及び直流電源用発電機等による電源の確保を行う。

全交流動力電源及び直流電源喪失が発生した場合における対応手段の優先順位は、早期に準備が可能な常設設備による給電を優先して実施し、その後、可搬型設備による給電を実施する。また、電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する。

(o)　「2.1　可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先

に記載した（b）項から（n）項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」、「大規模な火災が発生した場合の消火活動」の措置を行う。

なお、可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

イ．Ｂ充てんポンプ（自己冷却）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順

ロ．消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順

ハ．消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順

ニ．使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順

ホ．使用済燃料ピットへ消防自動車でスプレイする手順

ヘ．大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順

ト．可搬型バッテリを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順

チ．可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順

リ．可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順

ヌ．移動式大容量ポンプ車によるＡ系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順

これら手順のうち、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等については、イ項からハ項及びリ項が該当する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等については、イ項からハ項及びヘ項からヌ項が該当する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等並びに放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等については、ニ項からヘ項が該当する。

d.　c.項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。例えば、重大事故等発生時において運転手順書で対応中に、期待する重大事故等対処設備等（例：大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ等）の複数の機能が同時に喪失する等、重大事故シナリオベースから外れて大規模損壊へ至る可能性のあるフェーズへ移行した場合にも活用できるものとする。すなわち、原因となった事象により喪失した機能に着目して、その機能を代替するための対策が行える手順書の構成とする。

e.　c.項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震及

び津波により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応も考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質放出低減等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

f. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊時に対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

5.2.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるようにする

とともに、重大事故等対策では考慮されない大規模損壊に対するぜい弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための教育、訓練の実施及び体制の整備を図る。

(1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊時への対応のための緊急時対策本部要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、専属自衛消防隊員への教育及び訓練については、火災防護の対応に関する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、以下の教育及び訓練を実施する。また、重大事故等対策要員のうち保修対応要員（以下「保修対応要員」という。）については、電制系に係る力量、機械系に係る力量といった要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。その他、発電所構内に勤務する緊急時対策本部要員以外の人員を割り当てなければならない事態を想定して、原子力災害への活動に協力するための教育を実施する。必要となる力量を第5.2.19表に示す。

a.　大規模損壊時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育を定期的に実施する。

b.　保修対応要員は、役割に応じて付与される力量に加え、例えば保修対応要員の被災又は想定より多い要員が必要となった場合において、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう、臨機応変な配員変更に対応できる知識

及び技能を習得する等、流動性を持って柔軟に対応できるよう保修対応要員の多能化を図るための教育及び訓練を計画的に実施する。

c. 緊急時対策本部要員（指揮者等）に対し、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。また、専属自衛消防隊員に対し大規模損壊発生時に対応するための教育及び訓練を実施する。

d. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

(2) 大規模損壊発生時の体制

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊（大規模火災の発生含む）のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長（原子力防災管理者）は、発電所に事務系社員を含む通常の原子力防災組織の体制を基本とする緊急時対策本部の体制を整える。

a. 休日、時間外（夜間）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うための対応要員として、発電所構内又は近傍に運転員（当直員）12名、緊急時対策本部要員（指揮者等）４名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員８名を確保し、体制を整備する。

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員（当直員）を含む）が機能しない場合においても、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員（指揮者等）にて初動及び初動後対策を実施する。

b. 大規模損壊発生時において、緊急時対策本部要員として非常召集が期待される社員寮及び社宅の召集要員の非常召集ルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。

なお、発電所周辺（社員寮、社宅等）から非常召集される召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。

c. 休日、時間外（夜間）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内及び近傍の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を以下の基本的な考え方に基づき整備する。

a. 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、休日、時間外（夜間）における副原子力防災管理者を含む対応要員は、

地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を実施する。なお、建物の損壊等により上記要員の一部が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を緊急時対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

さらに、人命救助や物品の移動等の必要な活動については、発電所構内に勤務している他の人員を可能な範囲で割り当てる等の措置を講じる。

b. 地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

c. 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれ又は破損した場合、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）以外を玄海エネルギーパーク等で待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時は、最低限必要な要員は代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な

