

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	C-3-18 改2
提出年月日	平成30年1月17日

東海第二発電所

新規制基準への適合性に係わる主な変更点 についての補足説明資料（DB一式）

平成30年1月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

- ・ 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（その他外部事象）
- ・ 9 条 溢水による損傷の防止等
- ・ 12 条 安全施設
- ・ 24 条 安全保護回路
- ・ 33 条 保安電源設備

東海第二発電所

外部からの衝撃による損傷の防止

(その他外部事象)

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止

(その他外部事象)

< 目 次 >

1. 基本方針

1. 1 要求事項の整理

1. 2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性の説明

2. 外部からの衝撃による損傷の防止

別添資料 1 外部事象の考慮について

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(a) 外部からの衝撃による損傷の防止

安全施設は，発電所敷地で想定される洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において，自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても安全機能を損なわない設計とする。

なお，発電所敷地で想定される自然現象のうち，洪水については，立地的要因により設計上考慮する必要はない。

上記に加え，重要安全施設は，科学的技術的知見を踏まえ，当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について，それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。

また，安全施設は，発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突又は電磁的障害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。）に対して安全機能を損なわない

設計とする。

なお、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下）については、確率的要因により設計上考慮する必要はない。また、ダム の 崩壊については、立地的要因により考慮する必要はない。

自然現象及び発電所敷地又はその周辺において想定される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。）の組合せについては、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災等を考慮する。事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組合せを特定し、その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計とする。

ここで、想定される自然現象及び発電所敷地又はその周辺において想定される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、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

【別添資料1（3.2:21～32）（4.1:33～38）】

(a-1) 風（台風）

安全施設は、設計基準風速による風荷重に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは風（台風）による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行

うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-2) 竜巻

安全施設は、想定される竜巻が発生した場合においても、作用する設計荷重に対して、その安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設は、過去の竜巻被害状況及び発電所のプラント配置から想定される竜巻に随伴する事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

竜巻に対する防護設計を行うための設計竜巻の最大風速は、 100m/s とし、設計荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物が安全施設に衝突する際の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに安全施設に常時作用する荷重、運転時荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせたものとして設定する。

安全施設の安全機能を損なわないようにするため、安全施設に影響を及ぼす飛来物の発生防止対策を実施するとともに、作用する設計荷重に対する安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性の確保若しくは飛来物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

飛来物の発生防止対策として、飛来物となる可能性のあるもののうち、東海発電所を含む当社敷地内の資機材、車両等については、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設定する設計飛来物（鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×高さ 0.2m,

質量 135kg, 飛来時の水平速度 51m/s, 飛来時の鉛直速度 34m/s)) より大きなものに対し, 固縛, 固定又は防護すべき施設からの離隔を実施する。

なお, 当社敷地近傍の隣接事業所から, 上述の設計飛来物(鋼製材)の運動エネルギー又は貫通力を上回る飛来物が想定される場合は, 隣接事業所との合意文書に基づき, 飛来物となるものを配置できない設計とすること若しくは当該飛来物の衝撃荷重を考慮した設計荷重に対し, 当該飛来物が衝突し得る安全施設及び安全施設を内包する区画の構造健全性を確保する設計とすること若しくは当該飛来物による安全施設の損傷を考慮して, 代替設備により必要な機能を確保すること若しくは安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで, その安全機能を損なわない設計とする。

(a-3) 凍結

安全施設は, 凍結に対し, 安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは低温による凍結を考慮して, 代替設備により必要な機能を確保すること, 安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで, その安全機能を損なわない設計とする。

(a-4) 降水

安全施設は, 設計基準降水量による浸水及び荷重に対し, 安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは降水による損傷を考慮して, 代替設備により必要な機能を確保すること, 安全上支障のない期間で修復等の対応を

行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-5) 積雪

安全施設は、設計基準積雪深による荷重及び閉塞に対し、安全施設及び安全施設を内包する建屋の構造健全性の確保若しくは積雪による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-6) 落雷

安全施設は、設計基準電流値による雷サージに対し、安全機能を損なわない設計とすること若しくは雷サージによる損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-7) 火山

安全施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として設定した層厚 50cm, 粒径 8.0mm 以下, 密度 $0.3\text{g}/\text{cm}^3$ (乾燥状態) $\sim 1.5\text{g}/\text{cm}^3$ (湿润状態) の降下火砕物に対し、以下のような設計とすることにより降下火砕物による直接的影響に対して機能維持すること若しくは降下火砕物による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせることで、その安

全機能を損なわない設計とする。

- ・ 構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること
- ・ 水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること
- ・ 換気系，電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること
- ・ 水循環系の内部における摩耗並びに換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とすること
- ・ 構造物の化学的影響（腐食），水循環系の化学的影響（腐食）並びに換気系，電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること
- ・ 発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室換気系は降下火砕物が侵入しにくく，さらに外気を遮断できる設計とすること
- ・ 電気系及び計装制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計装制御設備（安全保護系）の設置場所の換気空調設備は降下火砕物が侵入しにくい設計とすること
- ・ 降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して降下火砕物の除去や換気空調設備外気取入口のバグフィルタの取替え若しくは清掃又は換気空調設備の停止若しくは閉回路循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とする。

さらに、降下火砕物による間接的影響である 7 日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、発電所の安全性を維持するために必要となる電源の供給が継続できることにより安全機能を損なわない設計とする。

(a-8) 生物学的事象

安全施設は、生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生及び小動物の侵入に対し、その安全機能を損なわない設計とする。

海生生物であるクラゲ等の発生に対しては、クラゲ等を含む塵芥による残留熱除去系海水系等への影響を防止するため、除塵装置及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去すること、小動物の侵入に対しては、屋内設備は建屋止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全施設の生物学的事象に対する健全性の確保若しくは生物学的事象による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-9) 外部火災（森林火災、爆発及び近隣工場等の火災）

安全施設は、想定される外部火災において、最も厳しい火災が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

想定される森林火災の延焼防止を目的として、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データを基に求めた最大火

線強度（6,278kW/m）から算出される防火帯（約 23m）を敷地内に設ける。

防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。

また、森林火災による熱影響については、最大火炎輻射強度の影響を考慮した場合においても、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

発電所敷地又はその周辺で想定される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。）として、想定される近隣の産業施設の火災・爆発については、離隔距離の確保等により安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、想定される発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災及び航空機墜落による火災については、離隔距離の確保若しくは航空機が墜落し、その火災による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

外部火災による屋外施設への影響については、屋外施設の温度を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

また、外部火災の二次的影響であるばい煙及び有毒ガスによる影響については、換気空調設備等に適切な防護対策を講じることで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

森林火災による津波防護施設への熱影響については、最大火炎輻射強度の影響を考慮した場合において、離隔距離の確保等により津波防護機能を損なわない設計とする。なお、津波防護施設と植生との離隔距離を確保するために管理が必要となる隣接事業所敷地については、隣接事業所との合意文書に基づき、必要とする植生管理を当社が実施する。

(a-10) 高潮

安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P. + 3.3m）以上に設置することで、**その**安全機能を損なわない設計とする。

(a-11) 有毒ガス

安全施設は、想定される有毒ガスの発生に対し、中央制御室換気系等により、中央制御室の居住性を損なわない設計とする。

(a-12) 船舶の衝突

安全施設は、航路を通行する船舶の衝突に対し、航路からの離隔距離を確保することにより、安全施設の船舶の衝突に対する健全性の確保若しくは船舶の衝突による損傷を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全機能を損なわない設計とする。

(a-13) 電磁的障害

安全施設は、電磁的障害による擾乱に対し、制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、

鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により，安全施設の電磁的障害に対する健全性の確保若しくは電磁的障害による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間で修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。

(2) 安全設計方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.4 外部からの衝撃による損傷の防止

(3) その他の主要な構造

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し，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，森林火災等を考慮する。また，これらの自然現象について関連して発生する自然現象も含める。これらの事象について，海外の評価基準を考慮の上，発電所及びその周辺での発生の可能性，安全施設への影響度，発電所敷地及びその周辺に到達するまでの時間余裕及び影響の包絡性の観点から，発電用原子炉施設に影響を与えるおそれがある事象として，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を選定する。

安全施設は，これらの自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において，自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても，安全機能を損なわない設計と

する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

上記に加え、重要安全施設は、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力について、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせる。

発電所敷地又はその周辺において想定される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。）は、網羅的に抽出するために、発電所敷地又はその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し、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、電磁的障害等の事象を考慮する。これらの事象について、海外の評価基準を考慮の上、発電所又はその周辺での発生可能性、安全施設への影響度、発電所敷地及びその周辺に到達するまでの時間余裕及び影響の包絡性の観点から、発電用原子炉施設に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下）、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選定する。

安全施設は、これら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。）に対して安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所敷地又はその周辺において想定される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）については、確率的要因により設計上考慮する必要はない。また、ダムの崩壊については、立地

的要因により考慮する必要はない。

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。）の組合せについては、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象及び森林火災を考慮する。事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事象が重畳することで影響が増長される組合せを特定し、その組合せの影響に対しても安全機能を損なわない設計とする。

ここで、想定される自然現象及び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、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

【別添資料 1（3.2:21～32）（4.1:33～38）】

1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に関する基本方針

安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び想定される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、安全機能を損なわない設計とする。安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、「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」で規定されている重要度分類（以下 1.7 では「安全重要度分類」という。）のクラス 1，クラス 2 及びクラス 3 に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で、上記構築物，系統及び機器の中から、発電用原子炉施設を停止するため、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するために必要な異常の発生防止の機能又は異常の影響緩和の機能を有する構築物，系統及び機器として安全重要度分類のクラス 1，クラス 2 及び安全評価上その機能に期待するクラス 3 に属する構築物，系統及び機器（以下「外部事象防護対象施設」という。）とし、機械的強度を有すること等により安全機能を損なわない設計とする。

また、外部事象防護対象施設を内包する建屋（外部事象防護対象施設となる建屋を除く。）は、機械的強度を有すること等により、内包する外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計及び外部事象防護対象施設へ波及的影響を及ぼさない設計とする。ここで、外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設を内包する建屋を併せて、外部事象防護対象施設等という。

上記に含まれない構築物，系統及び機器は、機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全機能を損なわない設計とする。

1.7.1 風（台風）防護に関する基本方針

建築基準法及び同施行令第87条第2項及び第4項に基づく建設省告示第1454号より設定した設計基準風速（30m/s，地上高10m，10分間平均）の風（台風）によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で，外部事象防護対象施設は設計基準風速（30m/s，地上高10m，10分間平均）の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。

また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，風（台風）により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

タンクについては，消防法（危険物の規制に関する技術上の基準の細目を定める告示第4条の19）において，日本最大級の台風の最大瞬間風速（63m/s，地上高15m）に基づく風荷重に対する設計が現在でも要求されている。

なお，風（台風）に伴う飛来物による影響は，竜巻影響評価にて想定する設計飛来物の影響に包絡される。

ここで，風（台風）に関連して発生する可能性がある自然現象としては，落雷及び高潮が考えられる。落雷については，同時に発生するとしても，個々の事象として考えられる影響と変わらない。高潮については，安全施設は高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

1.7.2 竜巻防護に関する基本方針

1.7.2.1 設計方針【「6条（竜巻）」参照】

1.7.3 凍結防護に関する基本方針

凍結によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で，外部事象防護対象施設は，屋内設備については換気空調設備により環境温度を維持すること，屋外設備については凍結のおそれがあるものに保温等の凍結防止対策を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，凍結した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.7.4 降水防護に関する基本方針

森林法に基づく林地開発許可に関する審査基準等を示した「森林法に基づく林地開発許可申請の手びき」等に基づき設計基準降水量（127.5mm/h）を上回る降水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で，外部事象防護対象施設は，設計基準降水量（127.5mm/h）を上回る降水による浸水に対し，構内排水路による海域への排水及び浸水防止のための建屋止水処置により，安全機能を損なわない設計とするとともに，外部事象防護対象施設及び機能を喪失することで上位クラスの安全機能に影響を及ぼす可能性のある屋外設備は，設計基準降水量（127.5mm/h）を上回る降水による荷重に対し，排水口及び構内排水路による海域への排水により，安全機能を損なわない設計とする。

また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，降水により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.7.5 積雪防護に関する基本方針

建築基準法及び同施行令第86条第3項に基づく茨城県建築基準法等施行細則より設定した設計基準積雪量（30cm）の積雪によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で，外部事象防護対象施設は，設計基準積雪量（30cm）の積雪荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。また，設計基準積雪量（30cm）に対し給排気口を閉塞させないことにより安全機能を損なわない設計とする。

また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，積雪により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.7.6 落雷防護に関する基本方針

電気技術指針 J E A G 4608「原子力発電所の耐雷指針」を参照し設定した設計基準電流値（400kA）の落雷によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス1，クラス2及びクラス3に属する構築物，系統及び機器とする。

その上で，外部事象防護対象施設は，雷害防止対策として，原子炉建屋等への避雷針の設置，接地網の敷設による接地抵抗の低減等を行うとともに，安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。

また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，落雷により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.7.7 火山防護に関する基本方針

1.7.7.1 設計方針【「6条（火山）」参照】

1.7.8 生物学的事象防護に関する基本方針

生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生、小動物の侵入によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。

その上で、外部事象防護対象施設及び機能を喪失することで上位クラスの安全機能に影響を及ぼす可能性のある屋外設備は、海生生物であるクラゲ等の発生に対して、塵芥による残留熱除去系海水系等への影響を防止するため、除塵装置及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去することにより、安全機能を損なわない設計とする。

小動物の侵入に対しては、屋内設備は建屋止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

また、上記に含まれない構築物、系統及び機器は、生物学的事象により損傷した場合であっても、代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

1.7.9 外部火災防護に関する基本方針

1.7.9.1 設計方針【「6条（外部火災）」参照】

1.7.10 高潮防護に関する基本方針

高潮によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系

統及び機器とする。

その上で、外部事象防護対象施設及び機能を喪失することで上位クラスの安全機能に影響を及ぼす可能性のある屋外設備は、高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P. +3.3m）以上に設置することで、安全機能を損なわない設計とする。

1.7.11 有毒ガス防護に関する基本方針

有毒ガスの漏えいについては固定施設（石油コンビナート施設等）と可動施設（陸上輸送、海上輸送）からの流出が考えられる。発電所周辺には、以下の交通運輸状況及び産業施設がある。

発電所敷地境界付近には国道245号線があり、発電所に近い鉄道路線には東日本旅客鉄道株式会社常磐線がある。

発電所沖合の航路は、中央制御室からの離隔距離が確保されている。

発電所周辺の石油コンビナート施設については、発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設は存在しない。なお、発電所に最も近い石油コンビナート地区は南方約50kmの鹿島臨海地区である。

また、発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の主要な産業施設がある。

これらの主要道路、鉄道路線、航路及び石油コンビナート施設は、発電所から離隔距離が確保されており、危険物を積載した車両及び船舶を含む事故等による発電所への有毒ガスの影響を考慮する必要はない。

発電所敷地内に貯蔵している化学物質については、貯蔵設備からの漏えいを想定した場合でも、中央制御室の居住性を損なうことはない。

また、中央制御室の換気空調設備については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことにより中央制御室の居住性を損なうことはない。

1.7.12 船舶の衝突防護に関する基本方針

航路を通行する船舶の衝突に対し、航路からの離隔距離を確保することにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。

小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の防波堤等に衝突して止まることから取水性を損なうことはない。また、万が一防波堤を通過し、カーテンウォール前面に小型船舶が到達した場合であっても、呑み口が広いため、取水性を損なうことはない。

船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。

したがって、船舶の衝突によって取水路が閉塞することはなく、安全施設の安全機能を損なうことはない。

1.7.13 電磁的障害防護に関する基本方針

安全保護系は、電磁的障害による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、影響を受けない設計としている。

したがって、電磁的障害により安全施設の安全機能を損なうことはない。

(3) 適合性の説明

第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

- 1 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。
- 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。
- 3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される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。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については、敷地及び敷地周辺の自然環境を基に洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を選定し，設計基準を設定するにあたっては，発電所の立地地域である東海村に対する規格・基準類による設定値及び東海村で観測された過去の記録等をもとに設定する。なお，東海村の最寄りの気象官署である水戸地方気象台で観測された過去の記録について設計への影響を確認する。また，これらの自然現象毎に関連して発生する可能性がある自然現象も含める。

安全施設は，発電所敷地で想定される自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。ここで，発電所敷地で想定される自然現

象に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。また、発電所敷地で想定される自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として安全施設で生じ得る環境条件を考慮する。

発電用原子炉施設のうち安全施設は、以下のとおり条件を設定し、自然現象によって発電用原子炉施設の安全機能を損なわない設計とする。

【別添資料 1（1.：1～17）（2.：18～19）（3.1：20）】

(1) 洪水

発電所敷地の北側には久慈川が、南側には丘陵地を挟んだ反対側に新川が位置している。発電所敷地の西側は北から南にかけて EL. 3m～EL. 21m の平野となっている。久慈川水系が氾濫した場合、最大で約 EL. 7m に達するが、発電所敷地内に浸入するルートとして考えられる国道 245 号線から発電所構内進入道路への入口は EL. 15m に位置しており、発電所に影響が及ばないこと、及び新川の浸水は丘陵地を遡上しないことから、敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることはない。

【別添資料1（3.2：21）】

(2) 風（台風）

建築基準法及び同施行令第 87 条第 2 項及び第 4 項に基づく建設省告示第 1454 号によると、東海村において建築物を設計する際に要求される基準風速は 30m/s（地上高 10m, 10 分間平均）である。

安全施設は、建築基準法及び同施行令第 87 条第 2 項及び第 4 項に基づ

く建設省告示第 1454 号を参照し、設計基準風速（30m/s、地上高 10m、10 分間平均）の風（台風）が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

その上で、外部事象防護対象施設は、設計基準風速（30m/s、地上高 10m、10 分間平均）の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、風（台風）に対して機能を維持すること若しくは風（台風）による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全機能を損なわない設計とする。

なお、水戸地方気象台での観測記録（1897 年～2012 年）によれば最大風速は 28.3m/s（1961 年 10 月 10 日）であり、設計基準風速に包絡される。

ここで、風（台風）に関連して発生する可能性がある自然現象としては、落雷及び高潮が考えられる。落雷については、同時に発生するとしても、「(7) 落雷」に述べる個々の事象として考えられる影響と変わらない。高潮については、「(11) 高潮」に述べるとおり、安全施設は影響を受けることのない敷地高さに設置し、安全機能を損なわない設計とする。

なお、風（台風）に伴い発生する可能性のある飛来物による影響については、竜巻影響評価において想定している設計飛来物の影響に包絡される。

【別添資料1（3.2:21～23）】

(3) 竜巻

安全施設は、設計竜巻の最大風速 100m/s による風圧力による荷重、気

圧差による荷重及び設計飛来物等の衝撃荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を行う。

a. 飛来物の発生防止対策

竜巻により東海発電所を含む当社敷地内の資機材等が飛来物となり、外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないために、以下の対策を行う。

- ・外部事象防護対象施設等へ影響を及ぼす資機材及び車両については、固縛、固定、外部事象防護対象施設等及び竜巻飛来物防護対策設備からの離隔、頑健な建屋内収納又は撤去する。

b. 竜巻防護対策

固縛等による飛来物の発生防止対策ができないものが飛来し、安全施設が安全機能を損なわないように、以下の対策を行う。

- ・外部事象防護対象施設を内包する区画及び竜巻飛来物防護対策設備により、外部事象防護対象施設を防護し、構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。
- ・外部事象防護対象施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備の確保、損傷した場合の取替え又は補修が可能な設計とすることにより安全機能を損なわない設計とする。

ここで、竜巻は積乱雲や積雲に伴って発生する現象であり、積乱雲の発達時に竜巻と同時発生する可能性のある自然現象は、雷、雪、ひょう及び降水である。これらの自然現象の組合せにより発生する荷重は、設計竜巻荷重に包含される。

【別添資料1（3.2:23～24）】

(4) 凍結

低温に対する法令及び規格・基準の要求はない。

安全施設は、換気空調設備により環境温度を維持し、屋外設備については凍結のおそれのあるものに保温等の凍結防止対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、低温による凍結に対して機能を維持すること若しくは低温による凍結を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全機能を損なわない設計とする。

なお、水戸地方気象台での観測記録（1897 年～2012 年）によれば、最低気温は -12.7°C （1952 年 2 月 5 日）であり、上記の凍結防止対策を実施することにより凍結のおそれはない。

【別添資料 1（3.2:24～25）】

(5) 降水

森林法に基づく林地開発許可に関する審査基準等を示した「森林法に基づく林地開発許可申請の手びき」（平成 28 年 4 月茨城県）等に基づき算出した、10 年確率で想定される東海村に対する雨量強度は 127.5mm/h である。

安全施設は、「森林法に基づく林地開発許可申請の手びき」を参照し、設計基準降水量（ 127.5mm/h ）を上回る降水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

その上で、外部事象防護対象施設は、設計基準降水量（ 127.5mm/h ）を上回る降水に対し、排水口及び構内排水路による海域への排水、浸水防止

のための建屋止水処置等により、安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、降水に対して機能を維持すること若しくは降水による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

なお、水戸地方気象台での観測記録（1906 年～2012 年）によれば、日最大 1 時間降水量は 81.7mm（1947 年 9 月 15 日）であり、設計基準降水量に包絡される。

ここで、降水に関連して発生する可能性がある自然現象としては、土石流、土砂崩れ及び地滑りが考えられるが、敷地には、土石流、土砂崩れ及び地滑りの素因となるような地形の存在は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような土石流、土砂崩れ及び地滑りが生じることはない。

【別添資料1（3.2:25～26）】

(6) 積雪

建築基準法及び同施行令第 86 条第 3 項に基づく茨城県建築基準法等施行細則によると、建築物を設計する際に要求される基準積雪量は、東海村においては 30cm である。

安全施設は、建築基準法及び同施行令第 86 条第 3 項に基づく茨城県建築基準法等施行細則を参照し、設計基準積雪量（30cm）の積雪が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

その上で、外部事象防護対象施設は、設計基準積雪量（30cm）の積雪荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。また、設計基準積雪量（30cm）に対し給排気口を閉塞させないことにより

安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、積雪に対して機能を維持すること若しくは積雪による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

なお、水戸地方気象台での観測記録（1897 年～2012 年）によれば、月最深積雪は 32cm（1945 年 2 月 26 日）である。設計基準を上回るような積雪事象は、気象予報により事前に予測が可能であり、進展も緩やかであるため、建屋屋上等の除雪を行うことで積雪荷重の低減及び給排気口の閉塞防止、構内道路の除雪を行うことでプラント運営に支障をきたさない措置が可能である。

【別添資料1（3.2:26～27）】

(7) 落雷

電気技術指針 J E A G 4608「原子力発電所の耐雷指針」を参照し設定した最大雷撃電流値は、400kA である。

東海第二発電所を中心とした標的面積 4km^2 の範囲で観測された雷撃電流の最大値は 131kA である。

安全施設は、電気技術指針 J E A G 4608「原子力発電所の耐雷指針」を参照し、設計基準電流値（400kA）の落雷が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