要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。

d. 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、専属自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

なお、緊急時対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防組織による消火活動を実施する。

(4) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む緊急時対策本部要員が対応を行うに当たっての拠点は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）が基本となる。また、運転員（当直員）の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員（当直員）に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し緊急時対策本部が判断する。

なお、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

(5) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本店対策本部体制の確立

(a) 発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とす

る本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

(b) 社長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、先遣隊として本店対策本部の要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。

(c) 原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害（一般災害）対策組織を統合し、対策総本部（統合本部）として、一体となって対応を実施する。

また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については発電本部長が副総本部長、非常災害（一般災害）対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

b. 外部支援体制の確立

(a) 大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「5.1.3 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

5.2.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

大規模損壊発生時において、可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように考慮する。

a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

b. 可搬型重大事故等対処設備は、津波により常設重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。

c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから 100m の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

d. 原子炉建屋外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等

対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。

e. 地震、津波、大規模火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。特に、ホイールローダ等のアクセスルート復旧用重機については、比較的標高が高い場所（EL.＋16m、＋28m）に分散して保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。

c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護

服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

d. 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

e. 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水するための可搬型ポンプ等の資機材を配備する。

f. 大規模な自然災害により外部支援が受けられないことを想定して防護具、放射線管理用資機材及び食料等の資機材を確保する。

g. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型通話設備、無線連絡設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。

5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備

原子炉格納容器、原子炉補助建屋及び原子炉周辺建屋（以下「原子炉補助建屋等」という。）への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合（以下、上記により発生する事故を「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による重大事故等」という。）において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。

また、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備に関して、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、その活動を行うための手順書に関する教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

一　特定重大事故等対処施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の抑制に関すること。

なお、「5.1 重大事故等対策」は共通事項を含む重大事故等の対応に関する事項を、「5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「5.2.1 可搬型設備等による対応」は大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の可搬型設備等による対応を示しており、ここでは特定重大事故等対処施設に関する事項について特記すべき内容を示す。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

5.2.2.1　特定重大事故等対処施設の手順書の整備

(1)　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による重大事故等への対応における考慮

a.　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による重大事故等を想定し、中央制御室及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所(緊急時対策棟内)(以下「緊急時対策所」という。)が機能喪失する過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び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による重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。

b.　原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準をあらかじめ明確にした手順書を以下のとおり整備する。

特定重大事故等対処施設の使用については、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作について、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

フィルタベントについては、フィルタ装置では除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であることから、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

c. 特定重大事故等対処施設による対応において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

特定重大事故等対処施設による対応において、原子力防災管理者及び当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部が使用する手順書及び運転員が使用する手順書に整備する。また、特重施設要員が躊躇せず操作できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を特重施設要員が使用する手順書に整備する。

特定重大事故等対処施設による対応時の発電所対策本部活動において特定重大事故等対処施設による対応を実施する際に、発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部が使用する手順書に整備する。

d. 特定重大事故等対処施設による対応に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に特定重大事故等対処施設による対応を実施するため、特重施設要員、運転員及び発電所対策本部が使用する手順書を適切に定める。

発電所対策本部が使用する手順書に、体制、通報及び発電所対策本部内の連携等について明確にした手順を定める。

特重施設要員及び運転員が使用する手順書は、事故の進展

状況に応じて、構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

e. 特定重大事故等対処施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、手順書に明記する。

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により想定される重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する。

パラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータ及び代替確認手段にて当該パラメータを推定する方法を手順書に明記する。

また、特定重大事故等対処施設による対応におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価にて整理した有効な情報について、特重施設要員及び発電所対策本部要員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及びパラメータ挙動予測並びに影響評価のための判断情報とし、特重施設要員及び発電所対策本部が使用する手順書に整理する。

f. 前兆事象として把握ができるか、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により想定される重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、特定重大事故等対処施設の機能の維持及び事故の緩和対策をあ

らかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

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による重大事故等であると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、発電用原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。

g. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気設備の隔離等により、特重施設要員が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、特重施設要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

h. 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による重大事故等が発生した場合においては、特定重大事故等対処施設による対応を行う。なお、並行して「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備した可搬型設備等による対応準備も行い、柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(2) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の整備及びその対応

操作

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による重大事故等への特定重大事故等対処施設による対応（以下「特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応」という。）については、以下に示す項目を目的とした特重設備の操作を実施するための手順を整備する。

・特定重大事故等対処施設の準備操作
・原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作
・原子炉内の溶融炉心の冷却
・原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
・原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減
・原子炉格納容器の過圧破損防止
・[redacted]の居住性
・電源設備
・計装設備
・通信連絡設備

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。）として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による重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作等により切り替えられるようにして当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊時については、原子炉補助建屋等と特定重大事故等対処施設は同時に破損しない設計としており、特定重大事故等対処施設の被害状況の確認は実施しない。

一方、大規模な自然災害による大規模損壊時においては、特定重大事故等対処施設は頑健性を高めた設計としており、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の個別対応手段の中で特定重大事故等対処施設の使用可否を発電所対策本部で把握するために特重施設要員が、[redacted]の被害状況を確認する。

アクセスルート周辺の機器に対しては、火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八 1.6.3.2 火災発生防止」に示す。

なお、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルートの確保及び被害状況の把握については、フィルタベント手動操作時の現場手動操作機構へのアクセスルートを含めて「5.1.1(2) アクセスルートの確保」及び「5.2.1.1(3)b.(f)」のアクセスルートの確保の対応に示すとおり、発電所内の道路及び通路ができる限り確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う。ここに上記で得られたような特定重大事故等対処施設の情報

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

が追加される。「5.1.1(2) アクセスルートの確保」及び「5.2.1.1(3)b.(f)」のアクセスルートの確保の対応を、5.2.2.4(1)及び5.2.2.4(2)に再掲する。

また、大規模な火災への対応は、「5.2.1.1(3)c.(a)５つの活動又は緩和対策を行うための手順書」と同じ運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(3)に再掲する。

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による重大事故等であると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合は、運転員（当直員）及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。また、自然災害の場合は、「5.1.4(1)f.」の前兆事象の対応と同じ運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(4)に再掲する。

a. 特定重大事故等対処施設の対応手順書の適用条件と判断フロー

特定重大事故等対処施設を有効かつ効果的に活用することが可能となるよう判断フローを整備する。具体的には、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による重大事故等時に特定重大事故等対処施設により対応する場合に加え、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備するその他の起因(大規模な自然災害)で発生する大規模損壊時の個別対応手段においても発電所対策本部長の指揮のもと、特定重大事故等対処施設を活用可能となるよう判断フローを整備する。

(a) 特定重大事故等対処施設による対応要否の判断基準

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による重大事故等であると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、運転員（当直員）及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。特重施設要員は、特定重大事故等対処施設による対応の指示を受けた後は、その後、発電所対策本部長から指示がなくとも手順に従った対応を行い、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制する。ただし、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による対応が可能となり、特定重大事故等対処施設による対応を実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、通常のプラント停止操作又は「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

また、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備するその他の起因（大規模な自然災害）で発生する大規模損壊時の個別対応手段において、発電所対策本部長が特定重大事故等対処施設による影響緩和が有効と判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、特重施設要員が特定重大事故等対処施設の個別機能を用いた対応を行う。

なお、必要に応じて発電所対策本部と［　　］は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

(b) 特定重大事故等対処施設が有する機能を選択するための判断フロー

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子力防災管理者又は当直課長が、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応を判断後、特重施設要員は手順に従った対応を行う。特定重大事故等対処施設の個別機能を用いる場合は、可搬型設備等による大規模損壊時の判断フローに特定重大事故等対処施設の個別機能を付加した判断フローを用いる。

b. 優先順位に係る基本的な考え方

(a) 特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応

大規模損壊発生時には、特定重大事故等対処施設による対応とともに、可搬型設備等による対応の手順がある。ここでは、特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応の関係について記載する。

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による大規模損壊発生時には、特定重大事故等対処施設による対応と並行して、可搬型設備等による対応準備も行う。特定重大事故等対処施設は常設設備であることから、可搬型設備等による対応と比較して即応性及び信頼性が高いため、原子炉格納容器の破損防止に係る対応については特定重大事故等対処施設を用いた対応を優先する。なお、中央制御室における特定重大事故等対処施設の準備操作が実施できなかった場合は、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の対応として、原子炉格納容器隔離機能の確立及び特定重大事故等対処施設の系統を使用するための原子炉格納容器隔離操作及び系統構成操作を行う。また、原

子炉格納容器の破損が確認された場合は、「5.2.1 可搬型設備等による対応」における放射性物質拡散抑制のための対応を行う。

「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備するその他の起因（大規模な自然災害）における大規模損壊時の個別対応手段において、設備の被害状況把握により発電所対策本部長の指揮のもと、特重施設要員が特定重大事故等対処施設を用いた対応を行う。特定重大事故等対処施設を用いた個別対応を以下に示す。

・炉心冷却のための対応

・原子炉格納容器破損防止（破損炉心冠水）のための対応

・放射性物質拡散抑制のための対応

・原子炉格納容器過圧破損防止のための対応

(b) 特定重大事故等対処施設における各手順の基本的考え方

特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応においても、可搬型設備等を用いた対応と同様に、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考える。このため、使用する手順の順番としては、原子炉への注入、原子炉格納容器へのスプレイによる冷却・減圧、フィルタ装置を介した原子炉格納容器内雰囲気の大気放出の順で実施することとする。

また、フィルタベントについては、フィルタ装置では除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であることから、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよ

う判断基準を明確にした手順を整備する。湿式であるフィルタ装置内には事前に水を貯めた状態であるため、特定重大事故等対処施設の準備操作では、フィルタ装置の水位がフィルタベント操作に必要な水量を確保していることを確認する。

なお、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による対応が可能となり、フィルタベントを実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

c. 特定重大事故等対処施設による対応を行うために必要な手順書

特定重大事故等対処施設による対応については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」を含めて手順書を適切に整備する。「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」は特重施設要員が実施する操作を記載し第5.2.20表に示す。

整備する手順書及び想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価については「追補Ⅱ 想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価」にて補足する。

5.2.2.2　特定重大事故等対処施設による対応の体制の整備

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による重大事故等において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。また、特定重大事故等対処施設の手順書を用いた活動を行うための教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

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による重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの７日間、特定重大事故等対処施設は必要な機能が維持できるようにする。なお、特定重大事故等対処施設は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものとするため、特重設備は、原子炉補助建屋等及び特定重大事故等対処施設に衝突することによってこれらが同時に破損することを防ぐ設計とするとともに、信頼性向上を図る設計であることから、特定重大事故等対処施設の復旧作業及びそのために必要な体制の整備は不要である。

(1)　特定重大事故等対処施設による対応のための要員への教育及び訓練の実施

特定重大事故等対処施設による対応のための要員は、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

ムによる重大事故等に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより要員の力量の維持及び向上を図る。必要となる力量を第5.2.21表に示す。

要員の教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

・要員に対し必要な教育及び訓練項目を年２回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて迅速かつ円滑に対処できるよう、要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、特定重大事故等対処施設の運用開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（Ｐ）、実施（Ｄ）、評価（Ｃ）、改善（Ａ）のプロセスを適切に実施し、ＰＤＣＡサイクルを廻すことで、手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

a. 特定重大事故等対処施設については、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による重大事故等に対処する施設であることを踏まえ、特定重大事故等対処施設からの操作による発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

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による重大事故等の場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対応を実施するために必要な知識について、要員の役割に応じた教育及び訓練を定期的に実施する。

b. 要員の役割に応じて、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による重大事故等の場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対処ができるよう、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による重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するため、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による重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、発電所対策本部の特定重大事故等対処

施設による対応における指揮者（以下「特重施設指揮者」という。）、運転員（当直員）及び特重施設要員の連携等を確認するための訓練等を定期的に計画する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、必要に応じて事象進展による悪条件（高線量下、夜間及び悪天候（降雨、強風等）及び照明機能低下等）などを想定し、必要な防護具等を使用した訓練も実施する。