その上で、外部事象防護対象施設の雷害防止対策として、原子炉建屋等への避雷針の設置、接地網の敷設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、落雷に対して機能を維持すること若しくは落雷による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

【別添資料1（3.2:27～28）】

(8) 火山の影響

外部事象防護対象施設は、降下火砕物による直接的影響及び間接的影響が発生した場合においても、安全機能を損なわないよう以下の設計とする。

a. 直接的影響に対する設計

外部事象防護対象施設は、直接的影響に対して、以下により安全機能を損なわない設計とする。

- ・ 構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること
- ・ 水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること
- ・ 換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること
- ・ 水循環系の内部における摩耗及び換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とすること
- ・ 構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）及び換気系、電気系及び計装制御系の化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること
- ・ 発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室換気系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とすること
- ・ 電気系及び計装制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計装制御設備（安全保護系）の設置場所の換気空調設備は

降下火砕物が侵入しにくい設計とすること

- ・降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して降下火砕物の除去や換気空調設備外気取入口のバグフィルタの取替え若しくは清掃又は換気空調設備の停止若しくは閉回路循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とすること

また、上記以外の安全施設については、降下火砕物に対して機能を維持すること若しくは降下火砕物による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

b. 間接的影響に対する設計

降下火砕物による間接的影響として考慮する、広範囲にわたる送電網の損傷による7日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場合については、降下火砕物に対して非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）の安全機能を維持することで、発電用原子炉施設の停止及び停止後の発電用原子炉施設の冷却並びに使用済燃料プールの冷却に係る機能を担うために必要となる電源の供給が非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）により継続できる設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。

【別添資料1（3.2:28～30）】

(9) 生物学的事象

外部事象防護対象施設は、生物学的事象として海生生物であるクラゲ等の発生及び小動物の侵入が発生した場合においても、安全機能を損なわな

い設計とする。

その上で、外部事象防護対象施設は、海生生物であるクラゲ等の発生に対しては、海生生物を含む塵芥による残留熱除去系海水系等への影響を防止するため、除塵装置及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去することにより、安全機能を損なわない設計とする。

小動物の侵入に対しては、屋内設備は建屋止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、生物学的事象に対して機能を維持すること若しくは生物学的事象による損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

【別添資料1（3.2:30～31）】

(10) 森林火災

敷地外の森林から出火し、敷地内の植生へ延焼するおそれがある場合は、自衛消防隊が出動し、予防散水等の延焼防止措置を行う。また、敷地内の植生へ延焼した場合であっても、森林火災シミュレーション（F A R S I T E）による影響評価に基づいた防火帯幅を確保すること等により、安全機能が損なわれることはない。

また、上記以外の安全施設については、建屋による防護、消火活動、代替設備により必要な機能を確保、安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

森林火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を直接設備内に取り込む機器、外気を取り込む空調系統、屋外設置機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。

【別添資料1（3.2:31～32）】

(11) 高潮

安全施設は、高潮の影響を受けない敷地高さ（T.P.（東京湾中等潮位）+3.3m）以上に設置することで、安全機能を損なわない設計とする。

なお、発電所周辺海域の潮位については、発電所から北方約 3km 地点に位置する茨城港日立港区で観測された潮位を設計潮位とする。本地点の最高潮位は T.P. +1.46m（1958 年 9 月 27 日）、朔望平均満潮位が T.P. +0.61m である。

【別添資料 1（3.2:32）】

自然現象の組合せについては、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）として抽出された 11 事象をもとに、被害が考えられない洪水及び津波に包含される高潮を除いた 9 事象に地震及び津波を加えた 11 事象を、網羅的に検討する。

- ・ 組み合わせた場合も影響が増長しない（影響が小さくなるものを含む）
- ・ 同時に発生する可能性が極めて低い
- ・ 増長する影響について、個々の事象の検討で包絡されている又は個々の事象の設計余裕に包絡されている
- ・ 上記以外で影響が増長する

以上の観点より、事象が単独で発生した場合の影響と比較して、複数の事

象が重畳することで影響が増長される組合せを特定し、その中から荷重の大きさ等の観点で代表性のある、地震、津波、火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せの影響に対し、安全施設は安全機能を損なわない設計とする。組み合わせる事象の規模については、設計基準規模事象同士の組合せを想定する。

ただし、「第四条 地震による損傷の防止」及び「第五条 津波による損傷の防止」において考慮する事項は、各々の条項で考慮し、地震又は津波と組み合わせる自然現象による荷重としては、風（台風）又は積雪とする。組合せに当たっては、地震又は津波の荷重の大きさ、最大荷重の継続時間、発生頻度の関係を踏まえた荷重とし、施設の構造等を考慮する。

【別添資料 1（6.：50～76）】

第2項について

重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせて設計する。なお、過去の記録、現地調査の結果等を参考にし、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。

重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、第1項において選定した自然現象に含まれる。また、重要安全施設を含む安全施設は、第1項において選定した自然現象又はその組合せにより、安全機能を損なわない設計としている。安全機能が損なわなければ設計基準事故に至らないため、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象又はその組合せと設計基準事故に因果関係はない。したがって、因果関係の観点からは、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると

想定される自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

また、重要安全施設は、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計とする。

【別添資料 1（添-16. :1～2）】

第3項について

発電所敷地又はその周辺において想定される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。）は、発電所及びその周辺での発生の可能性、安全施設への影響度、発電所敷地及びその周辺に到達するまでの時間余裕及び影響の包絡性の観点から、発電用原子炉施設に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下）、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選定する。

安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される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。）に対して安全機能を損なわない設計とする。ここで、発電所敷地又はその周辺において想定される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、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

【別添資料 1（1. :1～17）（2. :18～19）】

(1) 飛来物（航空機落下）

発電用原子炉施設への航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・7・29 原院第4号（平成14年7月30日 原子力安全・保安院制定））等に基づき評価した結果、約 8.5×10^{-8} 回／炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回／炉・年を超えないため、飛来物（航空機落下）による防護について設計上考慮する必要はない。

使用済燃料乾式貯蔵建屋は、発電用原子炉施設と安全機能が独立していること、かつ設置場所は発電用原子炉施設と離隔されていることから、個別に航空機落下確率を評価した結果、約 6.1×10^{-8} 回／炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回／炉・年を超えないため、飛来物（航空機落下）による防護について設計上考慮する必要はない。

【別添資料1（4.1:33）】

(2) ダムの崩壊

発電所敷地の北側に久慈川が位置しており、その支川である山田川の上流約30kmにダムが存在する。

久慈川は敷地の北方を太平洋に向かい東進していること、発電所敷地の西側は北から南にかけてはEL. 3m～EL. 21mの上り勾配となっていることから、発電所敷地がダムの崩壊により影響を受けることはなく、ダムの崩壊を考慮する必要はない。

【別添資料1（4.1:33～34）】

(3) 爆発

発電所敷地外 10km 以内の範囲において、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発による安全施設への影響については考慮する必要はない。

また、発電所敷地外 10km 以内の危険物貯蔵施設又は発電所敷地周辺道路の燃料輸送車両から爆発が発生する場合を想定しても、離隔距離の確保により、安全機能を損なわない設計とする。航行中の船舶が漂流し爆発が発生する場合を想定しても、離隔距離の確保等により、安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、離隔距離の確保、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

【別添資料1（4.1:34～35）】

(4) 近隣工場等の火災

a. 石油コンビナート施設等の火災

発電所敷地外 10km 以内の範囲において、火災により評価対象施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、火災による安全施設への影響については考慮する必要はない。

発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の危険物貯蔵施設又は発電所敷地周辺道路の燃料輸送車両から火災が発生する場合を想定しても、離隔距離の確保等により、安全機能を損なわない設計とする。航行中の船舶が漂流し火災が発生する場合を想定しても、離隔距離の確保等により、安全機能を損なわない設計とする。

b. 発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設等の火災

発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災発生時の輻射熱によ

る評価対象施設の建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度等を許容温度以下とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。

c. 航空機墜落による火災

原子炉建屋周辺に航空機が墜落し、燃料火災が発生した場合、直ちに公設消防へ通報するとともに、自衛消防隊が出動し、速やかに初期消火活動を行う。

航空機が外部事象防護対象施設である原子炉建屋等の周辺で落下確率が 10^{-7} 回／炉・年以上になる地点へ墜落することを想定しても、火災の影響により安全機能を損なわない設計とする。

また、上記以外の安全施設については、建屋による防護、消火活動、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間での修復等の対応又はそれらを適切に組み合わせることにより、安全機能を損なわない設計とする。

d. 二次的影響（ばい煙等）

石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災及び航空機墜落による火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を直接設備内に取り込む機器、外気を取り込む空調系統及び屋外設置機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。

【別添資料1（4.1:35～36）】

(5) 有毒ガス

有毒ガスの漏えいについては固定施設（石油コンビナート施設等）と可動施設（陸上輸送、海上輸送）からの流出が考えられる。発電所周辺には

周辺監視区域が設定されているため、発電用原子炉施設と近隣の施設や周辺道路との間には離隔距離が確保されていることから、有毒ガスの漏えいを想定した場合でも、中央制御室の居住性を損なうことはない。また、敷地港湾の前面の海域を移動中の可動施設から有毒ガスの漏えいを想定した場合も同様に、離隔距離が確保されていることから、中央制御室の居住性を損なうことはない。

発電所敷地内に貯蔵している化学物質については、貯蔵施設からの漏えいを想定した場合でも、中央制御室の居住性を損なうことはない。

また、中央制御室換気系については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことにより中央制御室の居住性を損なうことはない。

【別添資料1（4.1:36～37）】

(6) 船舶の衝突

航路を通行する船舶の衝突に対し、航路からの離隔距離を確保することにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。

小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、防波堤等に衝突して止まることから取水性を損なうことはない。また、万が一防波堤を通過し、カーテンウォール前面に小型船舶が到達した場合であっても、呑み口が広いいため、取水性を損なうことはない。

船舶の座礁により、重油流出事故が発生した場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。

したがって、船舶の衝突によって取水路が閉塞することはなく、安全施設が安全機能を損なうことはない。

【別添資料1（4.1:37～38）】

(7) 電磁的障害

安全保護系は、電磁的障害による擾乱に対して、計装盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置，外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置，鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により，影響を受けない設計としている。

したがって，電磁的障害により安全施設が安全機能を損なうことはない。

【別添資料1（4.1:38）】

2. 水 理

2.1 海 象

2.1.1 潮 位

発電所周辺の潮位については、隣接する茨城港日立港区において観測されている潮位を用いる。

既往最高潮位（昭和 33 年 9 月 27 日）	H. P. +2.35m
--------------------------	--------------

塑望平均満潮位	H. P. +1.50m
---------	--------------

平均潮位	H. P. +0.91m
------	--------------

塑望平均干潮位	H. P. +0.08m
---------	--------------

既往最低潮位（平成 2 年 12 月 2 日，平成 3 年 12 月 22 日）	
--	--

	H. P. -0.31m
--	--------------

H. P. $\pm 0.00\text{m}$ は茨城港日立港区の工事用基準面で東京湾中等潮位下 0.89m である。

4. 社会環境

4.1 産業活動

発電所の近くには、爆発、火災及び有毒ガスにより発電用原子炉施設の安全性を損なうような石油コンビナート等の施設はない。したがって、産業活動に伴う爆発、火災及び有毒ガスによって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれはない。

4.2 交通運輸

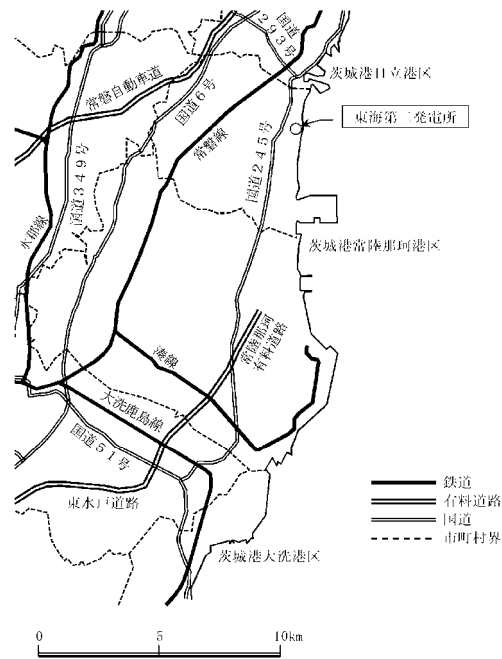
発電所に近い鉄道路線としては、東日本旅客鉄道株式会社常磐線がある。

主要な道路としては、常磐自動車道、国道245号、国道6号及び国道293号がある。

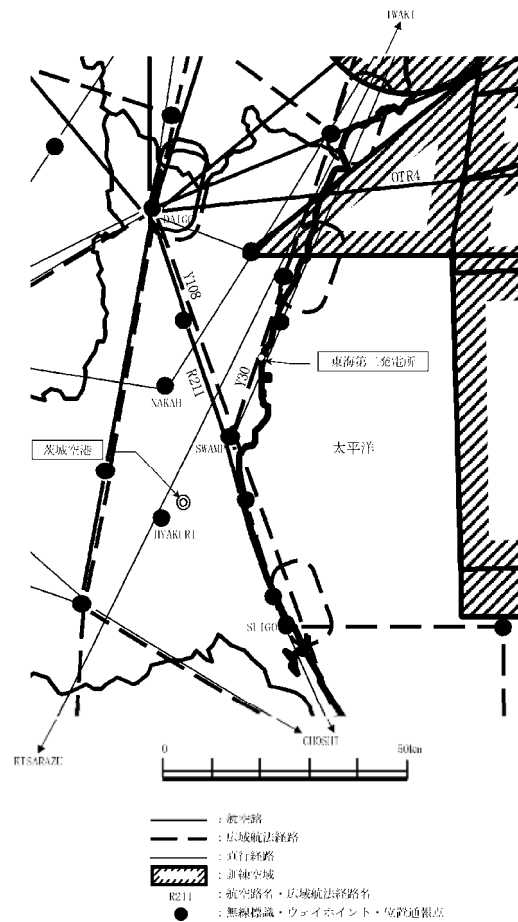
海上交通としては、発電所の北方約3kmに茨城港日立港区、南方約6kmに茨城港常陸那珂港区、南方約18kmに茨城港大洗港区があり、日立－鉾路間、常陸那珂－苫小牧間、常陸那珂－北九州間、大洗－苫小牧間等の定期航路がある。

航空関係としては、発電所の南南西方向約36kmに茨城空港がある。発電所上空には広域航法経路及び直行経路があるが、訓練空域は設定されていない。なお、航空機は原子力関係施設上空の飛行を規制されている。

発電所周辺の鉄道、主要道路、港湾及び航空路を第4.2-1図及び第4.2-2図に示す。



第 4.2-1 図 東海第二発電所周辺の幹線道路，鉄道路線及び航路図



第 4.2-2 図 航空路等図

5. 気 象

5.2 最寄りの気象官署の資料による一般気象

5.2.3 最寄りの気象官署における一般気象（5.2.4に係るものを除く。）⁽²⁾⁽³⁾

(1) 一般気象

水戸地方気象台，銚子地方気象台及び小名浜測候所における一般気象に関する統計を第5.2-2表～第5.2-4表に示す。

年平均気温，最高気温，最低気温，降水量，風速とも水戸地方気象台と小名浜測候所ではほぼ同様な値を示しているが，銚子地方気象台では冬の最低気温がわずかに高くなっている。

(2) 極 値

第5.2-2表～第5.2-4表に示した，最寄りの気象官署の気候表によると，この地域は必ずしも厳しい気象条件が現われる所ではなく，温和な気候を示している。

これらの気象官署における観測開始から1980年までの極値を第5.2-5表～第5.2-31表に示す。これによれば各官署とも同程度の極値を示している。

水戸地方気象台の観測記録によれば，日最高気温36.6℃（1967年8月11日），日最低気温－12.7℃（1952年2月5日），日最大降水量276.6mm（1938年6月29日），最大積雪の深さ32cm（1945年2月26日），最大瞬間風速44.2m/s（1939年8月5日）である。

銚子地方気象台は，日最高気温35.3℃（1962年8月4日），日最低気温－6.2℃（1970年1月17日），日最大降水量311.4mm（1947年8月28日），最大積雪の深さ17cm（1936年3月2日），最大瞬間風速49.0m/s（1971年9月8日）である。

また，小名浜測候所は，日最高気温35.4℃（1947年8月11日），日最低気温－10.7℃（1952年2月5日），日最大降水量227.2mm（1966年6月28日），最

大積雪の深さ28cm（1945年2月26日），最大瞬間風速37.2m/s（1979年10月19日）である。

5.2.5 その他の資料による一般気象

5.2.5.1 竜 巻

気象庁「竜巻等の突風データベース」（1961～2012年）によれば，「竜巻」及び「竜巻又はダウンバースト」の被害状況から推定した竜巻の規模は，茨城県において，最大でF3である。

5.2.5.2 森林火災

森林火災検討に係る発電所の最寄りの気象観測所（水戸地方気象台）の気象データ（最高気温，最大風速，最大風速記録時の風向，最小湿度）（2007年～2016年）及び発電所の位置する茨城県の「消防防災年報」（茨城県2006年～2015年）について，第5.2－53表に示す。また，森林火災発生件数の多い12月～5月における最寄りの気象観測所（水戸地方気象台）及び発電所の気象データ（卓越風向）について，第5.2－54表に示す。

第5.2－53表 気象データ（気温、風速及び湿度）及び森林火災件数

観測所	水戸地方気象台 気象観測データ ^{注1)}					茨城県内の月別 森林火災件数 ^{注2)}
月	最高気温 (℃)	最大風速 (m/s)	最大風速記録時の風向		最低湿度 (%)	
			第1位	第2位		
1	16.9	17.5	北東	北東	17	79
2	24.3	17.5	北北東	北東	13	86
3	25.9	14.3	北東	北北東, 南西	11	131
4	29.3	15.1	北北東	北東	13	126
5	30.8	13.5	北東	北北東	13	54
6	33.5	14.2	北北東	北北東	21	10
7	36.4	11.8	北北東	北北東	35	13
8	37.0	12.9	北東	北北東	35	24
9	36.1	13.9	北北東	南南西	29	23
10	31.4	17.4	北北東	北北東	22	11
11	24.5	11.8	北北東	北北東	18	4
12	23.8	10.6	北東	西	17	33

注1) 水戸地方気象台 観測記録（2007年～2016年）より

注2) 「消防防災年報」（茨城県 2006年～2015年）より

第 5.2－54 表 気象データ（卓越風向）

風 向	最多風向（時間単位）の出現率割合（％） ^{注）}	
	水戸地方気象台 気象観測データ	発電所 気象観測データ
北	15	3
北北西	17	3
北西	5	9
西北西	2	23
西	3	7
西南西	3	2
南西	4	1
南南西	6	3
南	3	4
南南東	1	5
南東	3	4
東南東	4	3
東	9	3
東北東	9	6
北東	7	14
北北東	7	9

注）観測記録（2007 年～2016 年）より

9. 生 物

9.1 海生生物

発電所の前面海域において、クラゲの発生がみられることはあるが、昭和 53 年 11 月の発電所の営業運転開始以降、大量のクラゲの襲来により安全施設の安全機能が損なわれた記録はない。

9.2 植 生

発電所の周辺にはアカマツ、クロマツ等の植生が認められているが、昭和 53 年 11 月の営業運転開始以降、発電所周辺の森林火災が原因で安全施設の安全機能が損なわれた記録はない。

別添資料 1

東海第二発電所

外部事象の考慮について

目 次

1. 設計上考慮する外部事象の抽出
 - 1.1 外部事象の収集
 - 1.2 外部事象の選定
 - 1.2.1 除外基準
 - 1.2.2 選定結果
2. 基本方針
3. 地震，津波以外の自然現象
 - 3.1 設計基準の設定
 - 3.2 個別評価
4. 外部人為事象
 - 4.1 個別評価
5. 自然現象，外部人為事象に対する安全施設への影響評価
6. 自然現象の重畳について
 - 6.1 検討対象
 - 6.1.1 検討対象事象
 - 6.2 事象の特性の整理
 - 6.2.1 相関性のある自然現象の特定
 - 6.2.2 影響モードのタイプ分類
 - 6.3 重畳影響分類
 - 6.3.1 重畳影響分類方針
 - 6.3.2 影響パターン
 - 6.3.3 重畳影響分類結果
 - 6.4 詳細評価
 - 6.4.1 アクセス性・視認性について

添付 1 : 東海第二発電所 外部事象の考慮について 添付資料

添付 1

東海第二発電所

外部事象の考慮について

添付資料

目 次

1. 防護すべき安全施設及び重大事故等対処設備への考慮
2. 洪水影響評価について
3. 風（台風）影響評価について
4. 凍結影響評価について
5. 降水影響評価について
6. 積雪影響評価について
7. 落雷影響評価について
8. 生物学的事象に対する考慮について
9. 航空機落下確率評価について
10. ダムの崩壊影響評価について
11. 有毒ガス影響評価について
12. 船舶の衝突影響評価について
13. 安全保護回路の主な電磁波，サージ・ノイズ対策について
14. 設計上考慮すべき荷重評価における自然現象の組合せについて
15. 比較的短期での気象変動に対する考慮について
16. 設計基準事故時に生じる応力の考慮について
17. 設計基準としての設定値の妥当性について
18. 旧安全設計審査指針と設置許可基準規則との比較
19. 考慮すべき事象の除外基準と ASME 判断基準との比較
20. 考慮した外部事象についての対応状況
21. 外部事象に対する津波防護施設，浸水防止設備，及び津波監視設備の防護方針について

参考資料－1 地滑り影響評価について

7. 落雷影響評価について

(1) 基本方針

予想される最も苛酷と考えられる条件を設計基準として設定の上，安全施設のうち外部事象防護対象施設は，落雷による雷撃電流に対して維持され，安全機能を損なわない設計とする。

(2) 基準雷撃電流値の設定

基準雷撃電流値の設定は，以下の(2-1)を参照するとともに，参考として(2-2)を評価・確認のうえ設定する。

(2-1) 規格・基準類

原子力発電所における耐雷設計の規格・基準には電気技術指針 J E A G 4608 (2007) 「原子力発電所の耐雷指針」⁽¹⁾があり，以下のように規定している。

(a) 電力設備の避雷設備の設計について，電力中央研究所報告 T40

(1996) 「発電変電所および地中送電線の耐雷設計ガイド」⁽²⁾を参照している。同ガイドでは，275kV 発電変電所における送電線並びに電力設備に対し，100kA を想定雷撃電流として推奨している。

(b) 建築物等の避雷設備に関して，日本工業規格 J I S A 4201

(2003) 「建築物等の雷保護」や日本工業規格 J I S A 4201

(1992) 「建築物等の避雷設備（避雷針）」を参照している。J I S A 4201 (2003) では，保護レベル（Ⅰ～Ⅳ）に応じて雷保護システムを規定している。J E A G 4608 (2007) では原子力発電所の危険物施設に対する保護レベルを I E C / T S 61662 (1995) 「Assessment of

the risk of damage due to lightning」⁽³⁾に基づく選定手法により保護レベルⅣと評価している。一方、消防庁通知⁽⁴⁾に基づき、原子力発電所の危険物施設では保護レベルⅡを採用すると規定している。日本工業規格 J I S Z 9290-4 (2009) 「建築物内の電気及び電子システム」⁽⁵⁾においては、最大雷撃電流値が建築物の保護レベル (Ⅰ～Ⅳ) に応じて定められているが、保護レベルⅡの場合の最大雷撃電流値は、150kA と規定されている。