運転員（当直員）及び特重施設要員に対しては、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による重大事故等の場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するために必要な特定重大事故等対処施設の操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための教育、特定重大事故等対処施設の操作方法を習得するための摸擬訓練を実施する。

特定重大事故等対処施設による対応を迅速に実施するために、特重施設要員は、役割に応じて特定重大事故等対処施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた模擬訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検及び運転に必要な操作を自らが行う。

発電所対策本部要員のうち設備の保修を担当する者は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備等の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を

行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らも行う。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。特重施設要員は、それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

また、発電所対策本部の要員及び運転員（当直員）に対しては、特重施設要員への適切な指示を行うために、役割に応じて教育を実施する。

(2)　特定重大事故等対処施設による対応の体制

a.　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による重大事故等に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するため、「5.1.4(3) 体制の整備」、「5.2.1.2(2) 大規模損壊発生時の体制」及び「5.2.1.2(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方」にて整備される体制のもと、特重施設要員は実施組織として、「5.2.2.1 特定重大事故等対処施設の手順書の整備」に従って活動を行うこととしており、5.2.2.4(5)、5.2.2.4(6)及び5.2.2.4(7)に再掲する。

なお、特定重大事故等対処施設設置に伴う基本的な体制は、特定重大事故等対処施設設置を踏まえて整備する。

b. 特定重大事故等対処施設による対応における指示者は、発電所対策本部設置前については原子力防災管理者又は当直課長であり、発電所対策本部設置後においては、所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部長として全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理する。

発電所対策本部は、複数号炉の同時被災時の場合において、発電所対策本部長の指示により、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

また、発電所対策本部長の指示により３号炉及び４号炉ごとに指名された指揮者は、特重施設指揮者として、特重施設要員に指示を行い、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した特重施設要員により、３号炉及び４号炉に対して特定重大事故等対処施設による対応を実施できる体制とする。特重施設要員は特重施設指揮者の指示のもと、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

c. 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による重大事故等に速やかに対応するために、３号炉及び４号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な特重施設要員として、□（３号及び４号炉のうち１つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は□、３号及び４号炉両方共に原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保の必要なし。）を確保する。また、

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

「5.1.4(3) 体制の整備」で整備される重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために計52名を確保し、特重施設要員と合わせて合計[redacted]（3号及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は[redacted]、3号及び4号炉両方共に原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は52名）を確保する。所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第1種緊急時体制、第2種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集を行う。「5.1.4(3) 体制の整備」で整備される必要な要員の詳細については5.2.2.4(5)に再掲する。

なお、特重施設要員を「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第91条第2項第十七号適用の特定重大事故等対処施設内に常時確保し、中央制御室（運転員（当直員）を含む。）又は重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による原子炉格納容器破損防止対策が有効に機能しなくなる場合においても、対処できるよう体制を整備する。

d. 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の特重施設要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め特重施設要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた特重施設要員の体制に係る管理を行う。

特重施設要員の補充の見込みが立たない場合は、発電用原子炉の停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

e. 特定重大事故等対処施設による対応を開始して以降は、要

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

員の交代なしでも７日間継続した対応が可能な設計としているため、特重施設要員の非常召集については実施しない方針であるが、要員の交代が可能な状況であれば、[redacted]での操作を行える力量を持った要員が発電所対策本部長の指揮のもと、交代により対応に当たる。なお、要員の交代の際には、周辺の放射線量やフィルタベントの開始のタイミングに配慮し、[redacted]に汚染物を持ち込まないようチェンジングエリアを設け、要員の被ばくの低減を図る。

f.　フィルタベント時における対応として、フィルタベントの開始前には、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まる。この際、緊急時対策所の加圧の開始は[redacted]と同様にフィルタベント開始時からとする。その他の要員は屋内待機させるか発電所外に一時退避する。

なお、フィルタベントの開始が必要となる時間と比べ、可搬型設備等による大規模損壊への対応に必要な可搬型設備等の準備のために必要な時間は短い。

また、特重施設要員は、フィルタベント時及びプルーム通過時においても[redacted]に留まる。

(3)　特定重大事故等対処施設の対応拠点

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による重大事故等において、特重施設要員の拠点は[redacted]とする。

(4)　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による重大事故等時の支援体制の確立

a.　本店対策本部体制の確立

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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による重大事故等時の本店対策本部体制において「5.1.4(3) 体制の整備」及び「5.2.1.2(5)a. 本店対策本部体制の確立」と同じ運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(5)及び5.2.2.4(8)に再掲する。

b. 外部支援体制の確立

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による重大事故等に対処するため、特定重大事故等対処施設内であらかじめ用意された資機材及び燃料等、[redacted]に留まり対応するために必要な飲料及び食料等により、特定重大事故等対処施設による対応を実施し、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるようにする。

また、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による重大事故等時の外部支援体制の確立においては、プラントメーカ、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画及び発電所外に保有している重大事故等対処設備（特重設備を除く。）と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画等を定める「5.1.3 支援に係る事項」及び「5.2.1.2(5)b. 外部支援体制の確立」における運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(9)及び5.2.2.4(10)に再掲する。

5.2.2.3 特定重大事故等対処施設の資機材の配備に関する基本的な考

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

え方

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による重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの７日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持するため、特重施設要員[redacted]が要員の交代なしに７日間、[redacted]に留まり対応活動が可能なよう資機材を配備する。

・外部支援が受けられない場合も[redacted]で対応可能なように、飲料水、食料等を[redacted]に備蓄する。

・特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制に係る資料を配備する。

・[redacted]は居住性を確保した設計とするためマスク等の個人が用いる防護具は必要ないが、万一のための防護具として全面マスクを配備する。

・要員の交代等を行う場合でも対応可能なように、必要な防護具等、チェンジングエリア用資機材等を配備する。

また、緊急時対策所等の資機材の配備において「5.1.3 支援に係る事項」及び「5.2.1.3(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方」と同じ運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(9)及び5.2.2.4(11)に再掲する。

5.2.2.4 重大事故等対策及び可搬型設備等による対応

「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」において、「5.1 重大事故等対策」及び「5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ズムへの対応における事項」のうち「5.2.1 可搬型設備等による対応」に従って実施する事項を以下に再掲する。

・アクセスルートの確保
・アクセスルートの確保の対応
・５つの活動又は緩和対策を行うための手順書
・前兆事象の対応
・体制の整備
・大規模損壊発生時の体制
・大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方
・本店対策本部体制の確立
・支援に係る事項
・外部支援体制の確立
・大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

(1) アクセスルートの確保

アクセスルートの確保については、「5.1.1(2) アクセスルートの確保」に従って実施することとしている。5.1.1(2)のうち、特定重大事故等対処施設による対応に関連する記載を抜粋し、以下に再掲する。

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場

所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも１ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、風（台風）及び竜巻による影響（飛来物）、積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる要員を確保する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそ

れがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響(洪水、風(台風)及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響（降灰）並びに森林火災)並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意のものは除く。)（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて落下防止、転倒防止及び固縛等により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八　1.6.1.2　火災発生防止」に示す。

屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適

切な防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

(2)　アクセスルートの確保の対応

アクセスルートの確保の対応については、5.2.1.1(3)b.(f)のアクセスルートの確保の対応に従って実施することとしている。5.2.1.1(3)b.(f)を以下に再掲する。

(c) 項から (e) 項の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

(3)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

５つの活動又は緩和対策を行うための手順書については、「5.2.1.1(3)c.(a)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書」に従って実施することとしている。5.2.1.1(3)c.(a)のう

ち、特定重大事故等対処施設による対応に関連する記載を抜粋し、以下に再掲する。

a.　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a) 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

当該の消火活動を行うに当たっては、以下のとおり、発電所対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密に行い、火災の影響により対応が困難な場合は別の手段を試みる等、要員の安全確保に配慮して実施する。