また、J E A G 4608 (2007) において参照している I E C / T S 61662 (1995) 「Assessment of the risk of damage due to lightning」においては、確率によりリスク評価を行っていることを踏まえ、東海第二発電所では、年超過頻度が 10^{-4} / 年値となる雷撃電流値を観測値から算出した。雷撃電流の観測記録として、発生した雷放電の発生時刻・位置を標定し、雷撃電流の大きさを推定できる株式会社フランクリンジャパンの運用する全国雷観測ネットワーク (J L D N^{※1}) により観測された落雷データを用いた。別紙 1 より、雷撃頻度解析として、東海第二発電所周辺を中心とした評価地域 900km²において 1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日にかけて実施された観測記録により求めた発電所を中心とした標的面積 4km²の範囲の雷撃密度は 4.09 回 / 年・km²である。また、観測記録により求めた雷撃電流値に対する累積頻度を使用し算出した結果、発電所において落雷の可能性が最も高い排気筒に対する年超過頻度が 10^{-4} / 年値となる雷撃電流値は 400kA となる。

※1: J L D N (Japan Lightning Detection Network) …落雷時に放出される電磁波を全国に設置された落雷位置標的システムを用いて落雷位置や雷撃電流の大きさを観測するネットワーク。全米雷観

測ネットワーク（NLDN：National Lightning Detection Network）と同様のシステム及びネットワーク方式を採用している。

(2-2) 観測記録による極値

雷撃電流の観測記録は全国観測ネットワーク（JLDN）により観測された落雷データを用いた。東海第二発電所構内敷地面積を包絡する標的面積 4km^2 の範囲において 1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日（約 19 年間）で観測された，最大雷撃電流値は 131kA である。

上記(2-1)～(2-2)を踏まえると，発電所に対して想定される雷撃電流が最も大きくなるのは(2-1)の規格・基準類を参照し算出する年超過頻度 10^{-4} ／年値である雷撃電流値 400kA であることから，基準雷撃電流値としては，400kA とする。

(3) 評価対象施設等の健全性評価

評価対象施設等が，設計基準の雷撃電流値（排気筒への 400kA の雷撃電流）によって安全機能を損なうことがない設計であることの評価・確認を実施した。

(3-1) 建屋

原子炉建屋などの建築基準法に定められる高さ 20m を超える建築物等には避雷設備を設けている。また，避雷設備の接地極を構内接地網と接続し接地抵抗を下げる等の対策を実施しており，影響を受けにくい設計としている。

(3-2) 原子炉建屋等に内包される設備

直撃雷に対しては、(3-1)で記載した雷害対策によって防護される。

雷サージに対しては、建屋に内包される電気・計装設備が、大地電位上昇により接地系間に生じる電位差や、雷電流の拡散による誘導電流により計装・制御ケーブル等に生じる雷サージ電圧によって、機器が絶縁破壊に至る可能性が有るが、プラントトリップ機能等を有する安全保護回路については、雷サージ電圧の侵入を抑制するために、ラインフィルタ及び絶縁回路の設置、鋼製筐体や金属シールド付信号ケーブルを採用していることから影響を受けにくい設計としている。

また、重要安全施設は、J E C 210 (1981) 「低圧制御回路絶縁試験法・試験電圧標準」⁽⁶⁾ に基づいた耐力を有している。発電所で実施した雷インパルス試験の結果を参考に、設計基準電流 400kA が落雷の可能性が高い排気筒に流れた場合の雷サージ電圧を評価した結果、重要安全施設の機能が損なわれないことを確認した。(別紙 2)

(3-3) 屋外設備

排気筒については接地を構内接地網に接続し、接地抵抗を低減しており、影響を受けにくい設計としている。また、残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系ポンプについては、別途竜巻対策により設置する防護ネット等によって遮蔽され、防護ネット等が接地網へと接続されているため、落雷に対して十分保護が出来ているといえる。

(4) 参考文献

- (1) 日本電気協会 (2007) : 原子力発電所の耐雷指針, 電気技術指

針， J E A G 4608

- (2) 電力中央研究所（1996）：発変電所および地中送電線の耐雷設計ガイド，電力中央研究所報告，T40
- (3) International Electrotechnical Commission（1995）：
Assessment of the risk of damage due to lightning, I E C
／ T S 61662
- (4) 消防庁（2005）：危険物の規則に関する規則の一部を改正する省令等の施行について，消防危第 14 号，平成 17 年 1 月 14 日
- (5) 日本規格協会（2009）：建築物内の電気及び電子システム， J I
S Z 9290-4，雷保護第 4 部，日本工業規格
- (6) 電気学会（1981）：低圧制御回路絶縁試験法・試験電圧標準，
J E C 210，電気規格調査会標準規格

発電所排気筒への年超過確率による雷撃電流評価

1. 発電所構内への年超過確率による雷撃電流計算

J E A G 4608 (2007) 「原子力発電所の耐雷指針」⁽¹⁾に基づく I E C / T S 61662 (1995) 「Assessment of the risk of damage due to lightning」⁽²⁾の計算手法により排気筒への想定落雷数を算出し、発電所構内への年超過確率による雷撃電流計算を実施した。

2. 計算手法

第 7-1-1 図に示す東海第二発電所を中心とした評価地域 900km²の範囲で観測された落雷観測データ (1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日の期間) を基に発電所の範囲における雷撃数から I E C / T S 61662 (1995) による排気筒への想定落雷数 N_d 回/年を算出後、排気筒への年超過頻度 10^{-4} / 年値となる雷撃電流値を算出する。



第 7-1-1 図 評価地域及び標的的面积

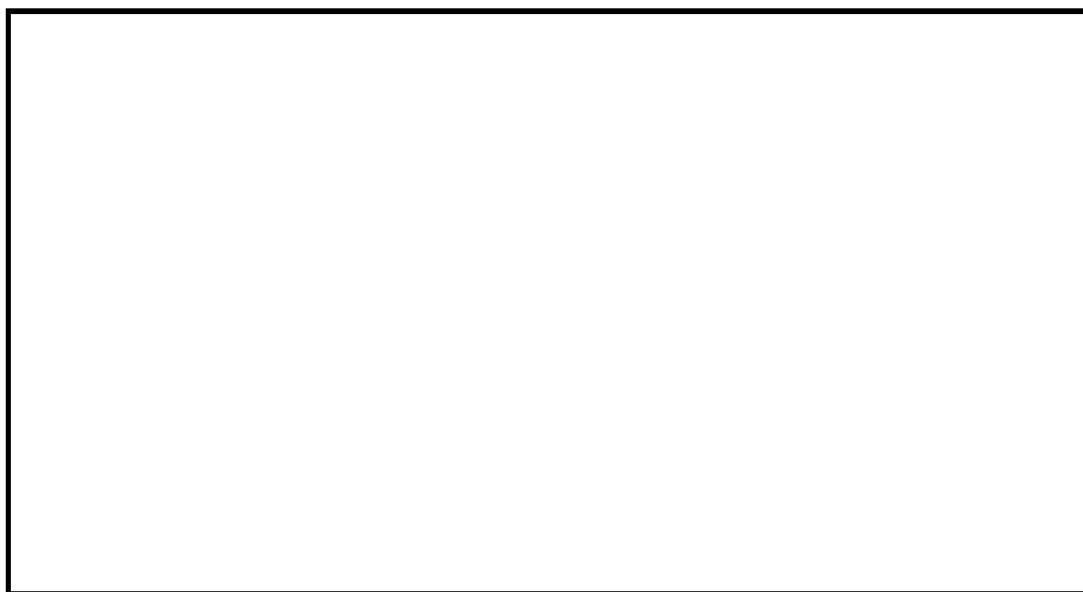
3. 雷撃対象と想定落雷数

(1) 雷撃対象

等価受雷面積^{※1}が最大となり、安全上重要な設備を内包する建屋（原子炉建屋など）の等価受雷面積を包絡する排気筒を代表建物として想定し、雷撃頻度を評価する。第7-1-2図参照。

※1：等価受雷面積…落雷の収集面積。構造物の高さを3倍とした水平
離隔距離の領域を等価な受雷面積としている。第7-1-3図参
照。

評価対象：排気筒



第7-1-2図 東海第二発電所における等価受雷面積

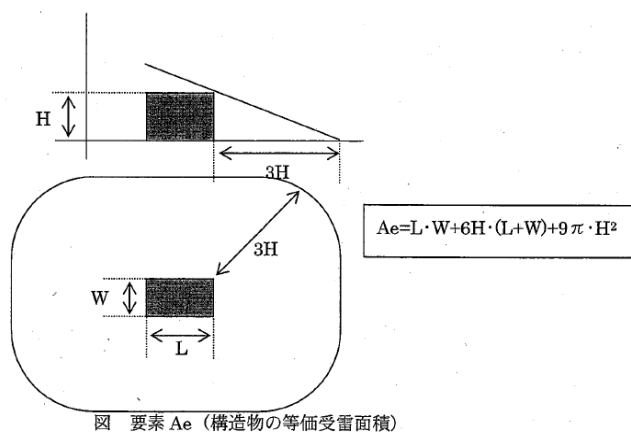


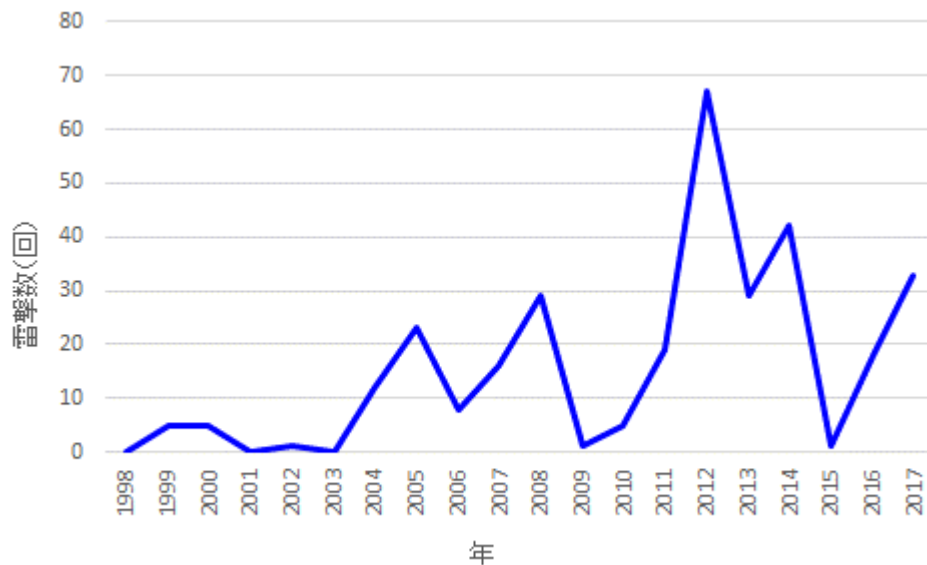
図 要素 A_e (構造物の等価受雷面積)

第 7-1-3 図 構造物の等価受雷面積

(J E A G 4608 (2007) 「原子力発電所の耐雷指針」)

(2) 想定落雷数

東海第二発電所構内を包絡した標的面積 4km^2 への 1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日の期間における雷撃数は、発電所落雷観測結果に基づけば、314 件である。第 7-1-4 図に構内雷撃観測の年別結果を示す。



第 7-1-4 図 構内雷撃観測の年別結果（1998 年 8 月から 2017 年 11 月）

東海第二発電所構内の観測記録を基に落雷密度 N_g 回/ $\text{km}^2 \cdot \text{年}$ を算出する。IEC 62858 (2015) 「Lightning density based on lightning location systems (LLS) -General principles」⁽³⁾ においては、落雷密度 N_g と雷撃密度 N_{sg} の関係については、下式とされている。

$$N_{sg} = 2N_g$$

N_{sg} : 単位時間及び単位面積当たりの対地雷撃数

N_g : 単位時間及び単位面積当たりの対地落雷数。落雷は通常、複数の雷撃からなり、これらの一連の現象をまとめて落雷として取り扱われている。

したがって、落雷密度 N_g は、

$$N_{sg} = \frac{314 \text{ 回}}{4\text{km}^2} \cdot \frac{1}{19.2 \text{ 年}} = 4.09 \text{ (回/年} \cdot \text{km}^2\text{)}$$

$$N_g = \frac{N_{sg}}{2} = \frac{4.09}{2} = 2.05 \text{ (回/年} \cdot \text{km}^2\text{)}$$

となる。

上記により算出した東海第二発電所構内の観測記録による落雷密度の妥当性を確認するため、①年間雷雨日数分布図^{※2}及び②標的^{標的}面積 30km 四方での観測記録から算出した落雷密度との比較を行った。

① 年間雷雨日数分布図

従来より電力設備の耐雷設計において標準的に用いられている第7-1-5 図に示す昭和 29 年度から昭和 38 年度の 10 年間の雷雨日数統計結果である年間雷雨日数分布図[※]より落雷密度を算出し、観測時期の違いにより落雷密度が有意に変わらないことを確認する。

年間雷雨日数分布図と落雷密度 N_g の関係については、下式とされている。したがって、年間雷雨日数分布図から算出される落雷密度は、

$$N_g = 0.1 \times I_{KL} = 0.1 \times 19 = 1.9 \text{ 回/年} \cdot \text{km}^2$$

となり、東海第二発電所構内の観測記録を基に算出した落雷密度とほぼ同じ値となる。

② 標的^{標的}面積 30km 四方での観測記録

年間雷雨日数分布図と同等の標的^{標的}面積となる東海第二発電所を中心とした 30km 四方における 1998 年 1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日の期間における観測記録から落雷密度を算出し、標的^{標的}面積の違いにより落雷密度が有意に変わらないことを確認する。

$$N_{sg} = \frac{49155 \text{ 回}}{900\text{km}^2} \cdot \frac{1}{19.2 \text{ 年}} = 2.84 \text{ (回/年} \cdot \text{km}^2\text{)}$$

$$N_g = \frac{N_{sg}}{2} = \frac{2.84}{2} = 1.42 \text{ (回／年・km}^2\text{)}$$

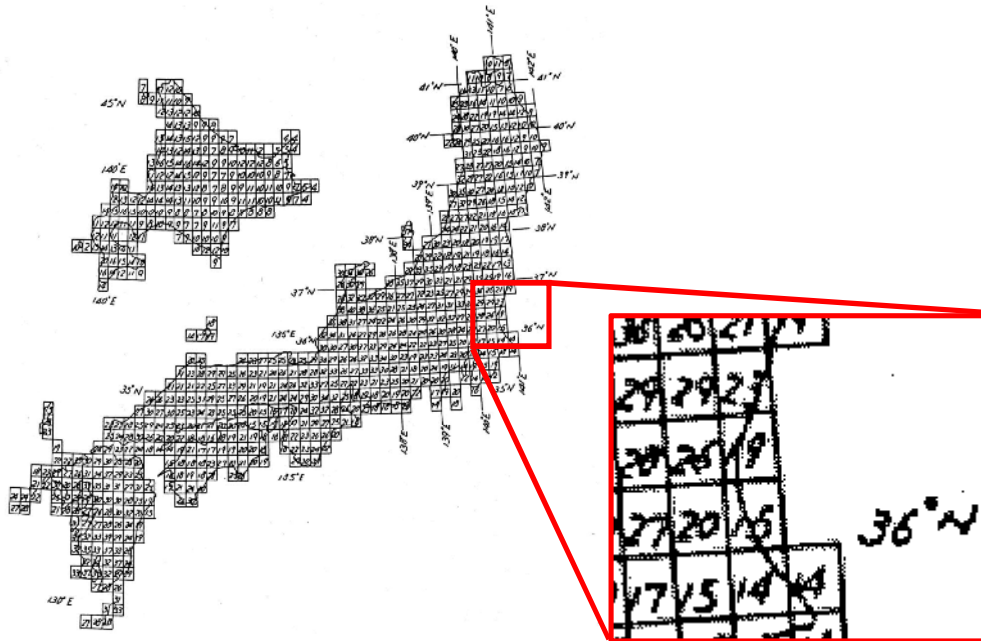
となり、東海第二発電所構内の観測記録を基に算出した落雷密度とほぼ同じ値となる。

したがって、①年間雷雨日数分布図及び②標的面積 30km 四方での観測記録から算出する落雷密度については同等であり、雷活動に対し有意な経年変化はなく、東海第二発電所構内での観測記録を耐雷設計として適用することは妥当である。

以上から、雷活動に対し有意な経年変化や標的面積による違いはないことを確認した。年超過頻度 10^{-4} ／年値の設定にあつては、雷撃密度から落雷密度の換算において、想定雷撃数は多いほど安全側評価となることから、1/2 とはせずに保守性を確保する。

$$N_g = \frac{314 \text{ 回}}{4\text{km}^2} \cdot \frac{1}{19.2 \text{ 年}} = 4.09 \text{ (回／年・km}^2\text{)}$$

※2：IKL マップ (Isokeraunic Level Map)。気象庁と電力中央研究所と共同して観測結果をもとに作成されたもの。従来より耐雷設計では雷撃密度 N_g は当該年間雷雨日数分布図を用いられてきた。



東海第二発電所周辺は 19

第 7-1-5 図 年間雷雨日数分布図

(昭和 29 年度から昭和 38 年度の 10 年度平均)

排気筒の等価受雷面積 A_{ekm^2} を算出する。

排気筒 : 28m (L) × 28m (W) × 140m (H)

$$A_e = L \cdot W + 6H \cdot (L + W) + 9\pi \cdot H^2 = 28 \cdot 28 + 6 \cdot 140 \cdot (28 + 28) + 9 \cdot \pi \cdot 140^2$$

$$= 610000(m^2) = 0.61 (km^2)$$

となる。

構造物の設置された環境条件により定まる環境係数 C_e は、第 7-1-1 表より 1.0 とする。

環境条件	C_e の値
同じ様な高さ、又は塔や森林の様に高い建設群や樹木のある広い範囲に位置する建物	0.2
小さな建物群に囲まれた建物	0.5
建物の高さの 3 倍の範囲に建物がない独立した建物	1.0
丘の上や塚の上に位置する建物	2.0

第 7-1-1 表 環境係数 C_e

(J E A G 4608 (2007) 「原子力発電所の耐雷指針」)

以上より，想定落雷数 N_d 回／年を算出する。

$$N_d = N_g \cdot A_e \cdot C_e = 4.09 \cdot 0.61 \cdot 1.0 = 2.5 \text{ (回／年)}$$

上記より，排気筒への年間雷撃数は 2.5 回／年と算出される。

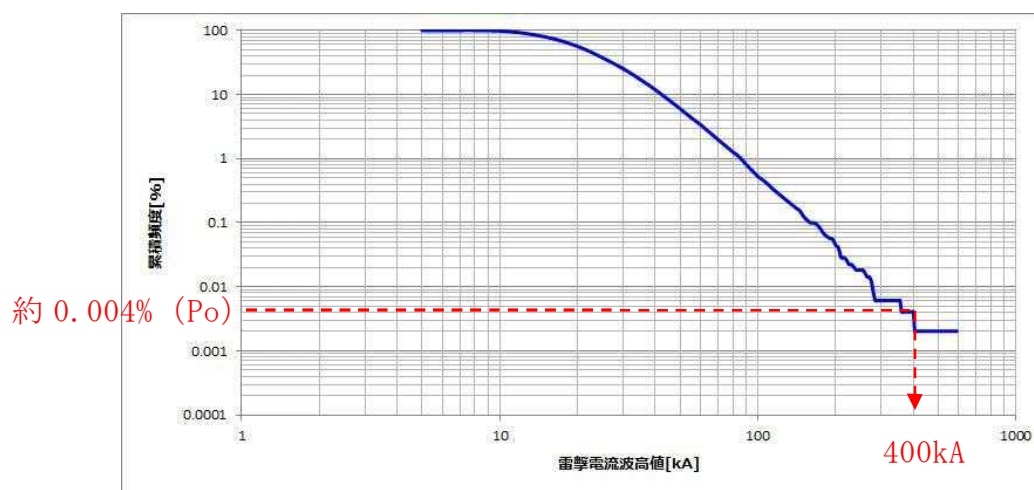
以上を考慮すると，再現期間を y として排気筒への雷撃数 N_t は以下のようになる。

$$N_t = N_d \cdot y$$

これらの雷撃について，発生する電流最大値を雷撃電流分布での確率 $P=1/(N_t)$ の点で評価する。雷撃電流分布に関しては，株式会社フランクリンジャパンの運用する全国雷観測ネットワーク（JLDN）により観測された落雷データに基づき評価する（第 7-1-6 図）。なお，再現期間は 10^4 年とする。

$$N_t = 2.5 \cdot 10^4 = 25000 \text{ 回}$$

確率 $P_o=1/(25000)$ に対する電流値は 400kA となる。



第 7-1-6 図 全国雷観測ネットワーク（JLDN）観測の電流分布

なお，**相対的に雷撃数の多い**至近 5 年間（2013 年 1 月から 2017 年 11 月）の観測記録を用いた場合においても，**雷撃密度を落雷密度に換算する際に 1/2 とする本来の手法で**年超過頻度 10^{-4} ／年値を算出した結果，340kA と

評価され、400kAを下回る。

4. まとめ

排気筒に対する、 10^{-4} ／年値の頻度となる想定最大雷撃電流を保守的に算出した結果は、400kA となった。

5. 参考文献

- (1) 日本電気協会 (2007) : 原子力発電所の耐雷指針, 電気技術指針, J E A G 4608
- (2) International Electrotechnical Commission (1995) :
Assessment of the risk of damage due to lightning, I E C /
T S 61662
- (3) International Electrotechnical Commission (2015) :
Lightning density based on lightning location systems (LLS)
-General principles, I E C 62858

建屋内重要設備の雷リスク評価

1. 評価概要

設備の落雷に対する耐力の定量的な評価方法については、既往の文献等や最新の知見を踏まえ、可能な限り現実的かつ網羅的な評価を実施する。

2. 雷サージ評価対象設備

排気筒へ落雷し、大地に安全に雷電流が逃された場合でも、大地電位上昇により接地系間に生じる電位差や、雷電流の拡散による誘導電流により、計装・制御ケーブル等に生じる雷サージ電圧^{※1}によって、機器が絶縁破壊に至る可能性が有る。

※1：J E A G 4608（2007）において、原子力発電所の構内接地系に雷サージ（電流）が流入すると、屋外に布設された計測制御ケーブルに雷サージに起因する雷サージ電圧が発生するが、その発生機構については大別して次の3つが考えられるとされている。

- i) 雷サージが構内接地系に流入すると流入点付近の接地電位が上昇し、構内接地系の電位分布が動揺する。このため、ケーブルの一端の電位が接地電位の動揺に応じて変動し他端にこれが進行する。
- ii) 雷サージが埋設接地線に流れると、埋設接地線とケーブルとの間の相互サージインピーダンスと自己インピーダンスにより決定される誘導電圧が発生し伝播する。
- iii) 大地面とケーブルとの静電結合により大地面電位変動がケーブルの両端へ伝播される。