・現場において事故対応操作等を行う場合には、並行して消火活動が必要になることを想定し複数名で活動する。

・再燃又は延焼の可能性を考慮し、火災への監視を強化する。

・消火活動を含む屋内での活動の際には、火災対応用の装備品（例：防火服、空気呼吸器等）を確実に装着する。当該の装備品を装着しての消火活動については、あらかじめ活動できる時間（仕様）を確認した上で行う。

・屋内での消火活動は、１組２名以上で行動するとともに被害の発生場所を概ね想定し、安全と考えられるアクセスルートを選定する。

・消火活動を行うに当たっては、現場との通信用として配備している無線連絡設備を活用し、発電所対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密にする。無線連絡設備での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び専属自衛消防隊員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

(4)　前兆事象の対応

前兆事象の対応については、5.1.4(1)f.の前兆事象の対応に従って実施することとしている。5.1.4(1)f.を以下に再掲する。

前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台等への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位

計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリアの水密扉及びディーゼル発電機室の扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

(5) 体制の整備

体制の整備については、「5.1.4(3) 体制の整備」に従って実施することとしている。特重施設要員は、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班と同様に実施組織として特重施設指揮者の指示のもと、特定重大事故等対処施設による対応を行う。5.1.4(3)のうち、特定重大事故等対処施設による対応に関連する記載を抜粋し、以下に再掲する。

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

a. 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円

滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第１種緊急時体制、第２種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置する。副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。

発電所対策本部に、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する実施組織として、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織として総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班を編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かせ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の

原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、発電所対策本部要員（指揮者等）は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内（玄海町及び唐津市圏内）に３号炉及び４号炉の発電用原子炉主任技術者を２名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

b. 実施組織を、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班により構成し、必要な役割の

分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員（当直員）の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。

保修班は、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置並びに消火活動を行う。

安全管理班は、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対策活動に従事する要員の被ばく管理、放射線管理上の立入制限区域の設定管理、中央制御室及び緊急時対策所におけるチェンジングエリア設置を行う。

土木建築班は、土木建築設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

c. 実施組織は、複数号炉の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により３号炉及び４号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

発電所対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して３号炉及び４号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。

実施組織は、号炉ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用

原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

複数号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は通報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

d. 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的助言を行う運転支援班で構成する。運転支援班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、

パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。

運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

総括班は、発電所対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者誘導（展示館来館者）を行う。

総務班は、本部構成員の動員状況の把握、要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに要員に対する食料の調達配給を行う。

原子力訓練センター班は、避難者の誘導（原子力訓練センター見学者）を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

e. 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（原子力災害対策特別措置法第10条の可能性がある事故、故障等又は自然災害発生）により緊急時体制を発令し、発電所対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組

織を設置し重大事故等の対策を実施する。

休日、時間外（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内又は近傍に発電所対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

発電所対策本部（全体体制）が構築されるまでの間、副原子力防災管理者の指揮の下、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、副原子力防災管理者は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら運転員（当直員）及び重大事故等対策要員へ指示を行う。運転員(当直員)及び重大事故等対策要員は、副原子力防災管理者の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

非常召集の要員への連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星携帯電話設備を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震の影響により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度５弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う号炉ごと指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡

者の発電所対策本部要員（指揮者等）４名、運転操作指揮、号炉間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員（当直員）12名、初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員（以下「初動対応要員」という。）20名、並びに初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員（以下「初動後対応要員」という。）16名の合計52名を確保する。

なお、号炉ごと指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動を行う要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、発電所対策本部要員（指揮者等）と初動後対応要員は、緊急時対策所に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の、各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、発電所対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、

休日、時間外（夜間）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

発電所対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、発電所対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。

f. 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記b.項及びd.項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

g. 発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、本部長（原子力防災管理者）の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、複数号炉の同時被災時は3号炉及び4号炉ごとに指揮者を指名する。

号炉ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合は副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を

定めた副班長（課長又は副長）を配置する。

h. 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するためのSPDSデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星携帯電話設備及び携帯型通話設備を備えた緊急時対策所を整備する。