そこで、重要安全施設に発生する雷サージ電圧により、重要安全施設が損傷するリスクを評価する。

なお、重要安全施設以外の安全施設については、クラス間で分離がなされており、落雷による損傷があったとしても重要安全施設に波及することは無く、重要安全施設の機能は維持されることから本評価対象から除外した。

3. 建屋内重要設備の雷リスク評価

3.1 評価方針

3.1.1 想定する落雷

想定する落雷は、設計基準として設定した、排気筒への 400kA の雷撃電流とする。

3.1.2 評価方法

落雷時に重要安全施設に加わる雷サージ電圧を推定する際に、過去に東海第二発電所において実施した雷インパルス試験の結果⁽¹⁾を使用する。

雷インパルス試験では、雷電流波形を模擬した電流を排気筒に雷インパルス発生装置（以下 IG）を用いて印加し、計装制御回路の過電圧の測定を行った。第 7-2-1 図に構内配置、IG 設置位置のイメージ及び、試験に用いた雷インパルスの発生回路図を示す。

第 7-2-1 表に雷インパルス試験及び、400kA 落雷時の換算値を示す。雷サージ電圧の換算値は雷インパルス試験の結果を保守的に比例関係^{※2}にあるとして外挿し算出した。実際には雷撃電流値が大きくなるほど、土中放電効果（雷サージ電圧が低下する）の影響が大きくなるため、これは保守的な評価となる。この結果と、機器の雷サージ耐電圧値を比較し落雷による影響がないことを確認する。

※2：ケーブルの雷サージ電圧は、布設される近傍接地系に流入した雷サージ進行波による電磁界、電位動揺により発生し伝搬する。この電磁

界，電位動揺を支配するものは，接地系へ流入する雷サージの時間的变化（ di/dt ）であり，雷サージ波形の波頭峻度がその最も大きな要因となる。波頭峻度は，波高値によって決まり，波高値が高いほど高くなる。したがって，ケーブルの雷サージ電圧は，雷撃電流波頭峻度を支配している波高値に概略比例して大きくなるものと考えられる。

また，落雷による施設への影響として，雷サージ以外にもノイズの影響が考えられるが，ノイズにより設備自体が損傷することは無く，重要安全施設の機能は維持されることから本評価対象から除外した。



第 7-2-1 図 雷インパルス試験

第7-2-1表 雷インパルス測定試験結果

測定点	ケーブル ル種類	誘導電圧測定値 (V)		400kA 換算値 (V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
非常用ディーゼ ル発電機 2D 制 御盤	電源	0.5	-	800	-
上記以外重要安全施設への誘導サージの発生は認められなかった。 ⁽³⁾⁽⁴⁾					

3.1.3 雷サージ耐電圧値

(1) 電源回路・制御回路

J E C 210 (1981) 「低圧制御回路絶縁試験法・試験電圧標準」⁽²⁾ において重要安全施設に要求される電源回路・制御回路の雷インパルス試験電圧の 4,000V を用いる。

(2) 計装回路

個別機器に対して耐電圧値を明確に定めた基準は無いが、型式試験等により確認された値の下限值 500V を用いる。

3.2 評価結果

3.2.1 影響評価

(1) 電源回路・制御回路

400kA 落雷時サージ電圧として、第7-2-1表の最大値である 800V を用いる、3.1.3 より電源回路・制御回路の耐電圧は 4,000V であるため、重要安全施設の機能が損なわれることはない。

(2) 計装回路

誘導サージの発生が認められなかった。そのため、400kA 落雷時を考慮

しても重要安全施設の機能が損なわれることはない。

第 7-2-2 表 評価結果

評価対象設備		雷サージ 電圧 (V)	雷サージ 耐電圧 (V)	評価
電源回 路・制御 回路	原子炉建 屋内	800	4,000	影響なし
計装回路	原子炉建 屋内	— (測定され ず)	500	影響なし

3.3 まとめ

以上の結果から、設計基準雷撃電流値 400kA の落雷に対して、発電所における重要安全施設の機能が損なわれないことを確認した。

4. 参考文献

- (1) 電力中央研究所 (1985) : 東海第二発電所接地特性サージ試験結果, 電力中央研究所報告, 昭和 60 年 4 月
- (2) 電気学会 (1981) : 低圧制御回路絶縁試験法・試験電圧標準, J E C 210, 電気規格調査会標準規格
- (3) 日本原子力発電株式会社 (1984) : 東海第二発電所落雷事故について, 昭和 59 年 5 月
- (4) 電気事業連合会東海第二発電所落雷事故検討会 (1984) : 東海第二発電所 落雷事故検討報告書, 昭和 59 年 5 月

六ヶ所再処理施設における落雷事象について

1. はじめに

日本原燃株式会社六ヶ所再処理施設において、平成 27 年 8 月に発生した落雷に起因すると考えられる設備故障に関連し、発電所における耐雷設計について述べる。

なお、事象の内容については「再処理施設 分離建屋における安全上重要な機器の故障について」（平成 27 年 12 月 7 日、日本原燃株式会社）による。

2. 事象

六ヶ所再処理施設において、「高レベル廃液供給槽セル漏えい液受皿の漏えい液受皿液位計」（安全上重要な機器）の B 系の異常を示す警報の発報及び A 系の指示値が表示されない等の事象が発生した。調査の結果、安全上重要な機器について 17 機器の故障が見られた。これらの機器の故障は、要因分析の結果、落雷によるものである可能性が高いとしている。

3. 再処理施設における推定原因及び対策

本事象の推定原因としては、主排気筒への落雷による雷撃電流が、構内接地網に伝搬する過程で、信号ケーブルに電圧を誘起し、この誘導電圧により計器を損傷させた。また、地表面近くにトレンチ等の構造物が埋設されている再処理施設特有の構造が影響したと推定している。

対策として、建屋間を跨るケーブルへの雷サージによる影響を防止することを目的に保安器を設置している。

4. 発電所における耐雷設計

安全保護回路のケーブルは、建屋内に集約されており、六ヶ所再処理のように、広範な範囲に点在した建屋間を屋外トレンチ内ケーブルで結ぶ構造ではないこと、電氣的に同じ接地網に接続していることから、安全保護回路が損傷することはない。

7. 落雷影響評価について

(1) 基本方針

予想される最も苛酷と考えられる条件を設計基準として設定の上，安全施設のうち外部事象防護対象施設は，落雷による雷撃電流に対して維持され，安全機能を損なわない設計とする。

(2) 基準雷撃電流値の設定

基準雷撃電流値の設定は，以下の(2－1)を参照するとともに，参考として(2－2)を評価・確認のうえ設定する。

(2－1) 規格・基準類

原子力発電所における耐雷設計の規格・基準には電気技術指針 J E A G 4608 (2007) 「原子力発電所の耐雷指針」⁽¹⁾があり，以下のように規定している。

(a) 電力設備の避雷設備の設計について，電力中央研究所報告 T40

(1996) 「発電電所および地中送電線の耐雷設計ガイド」⁽²⁾を参照している。同ガイドでは，275kV 発電電所における送電線並びに電力設備に対し，100kA を想定雷撃電流として推奨している。

(b) 建築物等の避雷設備に関して，日本工業規格 J I S A 4201

(2003) 「建築物等の雷保護」や日本工業規格 J I S A 4201

(1992) 「建築物等の避雷設備（避雷針）」を参照している。J I S A 4201 (2003) では，保護レベル（Ⅰ～Ⅳ）に応じて雷保護システムを規定している。J E A G 4608 (2007) では原子力発電所の危険物施設に対する保護レベルを I E C / T S 61662 (1995) 「Assessment of

the risk of damage due to lightning」⁽³⁾に基づく選定手法により保護レベルⅣと評価している。一方、消防庁通知⁽⁴⁾に基づき、原子力発電所の危険物施設では保護レベルⅡを採用すると規定している。日本工業規格 J I S Z 9290-4 (2009) 「建築物内の電気及び電子システム」⁽⁵⁾においては、最大雷撃電流値が建築物の保護レベル (Ⅰ～Ⅳ) に応じて定められているが、保護レベルⅡの場合の最大雷撃電流値は、150kA と規定されている。

また、J E A G 4608 (2007) において参照している I E C / T S 61662 (1995) 「Assessment of the risk of damage due to lightning」においては、確率によりリスク評価を行っていることを踏まえ、東海第二発電所では、年超過頻度が 10^{-4} / 年値となる雷撃電流値を観測値から算出した。雷撃電流の観測記録として、発生した雷放電の発生時刻・位置を標定し、雷撃電流の大きさを推定できる株式会社フランクリンジャパンの運用する全国雷観測ネットワーク (J L D N^{※1}) により観測された落雷データを用いた。別紙 1 より、雷撃頻度解析として、東海第二発電所周辺を中心とした評価地域 900km²において 1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日にかけて実施された観測記録により求めた発電所を中心とした標的面積 4km²の範囲の雷撃密度は 4.09 回 / 年・km²である。また、観測記録により求めた雷撃電流値に対する累積頻度を使用し算出した結果、発電所において落雷の可能性が最も高い排気筒に対する年超過頻度が 10^{-4} / 年値となる雷撃電流値は 400kA となる。

※1: J L D N (Japan Lightning Detection Network) …落雷時に放出される電磁波を全国に設置された落雷位置標的システムを用いて落雷位置や雷撃電流の大きさを観測するネットワーク。全米雷観

測ネットワーク（NLDN：National Lightning Detection Network）と同様のシステム及びネットワーク方式を採用している。

(2-2) 観測記録による極値

雷撃電流の観測記録は全国観測ネットワーク（JLDN）により観測された落雷データを用いた。東海第二発電所構内敷地面積を包絡する標的面積 4km^2 の範囲において 1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日（約 19 年間）で観測された，最大雷撃電流値は 131kA である。

上記(2-1)～(2-2)を踏まえると，発電所に対して想定される雷撃電流が最も大きくなるのは(2-1)の規格・基準類を参照し算出する年超過頻度 10^{-4} ／年値である雷撃電流値 400kA であることから，基準雷撃電流値としては，400kA とする。

(3) 評価対象施設等の健全性評価

評価対象施設等が，設計基準の雷撃電流値（排気筒への 400kA の雷撃電流）によって安全機能を損なうことがない設計であることの評価・確認を実施した。

(3-1) 建屋

原子炉建屋などの建築基準法に定められる高さ 20m を超える建築物等には避雷設備を設けている。また，避雷設備の接地極を構内接地網と接続し接地抵抗を下げる等の対策を実施しており，影響を受けにくい設計としている。

(3-2) 原子炉建屋等に内包される設備

直撃雷に対しては、(3-1)で記載した雷害対策によって防護される。

雷サージに対しては、建屋に内包される電気・計装設備が、大地電位上昇により接地系間に生じる電位差や、雷電流の拡散による誘導電流により計装・制御ケーブル等に生じる雷サージ電圧によって、機器が絶縁破壊に至る可能性が有るが、プラントトリップ機能等を有する安全保護回路については、雷サージ電圧の侵入を抑制するために、ラインフィルタ及び絶縁回路の設置、鋼製筐体や金属シールド付信号ケーブルを採用していることから影響を受けにくい設計としている。

また、重要安全施設は、J E C 210 (1981)「低圧制御回路絶縁試験法・試験電圧標準」⁽⁶⁾に基づいた耐力を有している。発電所で実施した雷インパルス試験の結果を参考に、設計基準電流 400kA が落雷の可能性が高い排気筒に流れた場合の雷サージ電圧を評価した結果、重要安全施設の機能が損なわれないことを確認した。(別紙 2)

(3-3) 屋外設備

排気筒については接地を構内接地網に接続し、接地抵抗を低減しており、影響を受けにくい設計としている。また、残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系ポンプについては、別途竜巻対策により設置する防護ネット等によって遮蔽され、防護ネット等が接地網へと接続されているため、落雷に対して十分保護が出来ているといえる。

(4) 参考文献

- (1) 日本電気協会 (2007) : 原子力発電所の耐雷指針, 電気技術指

- 針， J E A G 4608
- (2) 電力中央研究所（1996）：発変電所および地中送電線の耐雷設計ガイド，電力中央研究所報告，T40
 - (3) International Electrotechnical Commission（1995）：
Assessment of the risk of damage due to lightning， I E C
／ T S 61662
 - (4) 消防庁（2005）：危険物の規則に関する規則の一部を改正する省令等の施行について，消防危第 14 号，平成 17 年 1 月 14 日
 - (5) 日本規格協会（2009）：建築物内の電気及び電子システム， J I
S Z 9290-4，雷保護第 4 部，日本工業規格
 - (6) 電気学会（1981）：低圧制御回路絶縁試験法・試験電圧標準，
J E C 210，電気規格調査会標準規格

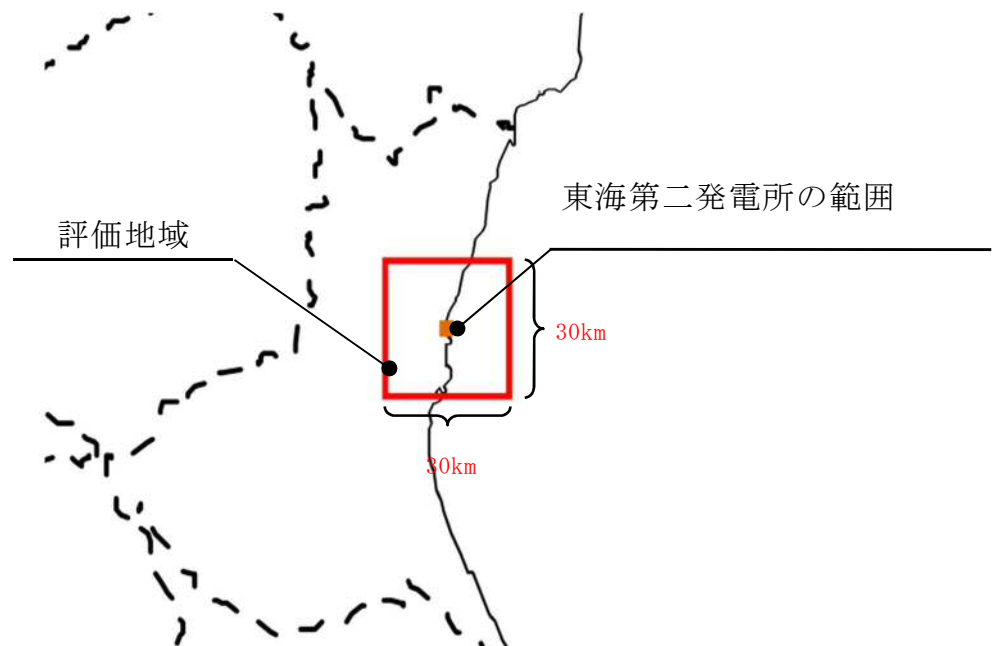
発電所排気筒への年超過確率による雷撃電流評価

1. 発電所構内への年超過確率による雷撃電流計算

J E A G 4608 (2007) 「原子力発電所の耐雷指針」⁽¹⁾に基づく I E C / T S 61662 (1995) 「Assessment of the risk of damage due to lightning」⁽²⁾の計算手法により排気筒への想定落雷数を算出し、発電所構内への年超過確率による雷撃電流計算を実施した。

2. 計算手法

第 7-1-1 図に示す東海第二発電所を中心とした評価地域 900km²の範囲で観測された落雷観測データ (1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日の期間) を基に発電所の範囲における雷撃数から I E C / T S 61662 (1995) による排気筒への想定落雷数 N_d 回/年を算出後、排気筒への年超過頻度 10^{-4} /年値となる雷撃電流値を算出する。



第 7-1-1 図 評価地域及び標的面積

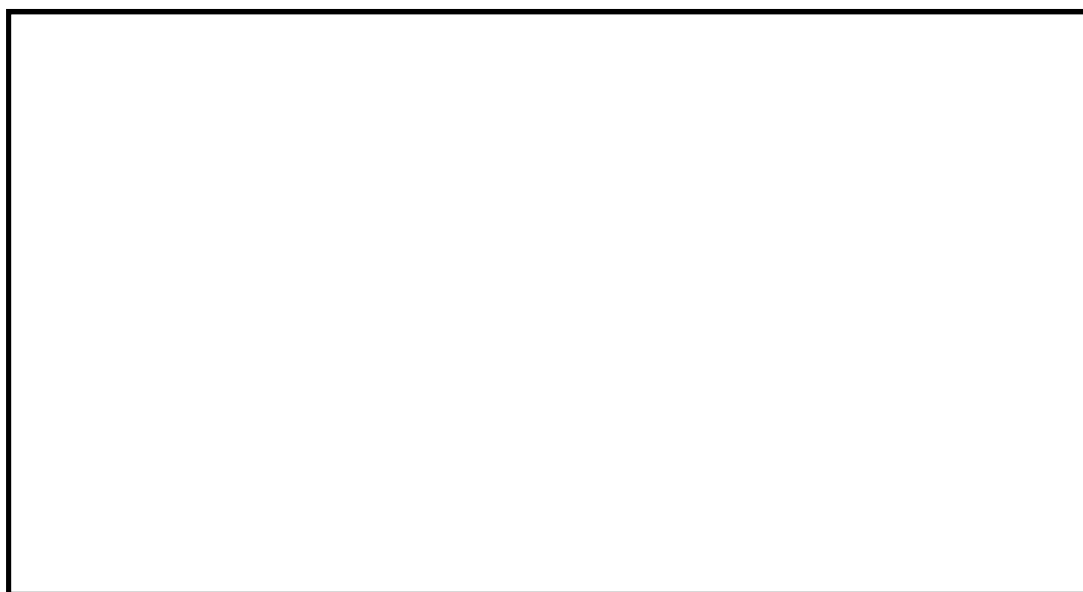
3. 雷撃対象と想定落雷数

(1) 雷撃対象

等価受雷面積^{※1}が最大となり、安全上重要な設備を内包する建屋（原子炉建屋など）の等価受雷面積を包絡する排気筒を代表建物として想定し、雷撃頻度を評価する。第 7－1－2 図参照。

※1：等価受雷面積…落雷の収集面積。構造物の高さを 3 倍とした水平離隔距離の領域を等価な受雷面積としている。第 7－1－3 図参照。

評価対象：排気筒



第 7－1－2 図 東海第二発電所における等価受雷面積

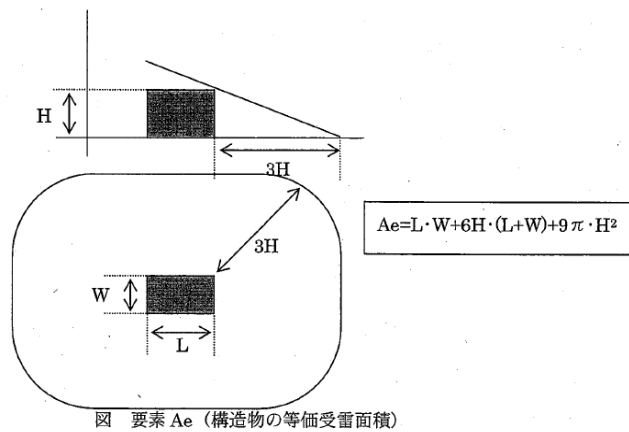


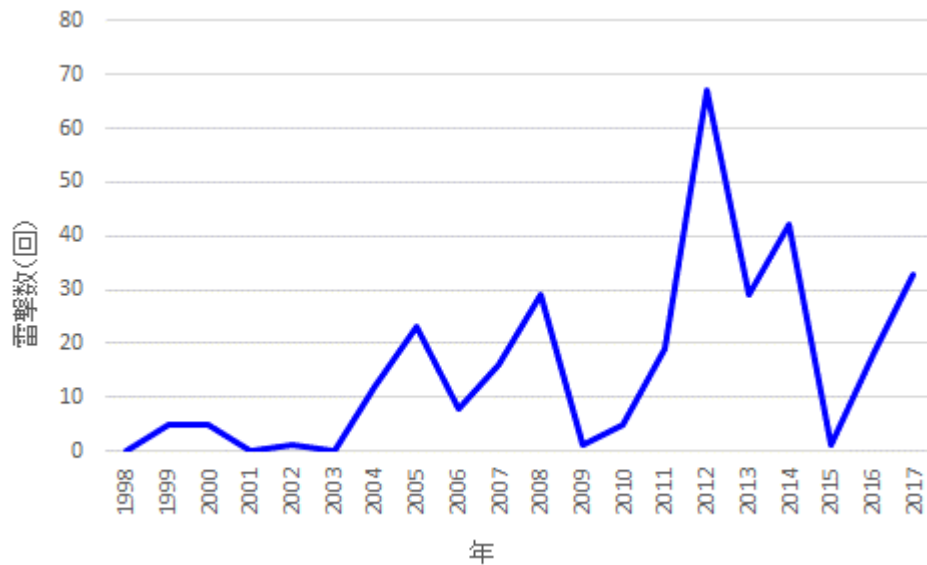
図 要素 Ae (構造物の等価受雷面積)

第 7－1－3 図 構造物の等価受雷面積

(J E A G 4608 (2007) 「原子力発電所の耐雷指針」)

(2) 想定落雷数

東海第二発電所構内を包絡した標的面積 4km^2 への 1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日の期間における雷撃数は、発電所落雷観測結果に基づけば、314 件である。第 7-1-4 図に構内雷撃観測の年別結果を示す。



第 7-1-4 図 構内雷撃観測の年別結果（1998 年 8 月から 2017 年 11 月）

東海第二発電所構内の観測記録を基に落雷密度 N_g 回/ $\text{km}^2 \cdot \text{年}$ を算出する。IEC 62858 (2015) 「Lightning density based on lightning location systems (LLS) -General principles」⁽³⁾ においては、落雷密度 N_g と雷撃密度 N_{sg} の関係については、下式とされている。

$$N_{sg} = 2N_g$$

N_{sg} : 単位時間及び単位面積当たりの対地雷撃数

N_g : 単位時間及び単位面積当たりの対地落雷数。落雷は通常、複数の雷撃からなり、これらの一連の現象をまとめて落雷として取り扱われている。

したがって、落雷密度 N_g は、

$$N_{sg} = \frac{314 \text{ 回}}{4\text{km}^2} \cdot \frac{1}{19.2 \text{ 年}} = 4.09 \text{ (回／年・km}^2\text{)}$$

$$N_g = \frac{N_{sg}}{2} = \frac{4.09}{2} = 2.05 \text{ (回／年・km}^2\text{)}$$

となる。

上記により算出した東海第二発電所構内の観測記録による落雷密度の妥当性を確認するため、①年間雷雨日数分布図^{※2}及び②標的面積 30km 四方での観測記録から算出した落雷密度との比較を行った。

① 年間雷雨日数分布図

従来より電力設備の耐雷設計において標準的に用いられている第 7－1－5 図に示す昭和 29 年度から昭和 38 年度の 10 年間の雷雨日数統計結果である年間雷雨日数分布図[※]より落雷密度を算出し、観測時期の違いにより落雷密度が有意に変わらないことを確認する。

年間雷雨日数分布図と落雷密度 N_g の関係については、下式とされている。したがって、年間雷雨日数分布図から算出される落雷密度は、

$$N_g = 0.1 \times I_{KL} = 0.1 \times 19 = 1.9 \text{ 回／年・km}^2$$

となり、東海第二発電所構内の観測記録を基に算出した落雷密度とほぼ同じ値となる。

② 標的面積 30km 四方での観測記録

年間雷雨日数分布図と同等の標的面積となる東海第二発電所を中心とした 30km 四方における 1998 年 1998 年 8 月 21 日から 2017 年 11 月 30 日の期間における観測記録から落雷密度を算出し、標的面積の違いにより落雷密度が有意に変わらないことを確認する。

$$N_{sg} = \frac{49155 \text{ 回}}{900\text{km}^2} \cdot \frac{1}{19.2 \text{ 年}} = 2.84 \text{ (回／年・km}^2\text{)}$$

$$N_g = \frac{N_{sg}}{2} = \frac{2.84}{2} = 1.42 \text{ (回／年・km}^2\text{)}$$

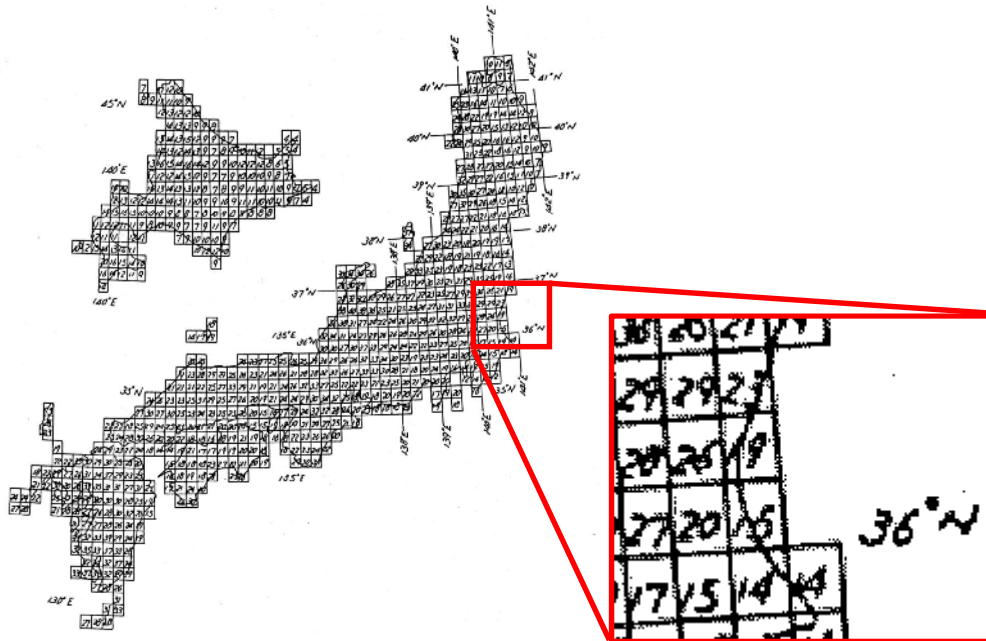
となり、東海第二発電所構内の観測記録を基に算出した落雷密度とほぼ同じ値となる。

したがって、①年間雷雨日数分布図及び②標的面積 30km 四方での観測記録から算出する落雷密度については同等であり、雷活動に対し有意な経年変化はなく、東海第二発電所構内での観測記録を耐雷設計として適用することは妥当である。

以上から、雷活動に対し有意な経年変化や標的面積による違いはないことを確認した。年超過頻度 10^{-4} ／年値の設定にあつては、雷撃密度から落雷密度の換算において、想定雷撃数は多いほど安全側評価となることから、1/2 とはせずに保守性を確保する。

$$N_g = \frac{314 \text{ 回}}{4\text{km}^2} \cdot \frac{1}{19.2 \text{ 年}} = 4.09 \text{ (回／年・km}^2\text{)}$$

※2：IKL マップ (Isokeraunic Level Map)。気象庁と電力中央研究所と共同して観測結果をもとに作成されたもの。従来より耐雷設計では雷撃密度 N_g は当該年間雷雨日数分布図を用いられてきた。



東海第二発電所周辺は 19

第 7-1-5 図 年間雷雨日数分布図

(昭和 29 年度から昭和 38 年度の 10 年度平均)

排気筒の等価受雷面積 A_{ekm^2} を算出する。

排気筒：28m (L) × 28m (W) × 140m (H)

$$A_e = L \cdot W + 6H \cdot (L + W) + 9\pi \cdot H^2 = 28 \cdot 28 + 6 \cdot 140 \cdot (28 + 28) + 9 \cdot \pi \cdot 140^2$$

$$= 610000(m^2) = 0.61 (km^2)$$

となる。

構造物の設置された環境条件により定まる環境係数 C_e は、第 7-1-1 表より 1.0 とする。

環境条件	C_e の値
同じ様な高さ、又は塔や森林の様に高い建設群や樹木のある広い範囲に位置する建物	0.2
小さな建物群に囲まれた建物	0.5
建物の高さの 3 倍の範囲に建物がない独立した建物	1.0
丘の上や塚の上に位置する建物	2.0

第 7-1-1 表 環境係数 C_e

(J E A G 4608(2007)「原子力発電所の耐雷指針」)

以上より，想定落雷数 N_d 回／年を算出する。

$$N_d = N_g \cdot A_e \cdot C_e = 4.09 \cdot 0.61 \cdot 1.0 = 2.5 \text{ (回／年)}$$

上記より，排気筒への年間雷撃数は 2.5 回／年と算出される。

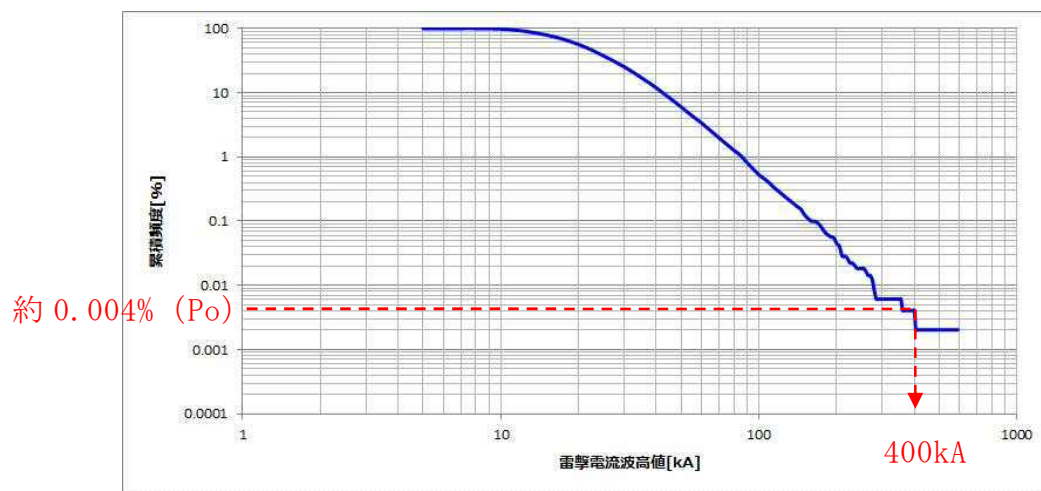
以上を考慮すると，再現期間を y として排気筒への雷撃数 N_t は以下のようになる。

$$N_t = N_d \cdot y$$

これらの雷撃について，発生する電流最大値を雷撃電流分布での確率 $P=1/(N_t)$ の点で評価する。雷撃電流分布に関しては，株式会社フランクリンジャパンの運用する全国雷観測ネットワーク（JLDN）により観測された落雷データに基づき評価する（第 7-1-6 図）。なお，再現期間は 10^4 年とする。

$$N_t = 2.5 \cdot 10^4 = 25000 \text{ 回}$$

確率 $P_o=1/(25000)$ に対する電流値は 400kA となる。



第 7-1-6 図 全国雷観測ネットワーク（JLDN）観測の電流分布

なお，相対的に雷撃数の多い至近 5 年間（2013 年 1 月から 2017 年 11 月）の観測記録を用いた場合においても，雷撃密度を落雷密度に換算する際に $1/2$ とする本来の手法で年超過頻度 10^{-4} ／年値を算出した結果，340kA と

評価され、400kA を下回る。

4. まとめ

排気筒に対する、 10^{-4} ／年値の頻度となる想定最大雷撃電流を保守的に算出した結果は、400kA となった。

5. 参考文献

- (1) 日本電気協会 (2007) : 原子力発電所の耐雷指針, 電気技術指針, J E A G 4608
- (2) International Electrotechnical Commission (1995) :
Assessment of the risk of damage due to lightning, I E C /
T S 61662
- (3) International Electrotechnical Commission (2015) :
Lightning density based on lightning location systems (LLS)
-General principles, I E C 62858

建屋内重要設備の雷リスク評価

1. 評価概要

設備の落雷に対する耐力の定量的な評価方法については、既往の文献等や最新の知見を踏まえ、可能な限り現実的かつ網羅的な評価を実施する。

2. 雷サージ評価対象設備

排気筒へ落雷し、大地に安全に雷電流が逃された場合でも、大地電位上昇により接地系間に生じる電位差や、雷電流の拡散による誘導電流により、計装・制御ケーブル等に生じる雷サージ電圧※¹によって、機器が絶縁破壊に至る可能性が有る。

※1：J E A G 4608（2007）において、原子力発電所の構内接地系に雷サージ（電流）が流入すると、屋外に布設された計測制御ケーブルに雷サージに起因する雷サージ電圧が発生するが、その発生機構については大別して次の3つが考えられるとされている。

- i) 雷サージが構内接地系に流入すると流入点付近の接地電位が上昇し、構内接地系の電位分布が動揺する。このため、ケーブルの一端の電位が接地電位の動揺に応じて変動し他端にこれが進行する。
- ii) 雷サージが埋設接地線に流れると、埋設接地線とケーブルとの間の相互サージインピーダンスと自己インピーダンスにより決定される誘導電圧が発生し伝播する。
- iii) 大地面とケーブルとの静電結合により大地面電位変動がケーブルの両端へ伝播される。

そこで、重要安全施設に発生する雷サージ電圧により、重要安全施設が損傷するリスクを評価する。

なお、重要安全施設以外の安全施設については、クラス間で分離がなされており、落雷による損傷があったとしても重要安全施設に波及することは無く、重要安全施設の機能は維持されることから本評価対象から除外した。

3. 建屋内重要設備の雷リスク評価

3.1 評価方針

3.1.1 想定する落雷

想定する落雷は、設計基準として設定した、排気筒への 400kA の雷撃電流とする。

3.1.2 評価方法

落雷時に重要安全施設に加わる雷サージ電圧を推定する際に、過去に東海第二発電所において実施した雷インパルス試験の結果⁽¹⁾を使用する。

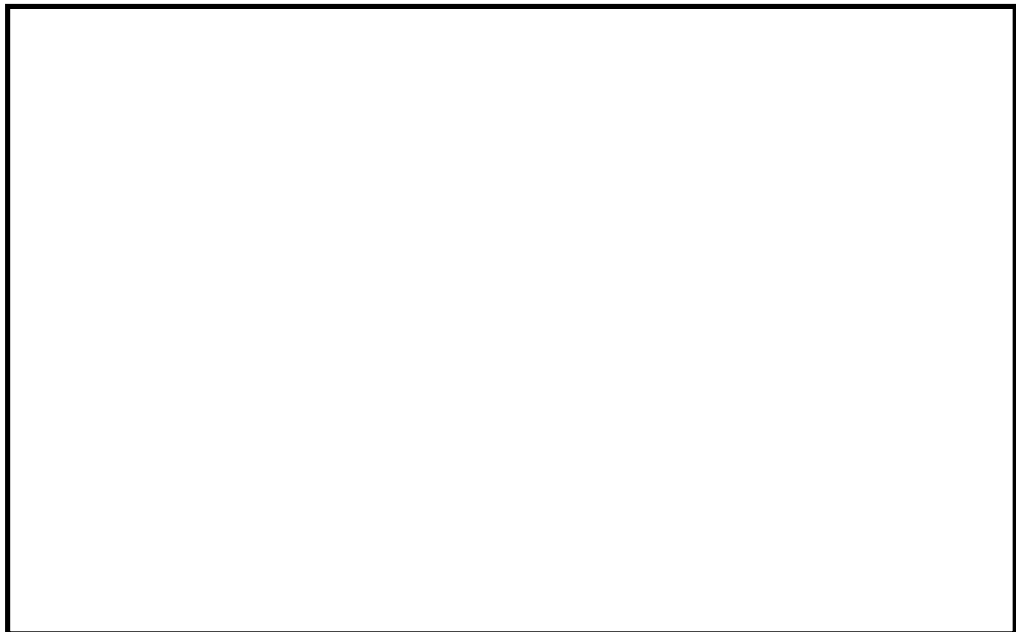
雷インパルス試験では、雷電流波形を模擬した電流 (250A) を排気筒に雷インパルス発生装置（以下 IG）を用いて印加し、計装制御回路の過電圧の測定を行った。第 7-2-1 図に構内配置、IG 設置位置のイメージ及び、試験に用いた雷インパルスの発生回路図を示す。

第 7-2-1 表に雷インパルス試験及び、400kA 落雷時の換算値を示す。雷サージ電圧の換算値は雷インパルス試験の結果を保守的に比例関係^{※2}にあるとして外挿し算出した。実際には雷撃電流値が大きくなるほど、土中放電効果（雷サージ電圧が低下する）の影響が大きくなるため、これは保守的な評価となる。この結果と、機器の雷サージ耐電圧値を比較し落雷による影響がないことを確認する。

※2：ケーブルの雷サージ電圧は、布設される近傍接地系に流入した雷サージ進行波による電磁界、電位動揺により発生し伝搬する。この電磁

界，電位動揺を支配するものは，接地系へ流入する雷サージの時間的变化（ di/dt ）であり，雷サージ波形の波頭峻度がその最も大きな要因となる。波頭峻度は，波高値によって決まり，波高値が高いほど高くなる。したがって，ケーブルの雷サージ電圧は，雷撃電流波頭峻度を支配している波高値に概略比例して大きくなるものと考えられる。

また，落雷による施設への影響として，雷サージ以外にもノイズの影響が考えられるが，ノイズにより設備自体が損傷することは無く，重要安全施設の機能は維持されることから本評価対象から除外した。



第 7－2－1 図 雷インパルス試験

第 7－2－1 表 雷インパルス測定試験結果

測定点	ケーブル ル種類	誘導電圧測定値 (V)		400kA 換算値 (V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
非常用ディー ゼル発電機 2D 制御盤	電源	0.5	－	800 (=0.5V× 400kA/250A)	－
上記以外重要安全施設への誘導サージの発生は認められなかった。 ⁽³⁾⁽⁴⁾					

3.1.3 雷サージ耐電圧値

(1) 電源回路・制御回路

J E C 210 (1981) 「低圧制御回路絶縁試験法・試験電圧標準」⁽²⁾ において重要安全施設に要求される電源回路・制御回路の雷インパルス試験電圧の 4,000V を用いる。

(2) 計装回路

個別機器に対して耐電圧値を明確に定めた基準は無いが、型式試験等により確認された値の下限值 500V を用いる。

3.2 評価結果

3.2.1 影響評価

(1) 電源回路・制御回路

400kA 落雷時サージ電圧として、第 7－2－1 表の最大値である 800V を用いる、3.1.3 より電源回路・制御回路の耐電圧は 4,000V であるため、重要安全施設の機能が損なわれることはない。

(2) 計装回路

誘導サージの発生が認められなかった。そのため、400kA 落雷時を考慮

しても重要安全施設の機能が損なわれることはない。

第 7-2-2 表 評価結果

評価対象設備		雷サージ 電圧 (V)	雷サージ 耐電圧 (V)	評価
電源回 路・制御 回路	原子炉建 屋内	800	4,000	影響なし
計装回路	原子炉建 屋内	— (測定され ず)	500	影響なし

3.3 まとめ

以上の結果から、設計基準雷撃電流値 400kA の落雷に対して、発電所における重要安全施設の機能が損なわれないことを確認した。

4. 参考文献

- (1) 電力中央研究所(1985)：東海第二発電所接地特性サージ試験結果，電力中央研究所報告，昭和 60 年 4 月
- (2) 電気学会(1981)：低圧制御回路絶縁試験法・試験電圧標準，J E C 210，電気規格調査会標準規格
- (3) 日本原子力発電株式会社(1984)：東海第二発電所落雷事故について，昭和 59 年 5 月
- (4) 電気事業連合会東海第二発電所落雷事故検討会(1984)：東海第二発電所 落雷事故検討報告書，昭和 59 年 5 月

六ヶ所再処理施設における落雷事象について

1. はじめに

日本原燃株式会社六ヶ所再処理施設において、平成 27 年 8 月に発生した落雷に起因すると考えられる設備故障に関連し、発電所における耐雷設計について述べる。

なお、事象の内容については「再処理施設 分離建屋における安全上重要な機器の故障について」（平成 27 年 12 月 7 日、日本原燃株式会社）による。

2. 事象

六ヶ所再処理施設において、「高レベル廃液供給槽セル漏えい液受皿の漏えい液受皿液位計」（安全上重要な機器）の B 系の異常を示す警報の発報及び A 系の指示値が表示されない等の事象が発生した。調査の結果、安全上重要な機器について 17 機器の故障が見られた。これらの機器の故障は、要因分析の結果、落雷によるものである可能性が高いとしている。

3. 再処理施設における推定原因及び対策

本事象の推定原因としては、主排気筒への落雷による雷撃電流が、構内接地網に伝搬する過程で、信号ケーブルに電圧を誘起し、この誘導電圧により計器を損傷させた。また、地表面近くにトレンチ等の構造物が埋設されている再処理施設特有の構造が影響したと推定している。

対策として、建屋間を跨るケーブルへの雷サージによる影響を防止することを目的に保安器を設置している。

4. 発電所における耐雷設計

安全保護回路のケーブルは、建屋内に集約されており、六ヶ所再処理のように、広範な範囲に点在した建屋間を屋外トレンチ内ケーブルで結ぶ構造ではないこと、電氣的に同じ接地網に接続していることから、安全保護回路が損傷することはない。

東海第二発電所

溢水による損傷の防止等

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第9条：溢水による損傷の防止等

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置，構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性の説明

2. 溢水による損傷の防止等

別添資料

別添資料1 東海第二発電所 内部溢水の影響評価について

別添資料2 東海第二発電所 運用，手順説明資料 溢水による損傷の防止

別添資料3 東海第二発電所 内部溢水影響評価における確認プロセスに

ついて

<概 要>

1. において，設計基準対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求事項に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準対処設備について，追加要求事項に適合するため必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

溢水による損傷の防止等について，設置許可基準規則第 9 条及び技術基準規則第 12 条を表 1 に示す。また，表 1 において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

表 1 設置許可基準規則第九条及び技術基準規則第十二条 要求事項

設置許可基準規則 第9条（溢水による損傷の防止等）	技術基準規則 第12条（発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止）	備考
安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は，防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	追加要求事項
2 設計基準対象施設は，発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は，当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加要求事項

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対処施設

(d) 溢水による損傷の防止

安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料プールにおいては、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

ここで、これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について、これら設備が、没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。また、溢水の影響により発電用原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準

事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

溢水評価では、溢水源として発生要因別に分類した以下の溢水を主として想定する。また、溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。

- ・ 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
- ・ 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水
- ・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プール等のスロッシングにより発生する溢水を含む。）

溢水評価に当たっては、溢水防護対象設備の機能喪失高さ（溢水の影響を受けて、溢水防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ）及び溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、設備等の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

溢水評価において、溢水影響を軽減するための壁、扉、堰等の浸水防護設備、床ドレンライン、防護カバー、ブローアウトパネル等の設備については、必要により保守点検や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損等によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(2) 安全設計方針

1.6 溢水防護に関する基本方針

設置許可基準規則の要求事項を踏まえ、安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。

そのために、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、使用済燃料プールにおいては、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。

これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）について、設置許可基準規則第九条及び第十二条の要求事項を踏まえ「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（平成26年8月6日原規技発 第1408064 号原子力規制委員会決定）」（以下「溢水評価ガイド」という。）も参照し、以下のとおり選定する。

- ・重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備
- ・プール冷却及びプールへの給水の機能を適切に維持するために必要な設備

発電用原子炉施設内における溢水として、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動並びに使用済燃料プールのスロッシングにより発生した溢水を考慮し、溢水防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。さらに、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、

原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「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。）に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。

地震、津波、竜巻、降水等の自然現象による波及的影響により発生する溢水に関しては、溢水防護対象設備、溢水源となる屋外タンク等の配置も踏まえて、最も厳しい条件となる自然現象による溢水の影響を考慮し、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管が破損することにより、当該容器又は配管から放射性物質を含む液体の漏えいを想定する場合には、溢水が管理区域外へ漏えいしないよう、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路を制限する設計とする。

1.6.1 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、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（以下「重要度分類審査指針」という。）における分類のクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に属する構築物、系統及び機器とする。

この中から、溢水防護上必要な機能を有する構築物、系統及び機器を選定する。具体的には、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため、並びに、使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要となる、重要度分類審査指針における分類のクラス1、2 に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その

機能を期待するクラス3に属する構築物，系統及び機器を抽出する。

以上を踏まえ，溢水防護対象設備として，重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器，並びに，使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な構築物，系統及び機器を抽出する。

なお，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，溢水により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。

以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を第1.6.1-1表に示す。

なお，抽出された溢水防護対象設備のうち，以下の設備は溢水影響を受けても，必要とされる安全機能を損なわないことから，溢水による影響評価の対象として抽出しない。

(1) 溢水の影響を受けない静的機器

構造が単純で外部から動力の供給を必要としないことから，溢水の影響を受けて安全機能を損なわない容器，熱交換器，フィルタ，安全弁，逆止弁，手動弁，配管及び没水に対する耐性を有するケーブル。

(2) 原子炉格納容器内に設置されている機器

原子炉格納容器内で想定される溢水である原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）時の原子炉格納容器内の状態を考慮しても，没水，被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認している機器。

(3) 動作機能の喪失により安全機能に影響しない機器

機能要求のない電動弁及び状態が変わらず安全機能に影響しない電動弁。
フェイルセーフ設計となっている機器であり，溢水の影響により動作機能を損なった場合においても，安全機能に影響がない機器。（フェイルセーフ設計となっている機器であっても，電磁弁，空気作動弁については，溢水による誤動作等防止の観点から安全側に防護対象設備に分類）

(4) 他の機器で代替できる機器

他の機器により要求機能が代替できる機器。ただし、代替する他の機器が同時に機能喪失しない場合に限る。

第 1.6.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備 (1/3)