実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型通話設備、無線連絡設備及び衛星携帯電話設備を整備する。また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。

i. 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と発電所対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

j. 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項に該当する事象が発生した場合、所長（原子力防災管理者）は、それぞれの区分により直ちに緊急時体制を発令するとともに原子力発電本部部長（原子力管理）へ報告する。

原子力発電本部部長（原子力管理）は、発電所対策本部の本部長から発電所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。原子力発電本部部長（原子力管理）は、本店原子力防災組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店対策本部の要員を非常召集する。

社長は、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。

なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。

本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、運営支援組織として、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う支援班から構成され、原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。

本店対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第 10 条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営のため、あらかじめ選定している派遣要員を本店対策本部に召集するなど必要な準備の開始を本店対策本部総括班長（原子力発電本部部長（原子力管理））に指示する。

本店対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事

業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する。

k. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連係し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。

また、設備の補修を実施するための放射線量低減、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

(6) 大規模損壊発生時の体制

大規模損壊発生時の体制については、「5.2.1.2(2) 大規模損壊発生時の体制」に従って実施することとしている。5.2.1.2(2)を以下に再掲する。

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊（大規模火災の発生含む）のような原子力災害が発生するおそれがあ

る場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長（原子力防災管理者）は、発電所に事務系社員を含む通常の原子力防災組織の体制を基本とする発電所対策本部の体制を整える。

a. 休日、時間外（夜間）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うための対応要員として、発電所構内又は近傍に運転員（当直員）12名、発電所対策本部要員（指揮者等）4名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員8名を確保し、体制を整備する。

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員（当直員）を含む）が機能しない場合においても、重大事故等対策要員及び発電所対策本部要員（指揮者等）にて初動及び初動後対策を実施する。

b. 大規模損壊発生時において、発電所対策本部要員として非常召集が期待される社員寮及び社宅の召集要員の非常召集ルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。

なお、発電所周辺（社員寮、社宅等）から非常召集される召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。

c. 休日、時間外（夜間）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集まで

に時間を要する場合であっても、発電所構内及び近傍の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整備する。

(7) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方については、「5.2.1.2(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方」に従って実施することとしている。5.2.1.2(3)を以下に再掲する。

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を以下の基本的な考え方に基づき整備する。

a. 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、休日、時間外（夜間）における副原子力防災管理者を含む対応要員は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を実施する。なお、建物の損壊等により上記要員の一部が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を発電所対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

さらに、人命救助や物品の移動等の必要な活動については、

発電所構内に勤務している他の人員を可能な範囲で割り当てる等の措置を講じる。

b. 地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

c. 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれ又は破損した場合、緊急時対策所に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）以外を玄海エネルギーパーク等で待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時は、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。

d. 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、専属自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

なお、発電所対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防組織による消火活

動を実施する。

(8)　本店対策本部体制の確立

本店対策本部体制の確立については、「5.2.1.2(5)a 本店対策本部体制の確立」に従って実施することとしている。5.2.1.2(5)a を以下に再掲する。

a.　発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

b.　社長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、先遣隊として本店対策本部の要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。

c.　原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害（一般災害）対策組織を統合し、対策総本部（統合本部）として、一体となって対応を実施する。

また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については原子力発電本部長が副総本部長、非常災害（一般災害）対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

(9)　支援に係る事項

支援に係る事項については、「5.1.3 支援に係る事項」に従って実施することとしている。5.1.3 を以下に再掲する。

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後７日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカ、協力会社、建設会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、自社及び協力会社の車両による輸送に加え、運送会社及びヘリコプタ運航会社とも契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言

を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（発電機車等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

(10) 外部支援体制の確立

外部支援体制の確立については、「(9)支援に係る事項」にて整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

(11) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方については、「5.2.1.3(2)大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方」に従って実施することとしている。5.2.1.3(2)を以下に再掲する。

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。

c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

d. 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

e. 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水するための可搬型ポンプ等の資機材を配備する。

f. 大規模な自然災害により外部支援が受けられないことを想定して防護具、放射線管理用資機材及び食料等の資機材を確保する。

g. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型通話設備、無線連絡設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡が可能な

無線連絡設備を配備する。