機能	系統・機器	重要度 分類
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系	MS-1
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防 止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)	MS-1
原子炉停止後における除熱のための		
残留熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モ ード)	MS-1
注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	MS-1
圧力逃がし機能	逃がし安全弁 (手動逃がし機能) 自動減圧系 (手動逃がし機能)	MS-1
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷 却のための		
原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系	MS-1
原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード) 高圧炉心スプレイ系	MS-1
格納容器内又は放射性物質が格納容器内 から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物 質の濃度低減機能	非常用ガス処理系 非常用ガス再循環系	MS-1
格納容器の冷却機能	格納容器スプレイ冷却系	MS-1
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系	MS-1
非常用交流電源から非常用の負荷に対し 電力を供給する機能	所内非常用母線 (交流)	MS-1
非常用直流電源から非常用の負荷に対し 電力を供給する機能	所内非常用母線 (直流)	MS-1
非常用の交流電源機能	非常用所内電源系 (非常用ディーゼル 発電機含む)	MS-1
非常用の直流電源機能	直流電源系	MS-1
非常用の計測制御用直流電源機能	計器用電源系	MS-1
補機冷却機能	残留熱除去系海水系, 非常用ディーゼ ル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ 系ディーゼル発電機海水系	MS-1
冷却用海水供給機能		MS-1
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系	MS-1

第 1.6.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備 (2/3)

機能	系統・機器	重要度 分類
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁 自動減圧機能及び主蒸気隔離弁のアク ュムレータ	MS-1
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する 配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉格納容器バウンダリを構成する配 管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁	MS-1
原子炉停止系に対する作動信号（常用系 として作動させるものを除く）の発生機 能	原子炉保護系（安全保護系）	MS-1
工学的安全施設に分類される機器若しく は系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系	MS-1
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	計測制御装置 原子炉圧力及び原子炉水位	MS-2
事故時の炉心冷却状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及びサプレ ッション・プール水温	MS-2
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	計測制御装置及び放射線監視装置 原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率及び サプレッション・プール水温	MS-2
事故時のプラント操作のための情報の把 握機能	計測制御装置 原子炉圧力 原子炉水位 格納容器圧力 サプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格 納容器酸素濃度	MS-2
	気体廃棄物処理系設備エリア排気放射 線モニタ 排気筒モニタ	MS-3

第 1.6.1-1 表 溢水から防護すべき系統設備 (3/3)

機能	系統・機器	重要度 分類
燃料プール冷却機能	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	PS-3
燃料プールへの給水機能	残留熱除去系	MS-2

1.6.2 考慮すべき溢水事象

溢水源及び溢水量としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定して評価することとし、評価条件については溢水評価ガイドを参照する。

- a. 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）
- b. 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）
- c. 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料プールのスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）
- d. その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）

溢水源となり得る機器は、流体を内包する容器及び配管とし、a.又はc.の評価において破損を想定するものは、それぞれの評価での溢水源として設定する。

a.又はb.の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損、又は単一箇所での異常状態の発生とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。

1.6.3 溢水源及び溢水量の想定

1.6.3.1 想定破損による溢水

(1) 想定破損における溢水源の想定

想定破損による溢水については、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。

また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、以下で定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。

- ・「高エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃を超えるか又は運転圧力が1.9MPa[gage]を超える配管。ただし、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。
- ・「低エネルギー配管」とは、呼び径25A（1B）を超える配管であって、プラントの通常運転時に運転温度が95℃以下で、かつ運転圧力が1.9MPa[gage]以下の配管。ただし、被水の影響については配管径に関係なく評価する。なお、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。
- ・高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ、低エネルギー配管として扱う。

配管の破損形状の想定に当たっては、高エネルギー配管は、原則「完全全周破断」、低エネルギー配管は、原則「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下「貫通クラック」という。）」を想定する。ただし、応力評価を実施する配管については、発生応力 S_n と許容応力 S_a の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく破損形状を想定する。また、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減

肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。

【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

$$S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{\ast 1} \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

※1 クラス1 配管は2.4Sm 以下，クラス2 配管は0.8Sa 以下

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{\ast 2} \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

$$0.4 \times \text{許容応力}^{\ast 2} < S_n \leq 0.8 \times \text{許容応力}^{\ast 3} \Rightarrow \text{貫通クラック}$$

※2 クラス1配管は1.2Sm 以下，クラス2，3又は非安全系配管は0.4Sa以下

※3 クラス1配管は2.4Sm 以下，クラス2，3又は被安全系配管は0.8Sa以下

【低エネルギー配管】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管

$$S_n \leq 0.4S_a \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管

$$S_n \leq 0.4 \times \text{許容応力}^{\ast 4} \Rightarrow \text{破損想定不要}$$

※4 クラス1配管は1.2Sm 以下，クラス2，3又は非安全系配管は0.4Sa以下

ここで S_n ， S_m ， S_a は日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2005)」による。

(2) 想定破損における溢水量の設定

想定する破損箇所は溢水防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とし，溢水量は，異常の検知，事象の判断及び漏えい箇所の特定並

びに現場又は中央制御室からの隔離により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作含む。）を適切に考慮し、想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。なお、手動による漏えい停止の手順は、保安規定又はその下位規定に定める。

ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量に漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定する。

1.6.3.2 消火水の放水による溢水

(1) 溢水源の想定

消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備等からの放水を溢水源として設定する。

消火栓以外の設備としては、スプリンクラや格納容器スプレイ冷却系があるが、溢水防護対象設備が設置されている建屋には、スプリンクラは設置しない設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しない。

また、原子炉格納容器内の溢水防護対象設備については、格納容器スプレイ冷却系の作動により発生する溢水により安全機能を損なわない設計とする。なお、格納容器スプレイ冷却系は、単一故障による誤作動が発生しないように設計上考慮されていることから誤作動による溢水は想定しない。

(2) 溢水量の設定

消火設備等からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する。

消火設備等のうち、消火栓からの放水量については、3時間の放水により想定される溢水量を設定する。

1.6.3.3 地震起因による溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

① 地震起因による溢水源の想定

地震起因による溢水については、溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動 S_s による地震力により破損が生じる機器を溢水源として設定する。

耐震 S クラス機器については、基準地震動 S_s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、耐震 B 及び C クラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しない。

② 地震起因による溢水量の設定

溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち溢水防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる配管については破断形状を完全全周破断とし、溢水源となる容器については全保有水量を考慮した上で、溢水量を算出する。また、漏えい検知による漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。ここで、漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定する。なお、地震時には機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性があることから、漏えい検知による自動隔離機能を有する場合を除き、

隔離による漏えい停止は期待しない。

基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震性が確保されない循環水配管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。

(2) 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水

① 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水源の想定

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水については、基準地震動 S_s による地震力により生じる使用済燃料プールのスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。

② 使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の設定

使用済燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動 S_s による地震力により生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。

また、施設定期検査中の使用済燃料プール、原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールのスロッシングについても評価を実施する。

耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。

- ・構造強度評価に係る応答解析は、基準地震動 S_s を用いた動的解析によることとし、機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。

その上で、当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い、それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。

- ・応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

- ・応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は、詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し、簡易的な手法での評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。
- ・基準地震動 S_s による地震力に対する発生応力の評価基準値は、安全上適切と認められる規格及び基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。
- ・バウンダリ機能確保の観点から、設備の実力を反映する場合には、規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。

1.6.3.4 その他の溢水

その他要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。

1.6.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

(1) 溢水防護区画の設定

溢水防護に対する評価対象区画を溢水防護区画とし、溢水防護対象設備が設置されている全ての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定する。溢水防護区画は壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組み合わせによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰、床段差等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、溢水の伝播に対する評価条件を設定する。

(2) 溢水経路の設定

溢水影響評価において考慮する溢水経路は、溢水防護区画とその他の区画との間における伝播経路となる扉、壁貫通部、天井貫通部、床面貫通部、床ドレン等の接続状況及びこれらに対する溢水防護措置を踏まえ、溢水防護区画内の水位が最も高くなるよう保守的に設定する。

具体的には、溢水防護区画内で発生する溢水に対しては、床ドレン、貫通部、扉から他区画への流出は想定しない（床ファンネル、機器ハッチ、開口扉等、定量的に他区画への流出を確認できる場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

溢水防護区画外で発生する溢水に対しては、床ドレン、開口部、貫通部、扉を通じた溢水防護区画内への流入が最も多くなるよう（流入防止対策が施されている場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を算出する。

なお、上層階から下層階への伝播に関しては、全量が伝播するものとする。溢水経路を構成する壁、扉、堰、床段差等は、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

また、貫通部に実施した流出及び流入防止対策も同様に、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できるとともに、保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。

なお、火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮する。消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮する。

また、以下の火災防護対応による措置も区画分離として考慮する。

安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ，Ⅲの境界を3時間以上の耐火能力を有する耐火壁・隔壁等で分離する。

また、施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合も想定する。

具体的には，プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響について評価を行い，ハッチ開放時の堰の設置や床ドレンファンネルの閉止により，溢水影響が他に及ばない運用を行う。

1.6.5 溢水防護対象設備を防護するための設計方針

想定破損による溢水，消火水の放水による溢水，地震起因による溢水及びその他の溢水に対して，溢水防護対象設備が以下に示す没水，被水及び蒸気の影響を受けて，原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止，及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。また，停止状態にある場合は，引き続きその状態を維持できる設計とするとともに，使用済燃料プールのスロッシングにおける水位低下を考慮しても，使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が維持できる設計とする。

また，溢水評価において，現場操作が必要な設備に対しては，必要に応じて区画の溢水水位，環境の温度及び放射線量を考慮しても，運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とする。ただし，滞留水位が200mmより高くなる区画で，アクセスが必要な場所については，想定される水位に応じて必要な高さの歩廊を設置し，アクセスに影響のないよう措置を講じることとする。なお，必要となる操作を中央制御室で行う場合は，操作を行う運転員は中央制御室に常駐していることからアクセス性を失わずに対応できる。

1.6.5.1 没水の影響に対する設計方針

(1) 没水の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「1.6.4 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し，溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には，以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 発生した溢水による水位が，溢水の影響を受けて溢水防護対象設備

の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと。このとき、溢水による水位の算出にあたっては、区画の床勾配、区画面積、系統保有水量、流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、保有水量や伝播経路の設定において十分な保守性を確保するとともに、人員のアクセスルートにおいて発生した溢水による水位に対して200mm以上の裕度が確保されていることとする。具体的には、床勾配の考慮を一律100mm、人のアクセス等により一時的な水位変動や流況も考慮し、一律100mmの裕度を確保する設計とする。区画の滞留面積の算出においては、除外面積を考慮した算出面積に対して、30%の裕度を確保する。さらに、溢水防護区画への資機材の持ち込み等による床面積への影響を考慮することとする。系統保有水量の算定にあたっては、算出量に10%の裕度を確保する。

機能喪失高さについては、溢水防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。機能喪失高さは実力高さ（各防護対象機器等の機能喪失部位の高さ）に余裕を考慮した評価高さを基本とするが、評価高さで没水する場合には、実力高さを用いて評価する。

溢水防護対象設備の実力高さと評価高さの例を第1.6.5.1-1表に示す。

- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を

考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

第1.6.5.1-1表 溢水防護対象設備の機能喪失高さの考え方

機器	機能喪失高さ	
	実力高さ	評価高さ
弁	①電動弁：弁駆動装置下部 ②空気作動弁，各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・電動弁，空気作動弁とも <u>弁配管の中心高さ</u>
ダンパ 及び ダクト	・各付属品のうち，最低高さの付属品の下端部	・ダンパ，ダクトとも <u>中心高さ（配管ダクトの場合）</u> ・ダンパ，ダクトの下端高さ
ポンプ	①ポンプ又はモータのいずれか低い方の下端 ②モータは下端部	・ポンプ，モータの <u>基礎＋架台高さ</u> のいずれか低い箇所
ファン	・モータ下端部又は吸込み口高さの低い方	・ファン又はモータの <u>基礎＋架台高さ</u> のいずれか低い箇所の高さ
計器	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方	・計器類は計器本体又は伝送器の下端部のいずれか低い方 ・計器ラックは <u>床面高さ</u>
電源・盤	・端子台等最下部	・ <u>床面高さ</u>

(2) 没水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が没水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

a. 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。

b. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより溢水量を低減する。

e. その他の溢水のうち機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等に対しては、漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し、溢水防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とする。

② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 溢水防護対象設備の設置高さを嵩上げし、評価の各段階における保守性と併せて考慮した上で、溢水防護対象設備の機能喪失高さが、発生した溢水による水位を十分な裕度を持って上回る設計とする。
- b. 溢水防護対象設備周囲に浸水防護堰を設置し、溢水防護対象設備が没水しない設計とする。設置する浸水防護堰については、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。

1.6.5.2 被水の影響に対する設計方針

(1) 被水の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水並びに天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 溢水防護対象設備があらゆる方向からの水の飛まつによっても有害な影響を生じないように、以下に示すいずれかの保護構造を有していること。
 - (a) 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有すること。
 - (b) 実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置がなされていること。

- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことの無いこと。

その際、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 被水の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の溢水に対して、壁、扉、堰等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止することにより被水の影響が発生しない設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉、堰等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

- c. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動 S_s による地震力に対

して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とする。

- d. 消火水の放水による溢水に対しては、溢水防護対象設備が設置されている溢水防護区画において固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより、被水の影響が発生しない設計とする。

また、水消火を行う場合には、水消火による被水の影響を最小限に止めるため、溢水防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことを消火活動における運用及び留意事項として「火災防護計画」に定める。

② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IPコード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行う。

1.6.5.3 蒸気放出の影響に対する設計方針

(1) 蒸気放出の影響に対する評価方針

「1.6.2 考慮すべき溢水事象」にて設定した溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

具体的には、以下に示す要求のいずれかを満足していれば溢水防護対象設備が安全機能を損なうおそれはない。

- a. 溢水防護対象設備が溢水源からの漏えい蒸気を考慮した耐蒸気仕様を有すること。
- b. 溢水防護対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が同時に溢水の影響を受けないような別区画に設置され、同時に安全機能を損なうことのないこと。

その際、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、安全評価指針に基づき必要な機器の単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行うこと。

(2) 蒸気放出の影響に対する防護設計方針

溢水防護対象設備が蒸気放出の影響により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水防護区画外の蒸気放出に対して、壁、扉等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。

流入防止対策として設置する壁、扉等は、溢水により発生する蒸気に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

- b. 溢水源となる系統を、溢水防護区画外で閉止することにより、溢水防護区画内において蒸気放出による影響が発生しない設計とする。
- c. 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、

補強工事等の実施により発生応力を低減し、破損形状を特定することにより蒸気放出による影響を軽減する設計とする。

- d. 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施することにより基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を確保する設計とし、溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とする。

- e. 蒸気の漏えいを検知し、中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）を行うための自動検知・遠隔隔離システムを設置し、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とする。

また、自動検知・遠隔隔離システムだけでは溢水防護対象設備の健全性が確保されない場合には、破損想定箇所に防護カバーを設置することで漏えい蒸気量を抑制して、溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とする。

さらに、信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期検知する設計とする。

- f. 主蒸気管破断事故時等には、建屋内外の差圧によるブローアウトパネルの開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。

蒸気影響評価における想定破損評価条件を第1.6.5.3-1表に示す。

第 1.6.5.3-1表 蒸気影響における配管の想定破損評価条件

系 統		破損想定	隔離
原子炉隔離時冷却系蒸気系， 補助蒸気系	一般部（1Bを超える）	貫通クラック	自動/手動
	ターミナルエンド部	完全全周破断	手動
	一般部（1B以下）		

② 溢水防護対象設備に対する対策

- a. 蒸気放出の影響に対して耐性を有しない溢水防護対象設備については、蒸気曝露試験又は机上評価によって蒸気放出の影響に対して耐性を有することが確認された機器への取替を行う。
- b. 溢水防護対象設備に対し、実機での蒸気条件を考慮しても安全機能を損なわないことを蒸気曝露試験等により確認したシールやパッキン等による蒸気防護措置を行う。

1.6.5.4 その他の要因による溢水に対する設計方針

地下水の流入、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えいに対して、漏えい検知システムや床ドレンファンネルからの排水等により早期に検知し、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.6.5.5 使用済燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

基準地震動 S_s による地震力によって生じるスロッシング現象を三次元流動解析により評価し、使用済燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。その際、使用済燃料プールの初期条件は保守的となるように設定する。算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料プールの水位低下を考慮しても、使用済燃料プールの冷却機能及び使用済燃料プールへの給水機能が確保されるため、それらを用いることにより適切な水温（水温65℃以下）及び遮へい水位を維持できる設計とする。

1.6.6 海水ポンプエリアの溢水評価に関する設計方針

海水ポンプエリア内にある防護対象設備が海水ポンプエリア内及びエリ

ア外で発生する溢水の影響を受けて、安全機能を損なわない設計とする。

具体的には、海水ポンプエリア外で発生する地震に起因する循環水管の伸縮継手の全円周状の破損や屋外タンク破損による溢水が、海水ポンプエリアへ流入しないようにするために、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。また、循環水管の伸縮継手については、可撓継手への交換を実施し、溢水量を削減する。

海水ポンプエリア内で発生する想定破損による低エネルギー配管の貫通クラックによる溢水、消火水の放水による溢水及び降水による溢水についても、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る設計とする。さらに、海水ポンプエリア内の多重性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより、没水により同時に機能を損なうことのない設計とする。海水ポンプエリア内の防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。また、防護対象設備の機能喪失高さは、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。

1.6.7 溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外からの流入防止に関する設計方針

溢水防護区画を内包するエリア外及び建屋外で発生を想定する溢水が、溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア内及び建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

また、地下水に対しては、地震時の排水ポンプの停止により建屋周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し、建屋外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建屋内への流入を防止する設計とし、溢水防護対象設備が安全機能を損なわない設計とする。

1.6.8 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

管理区域内で発生した溢水の管理区域外への伝播経路となる箇所については、壁、扉、堰等による漏えい防止対策を行うことにより、機器の破損等により生じた放射性物質を内包する液体が管理されない状態で管理区域外に漏えいすることを防止する設計とする。

1.6.9 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な単一故障を考慮し、発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とし、これらの機能を維持するために必要な設備（溢水防護対象設備）が、没水、

被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なわない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なわない設計）とする。

1.6.10 手順等

溢水評価に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確認する。
- (2) 配管の想定破損による溢水が発生する場合及び基準地震動 S_s による地震力により耐震 B，C クラスの機器が破損し溢水が発生する場合においては、隔離手順を定める。
- (3) 運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により低エネルギー配管としてしている設備については、運転時間管理を行う。
- (4) 内部溢水評価で用いる屋外タンクの水量を管理する。
- (5) 溢水防護区画において、各種対策設備の追加、資機材の持込み等により評価条件としている床面積に見直しがある場合は、予め定めた手順により溢水評価への影響確認を行う。
- (6) 排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための運用を実施する。
- (7) 施設定期検査作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用とする。
- (8) 水密扉については、開放後の確実な閉止操作、閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作の手順等を定める。

- (9) 使用済燃料プール冷却浄化系や原子炉補機冷却系が機能喪失した場合における、残留熱除去系による使用済燃料プールの給水・冷却手順を定める。
- (10) 溢水発生後の滞留区画等での排水作業手順を定める。
- (11) 溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限に止めるため、消火活動における運用及び留意事項と、それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.6.2 内部溢水に対する防護設備

10.6.2.1 概要

発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、施設内に設ける壁、扉、堰等の浸水防護設備により、溢水防護対象設備が、その安全機能を損なわない設計とする。

10.6.2.2 設計方針

浸水防護設備は、以下の方針で設計する。

- (1) 浸水防止堰は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。また、浸水防止堰の高さは、溢水水位に対して裕度を確保する設計とする。
- (2) 水密扉は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- (3) 防護壁は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。
- (4) (1)～(3)以外の浸水防護設備についても、溢水により発生する水位や水圧に対して流入防止機能が維持できるとともに、基準地震動 S_s による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重

や環境に対して必要な当該機能が損なわれない設計とする。

10.6.2.3 試験検査

浸水防護設備は、健全性及び性能を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に、定期的に試験又は検査を実施する。

4. 溢水防護区画及び溢水経路の設定

4.1 溢水防護区画の設定

防護対象設備が設置されており浸水防護を行う建屋，区域等を耐津波設計において，浸水防護区画として設定し，基準津波の流入防止や地下水等の浸水防止対策を実施する。浸水防護区画の配置図を第 4.1-1 図に示す。

また，浸水防護区画は，以下の観点から溢水防護区画として区分する。

- ・ 防護対象設備が設置されている全ての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路。
- ・ 溢水防護対象設備が設置されている区画で，障壁，堰，又はそれらの組合せによって他の区画と分離され，溢水防護の観点から 1 つの単位と考えられる区画。

4.2 溢水経路の設定

溢水防護対象設備が設置されている建屋において，床開口部（機器ハッチ，階段等）及び溢水影響評価において期待することのできる設備（水密扉や堰等）の抽出を行い，溢水経路を設定する。

東海第二発電所における浸水防護区画の配置，他建屋等との接続関係及び主な開口部等の配置を第 4.2-1 図に示す。

溢水影響評価において考慮する溢水経路は，溢水防護区画とその他の区画（防護対象設備が存在しない区画または通路）との間における伝播経路となる扉，壁貫通部，天井開口部及び貫通部，床面開口部及び貫通部，床ドレン等の接続状況及びこれらに対する溢水防護措置の有無を踏まえ，溢水経路モデルとして第 4.2-2 図を設定した。また，溢水防護区画図を第 4.2-3 図に示す。ここでは，火災防護対応による以下の措置も考慮する。

- ・ 安全区分Ⅰと安全区分Ⅱ，Ⅲの境界を 3 時間以上の耐火能力を有する耐

火壁・隔壁等で分離する。

なお、扉の水密化、壁貫通部への止水処置、天井や床面開口部及び貫通部への止水処置等の溢水防護対策については、添付資料-4 を参照。

また、施設定期検査作業に伴う防護対象設備の待機除外や扉の開放等、プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により、影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合についても想定する。

プラント停止中のスロッシングの発生やハッチ開放時における溢水影響については、詳細を補足説明資料-30 に示す。なお、プラント停止時におけるハッチ運用面での対応及び止水板の設置、床ファンネルの閉止については、保安規定に基づく規程文書に明記する（別添 2 参照）。

4.2.1 溢水経路設定の基本方針

- ・原子炉棟各階は、6 階を除き東側エリア、西側エリアに分離し、溢水は上層階から下層階へそれぞれのエリアごとに流下させる。
- ・原子炉棟 6 階の溢水は、通常時においては最下階の地下 2 階東側エリアが比較的狭隘であることを考慮し、東側エリアに流下させない。
- ・原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水のおそれがある期間は、原子炉棟 6 階の溢水を下層階へ流下させない。
- ・溢水は、床ドレンファンネルからドレンラインを經由して地下 2 階の床ドレンサンプに収集することとし、床ドレンサンプに収集することができないものは各階に滞留しても影響がないようにする。
- ・上層階から下層階への流下経路を限定することにより、溢水影響範囲を可能な限り限定する。
- ・溢水水位はアクセス性に影響のない水位とする。

4.2.2 基本方針を踏まえた対応方針

(1) 原子炉棟 6 階

【通常運転時】

- ・ 溢水を東側に流下させないために，東側エリアに通じる開口部に堰を設けるとともに，東側エリアに通じる床ドレンファンネルを閉止する。
- ・ 溢水は，西側エリアに通じる床ドレンファンネルから流下させる。

【原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水のおそれがある期間】

- ・ 下階へ排水及び流下させない。

【その他設備】

- ・ プール外周部の堰に切欠きを設置し，原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールのスロッシングによる溢水を滞留させない

(2) 原子炉棟 5 階～1 階

- ・ 溢水影響範囲を軽減させるために，開口部周りには堰を設け，溢水を床ドレンラインで排水させる。
- ・ 堰高さは溢水水位がアクセス性に影響しないよう設定する。
- ・ 上層階から下層階への流下経路を限定させるために，流下経路とする開口部を選定し，その周りの堰は，その他の開口部の堰より低くする。

(3) 原子炉建屋地下 1 階

- ・ 地下 2 階への流下経路は床ドレンサンプエリアにつながる階段及び床ドレンラインとすることにより溢水経路を限定し，溢水をドレンサンプに導く。
- ・ 下層への流下経路がない区画に開口部を設ける。なお，当該区画の下層階の安全区分は同じⅡ区分である。

(4) 原子炉棟地下 2 階

- ・現場操作が必要な設備へのアクセス性を確保するため、歩廊を設ける。

(5) 堰の設定に対する考え方

溢水経路の設定にあたり、以下の堰を設置する。

- ・溢水拡大防止堰

溢水伝播を制限するための堰であり、流下経路としての伝播を考慮しない。

- ・溢水拡大軽減堰

溢水影響範囲を軽減させるための堰であり、溢水を床ドレンファンネルに導くとともに、床ドレンファンネル閉塞時や大量の溢水時には流下経路として考慮する。

上記を踏まえた、溢水伝播経路図を第 4.2-4 図に示す。さらに、施設定期検査中に想定される機器の点検時における、ハッチ等の開放を想定した溢水伝播経路図を、溢水伝播経路図（9/16）以降に示す。

4.2.3 溢水経路の評価方針

- ・没水影響評価においては全量滞留した場合を想定する。但し、堰高さを超えた場合は堰高さまでの滞留とする。
- ・下層階には全量流下を想定する。

4.2.4 溢水防護区画内外における溢水経路

(1) 溢水防護区画内漏えいにおける溢水経路

溢水防護区画内漏えいに関する溢水経路の評価を行う場合、溢水防護対象設備の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該の区画から他の区画への流出がないように溢水経路を設定することを基本と

する。

溢水評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。

a. 床ドレン

評価対象区画に床ドレン配管が設置され、他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しない。

ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本を除き、それ以外からの流出を期待する。この場合には、ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算定し、溢水水位を評価する。

b. 床面開口部及び貫通部

評価対象区画床面に開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床開口部又は貫通部から他の区画への流出は、考慮しない。

ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待する。

流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における単位時間あたりの流出量を算定し、溢水水位を評価する。補足説明資料-10に示す。

① 評価対象区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合

② 評価対象区画の床貫通部にあっては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合

c. 壁貫通部

評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣の区画との貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しない。

ただし、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があつて、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮する。

流出を期待する場合は、壁貫通部における単位時間あたりの流出量を算定し、溢水水位を評価する。

d. 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から他の区画等への流出は考慮しない。

e. 堰及び壁

他の区画への流出は考慮しない。

f. 排水設備

評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の流出は考慮しない。

ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮する。

(2) 溢水防護区画外漏えいにおける溢水経路

溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、溢水防護対象設備の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流入する水量は多く、排水する流量は少なくなるように設定）なるように溢水経路を設定する。

評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。

a. 床ドレン

評価対象区画の床ドレン配管が他の区画とつながっている場合であっても他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって

発生する流入量を考慮する。

ただし、評価対象区画内に設置されているドレン配管に逆流防止措置が施されている場合は、その効果を考慮する。

b. 天井面開口部及び貫通部

評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量全量の流入を考慮する。

ただし、天井面開口部自体が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に止水処置等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しない。

なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留する場合は、その残留水の流出は考慮しない。

c. 壁貫通部

評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。

ただし、評価対象区画の境界壁の貫通部に止水処置等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しない。

d. 扉

評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。

ただし、当該扉が溢水時に想定する水位による水圧に対する水密性が確保できる扉である場合は、流入を考慮しない。

e. 堰

溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流

出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで滞留とする。

f. 壁

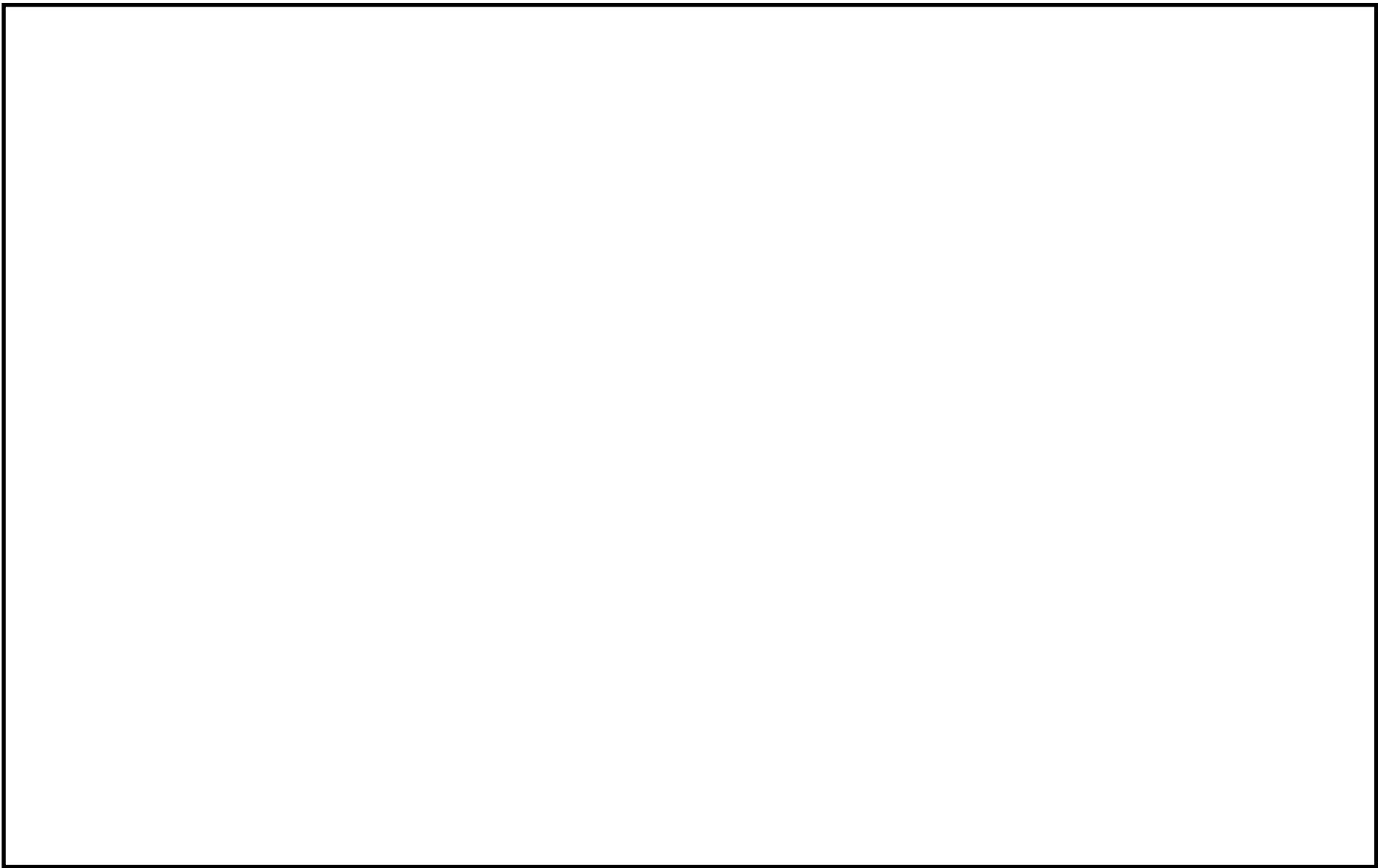
溢水が長時間滞留する区画境界の壁に、基準地震動 S_s による地震力によりひび割れが生じるおそれがある場合は、ひび割れからの漏水量を算出し、溢水評価に影響を与えないことを確認する。基準地震動 S_s による地震力に対し健全性を確認できる壁については、その効果を考慮する。

g. 排水設備

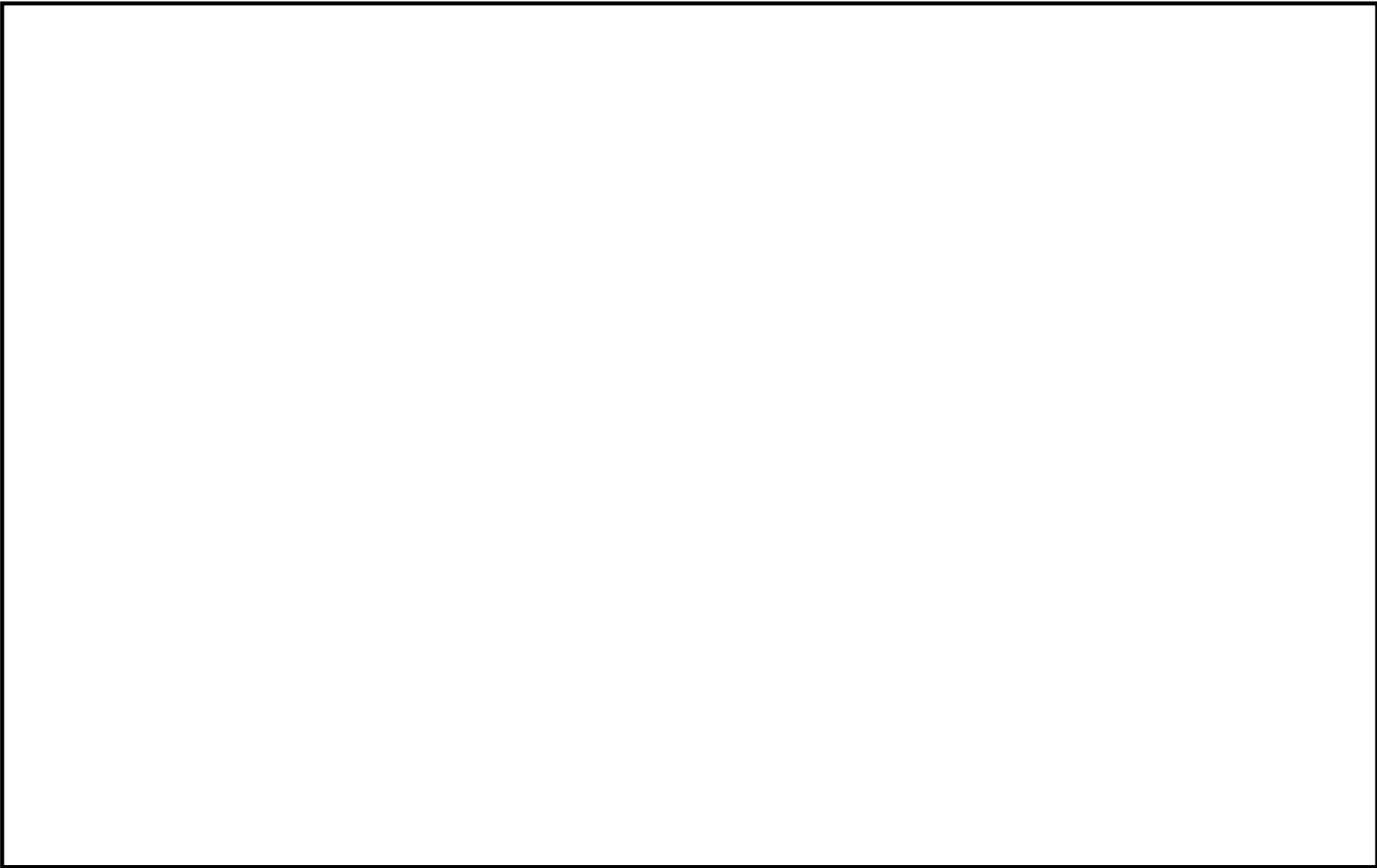
評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しない。ただし、溢水防護対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮する。

(3) 蒸気に対する溢水経路について

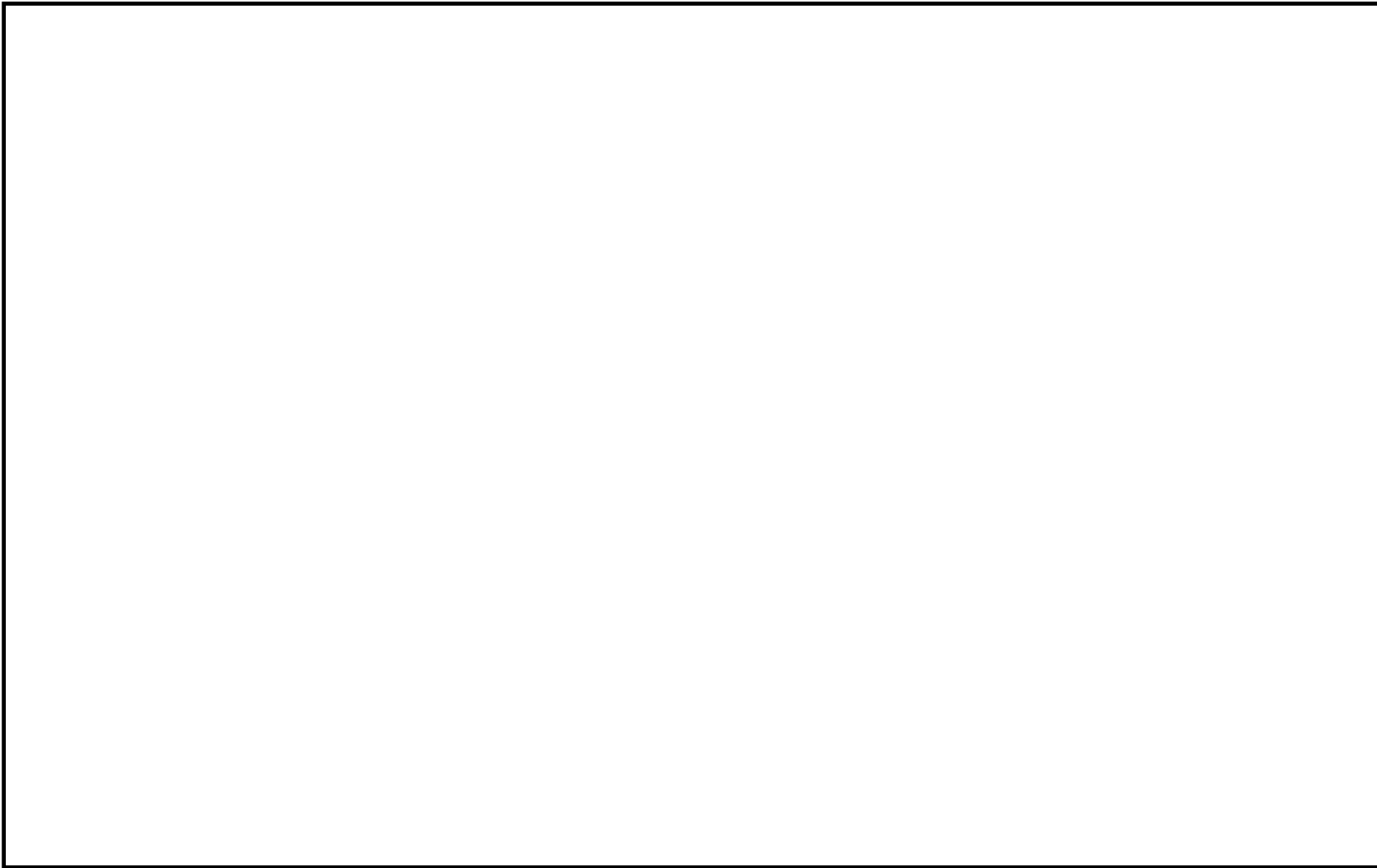
蒸気は液体の場合と伝播の仕方が異なることから、気密要求のある床、壁及び天井等を境界として区域を分割し、それら区域間の伝播経路を設定する。火災防護対応による3時間以上の耐火能力を有する耐火壁・隔壁等による区分分離は考慮する。



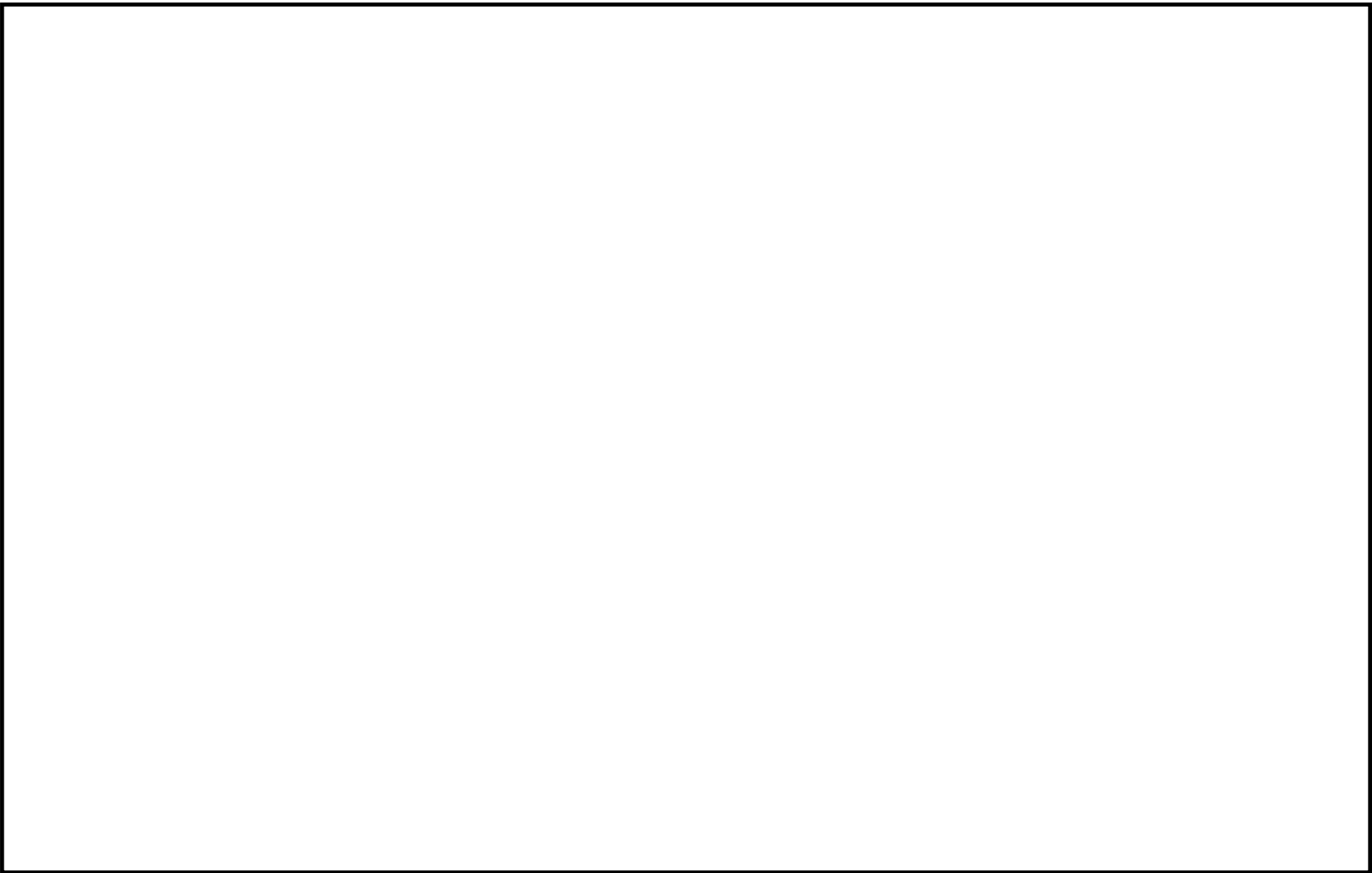
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（1／16）



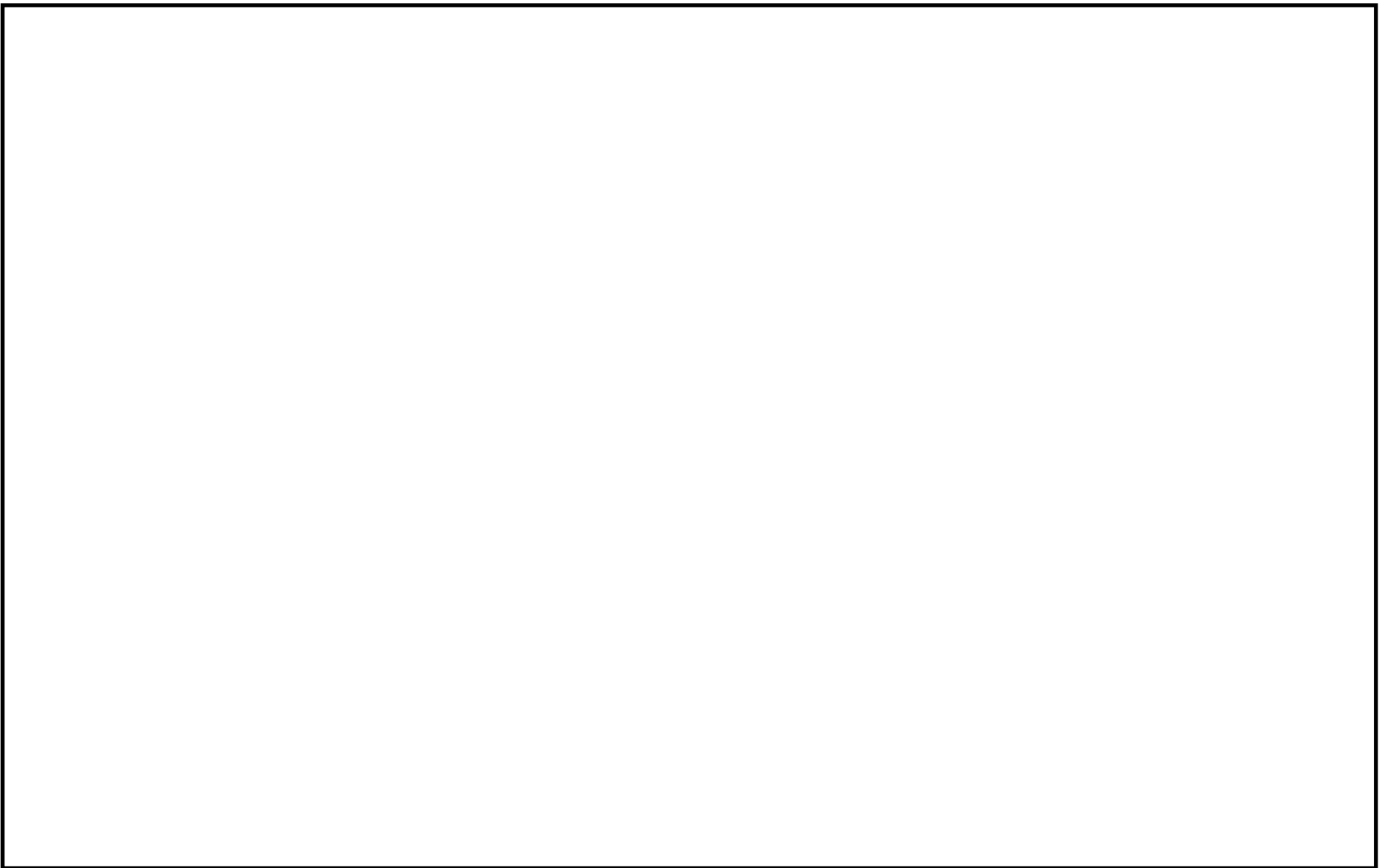
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（2／16）



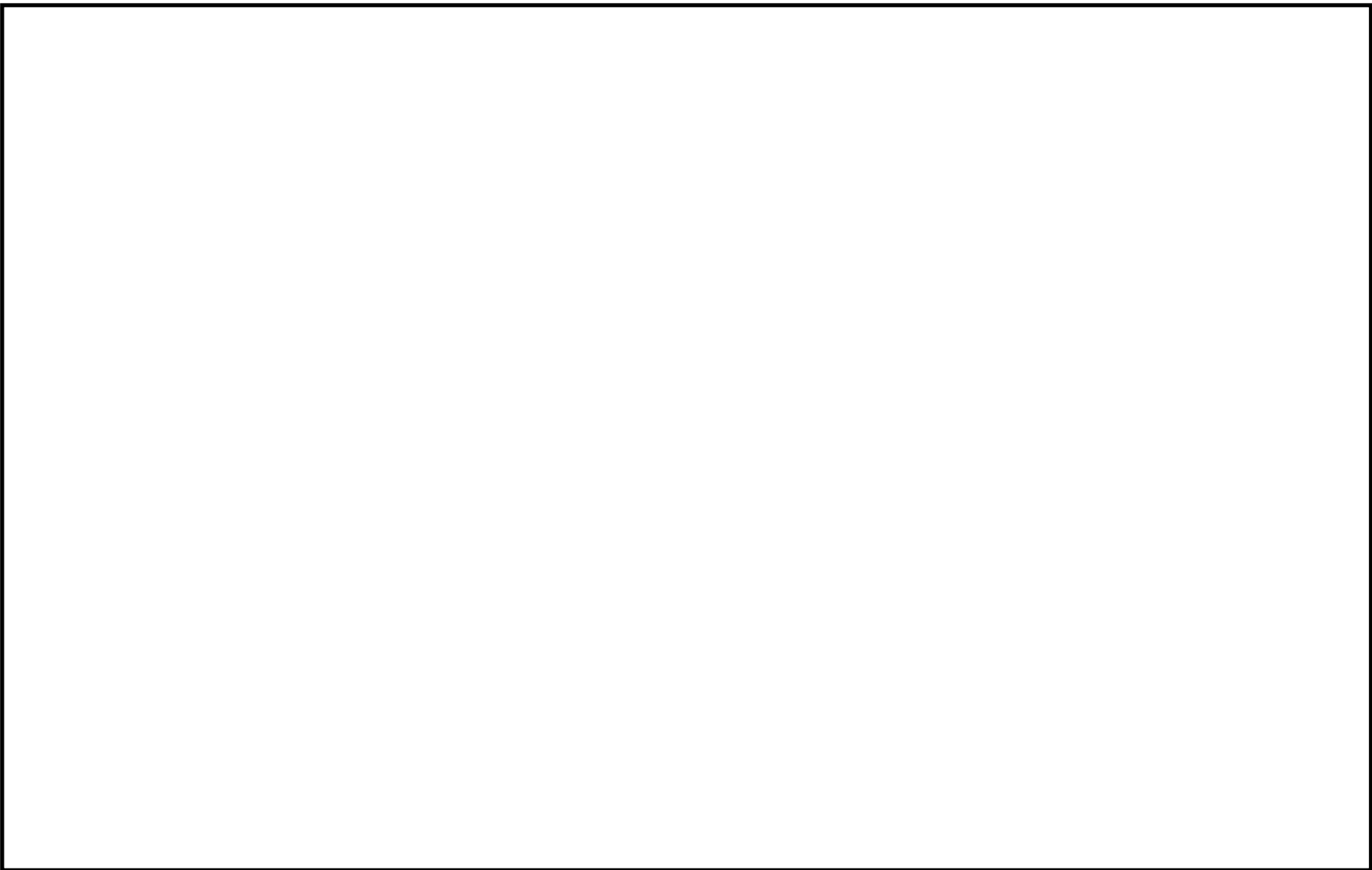
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（3／16）



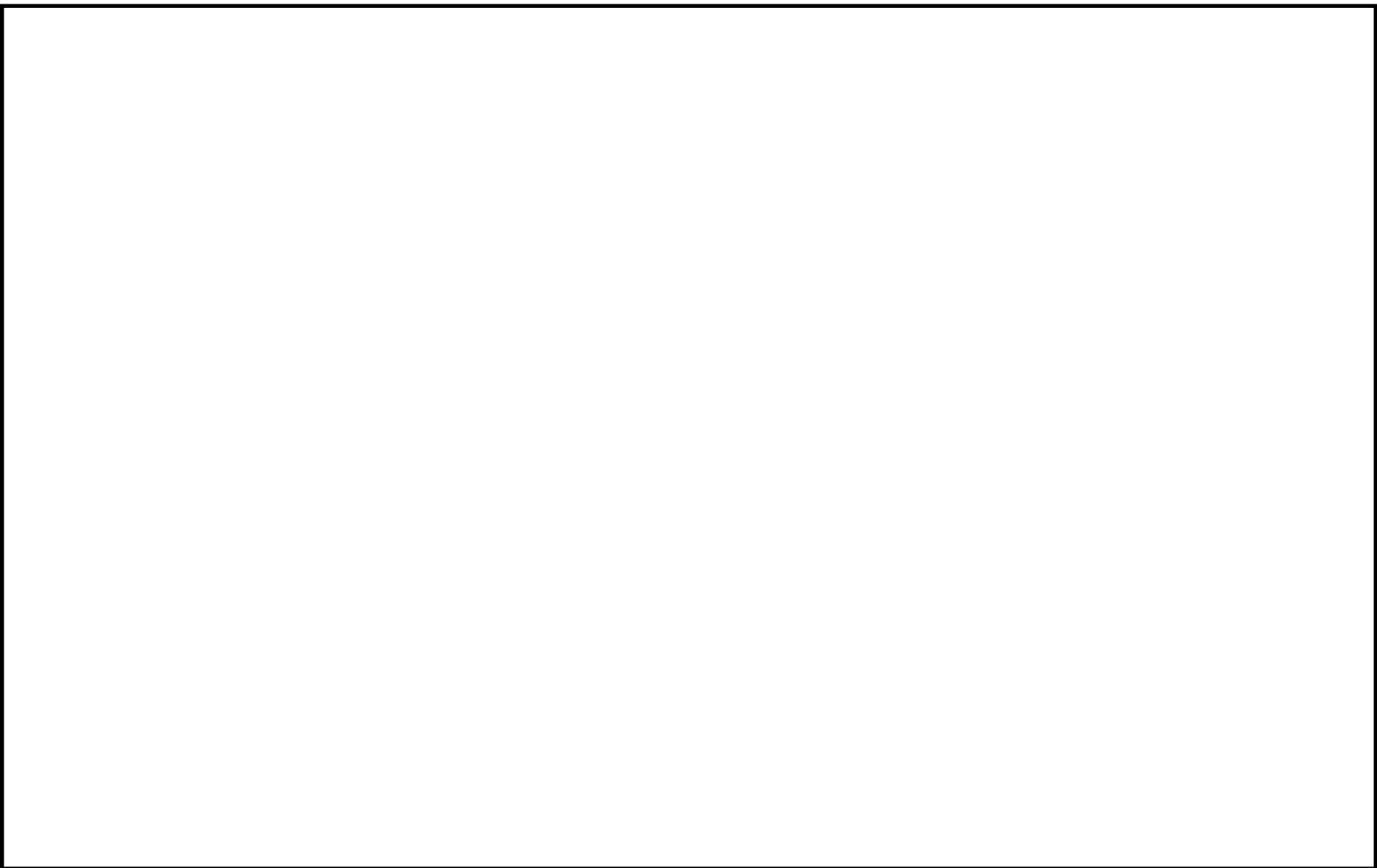
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（4／16）



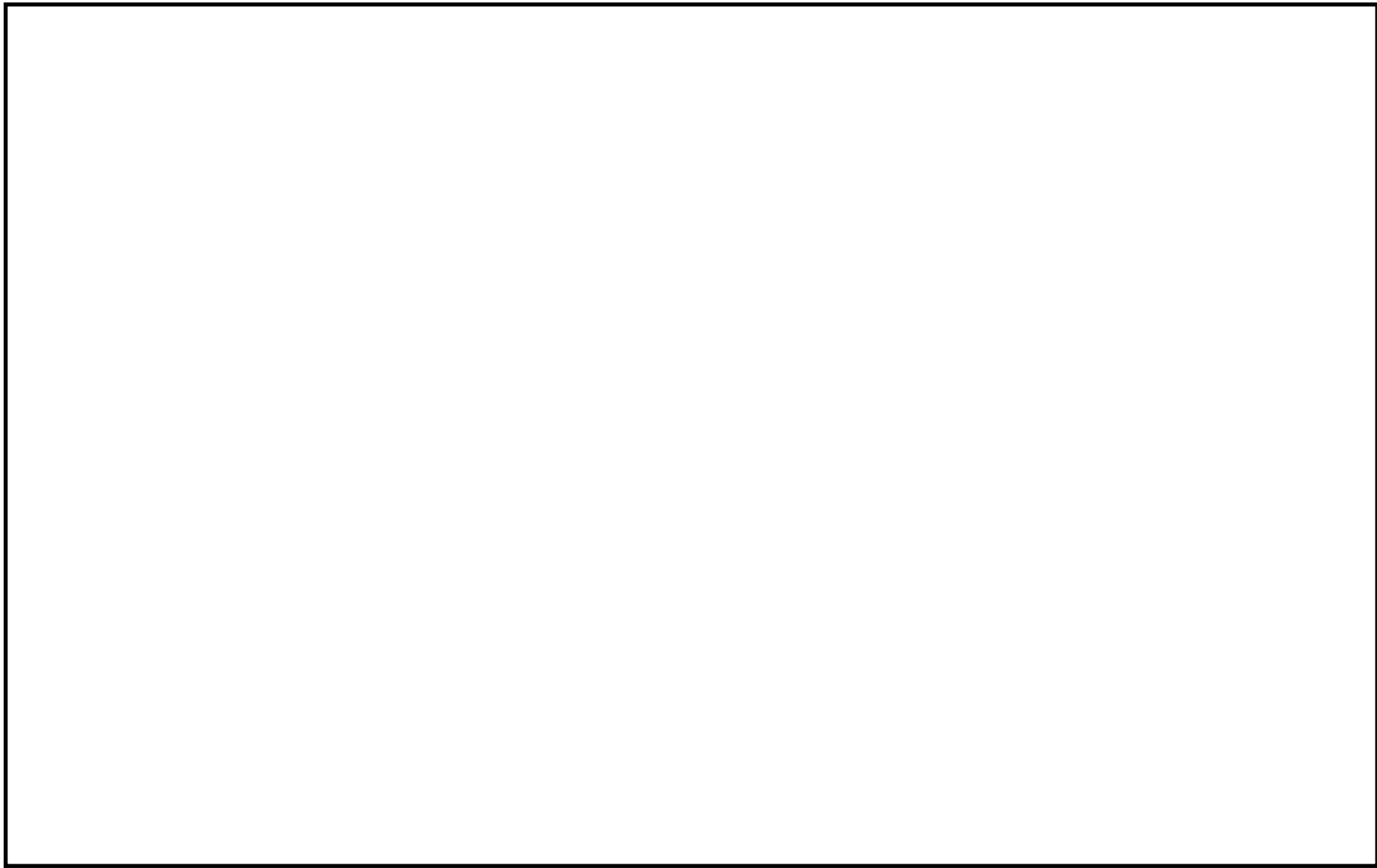
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（5／16）



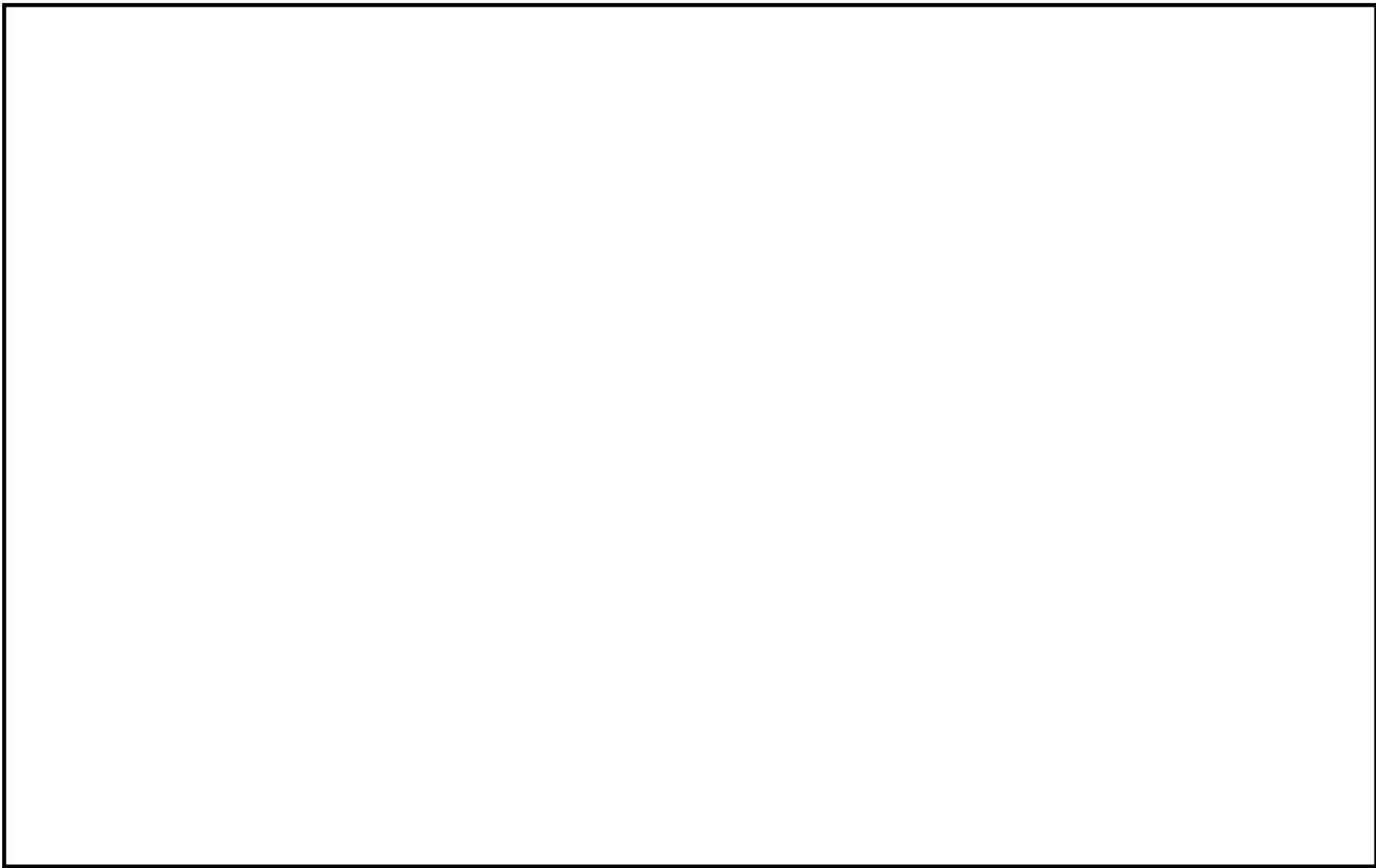
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（6／16）



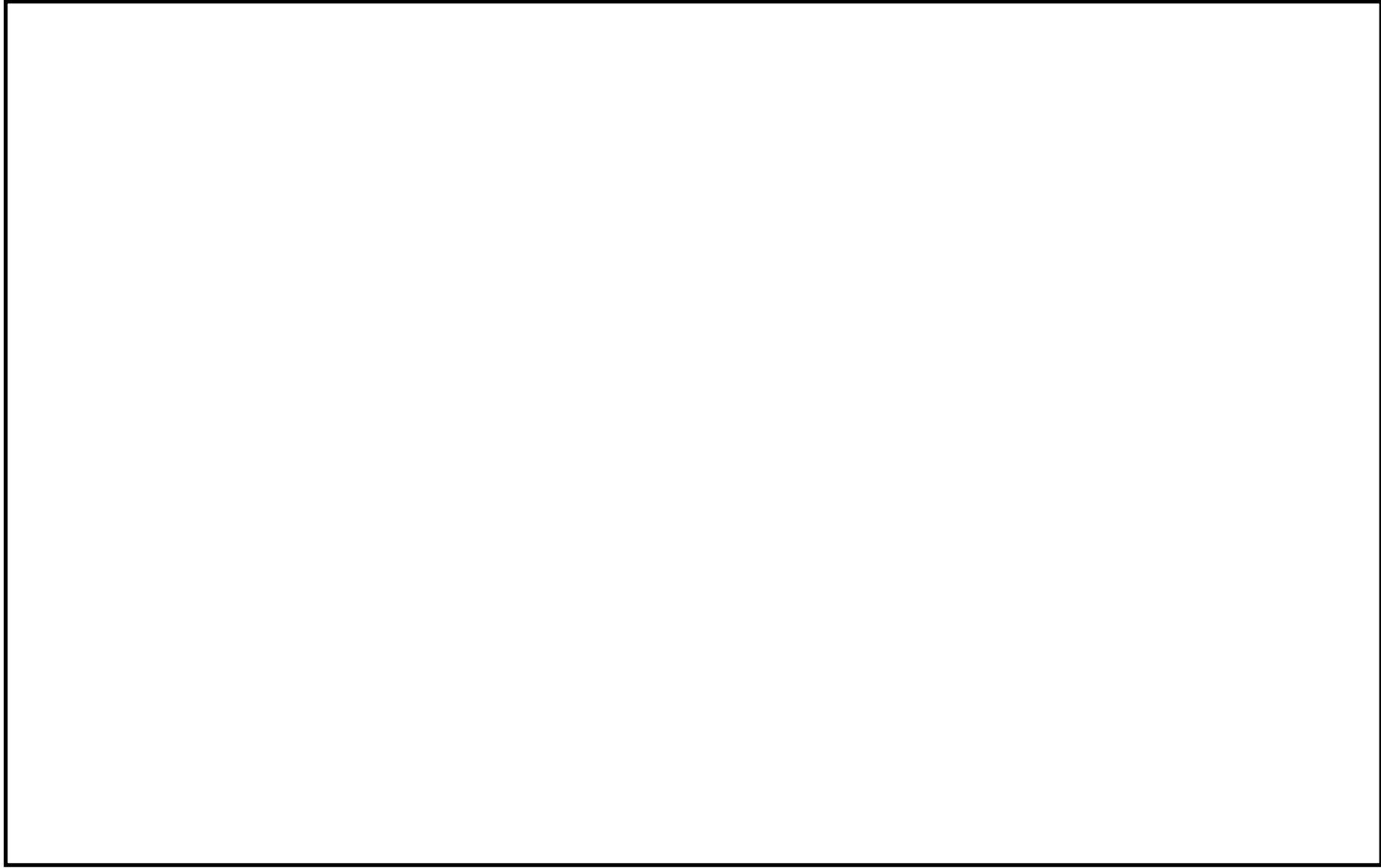
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（7／16）



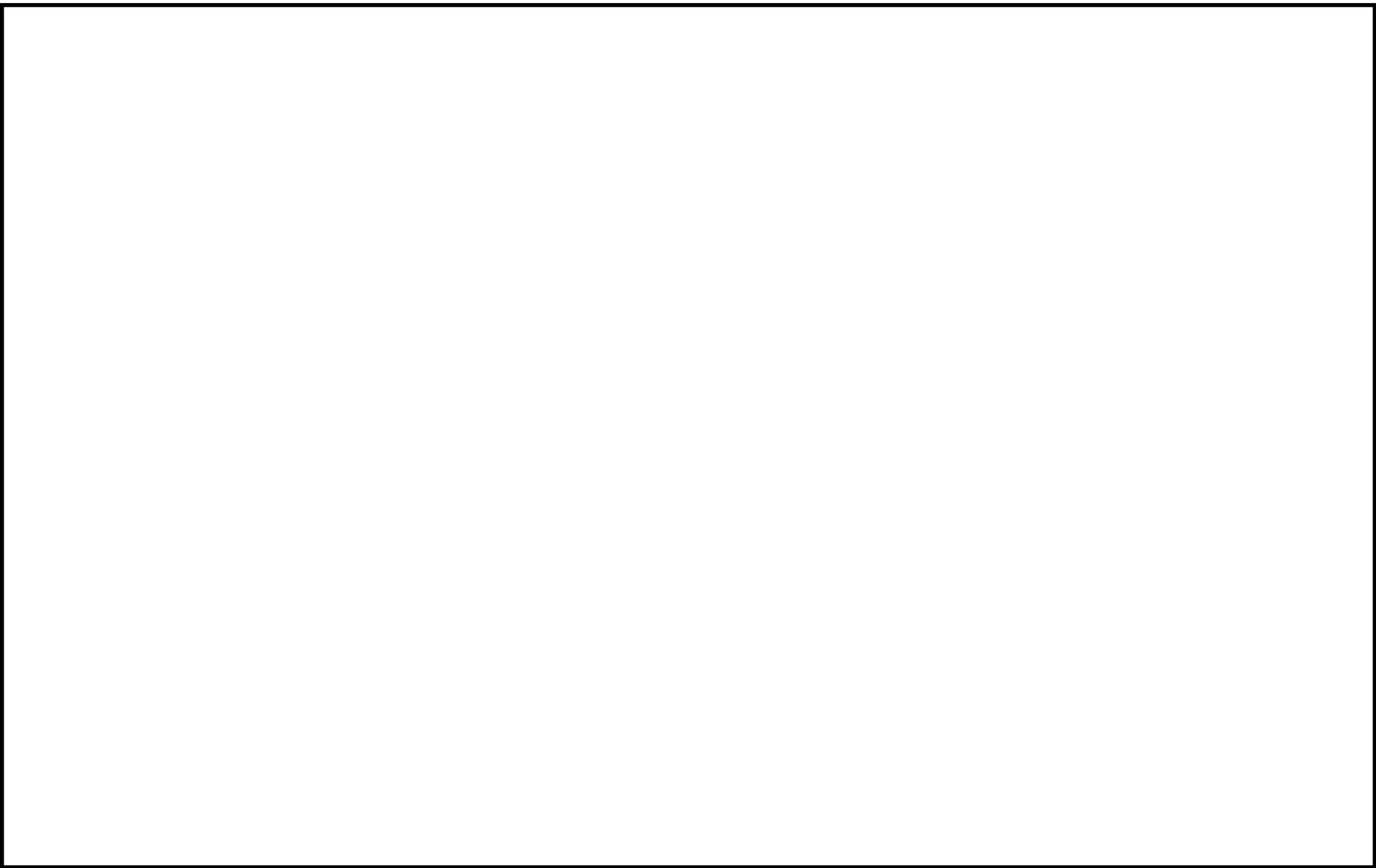
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（8／16）



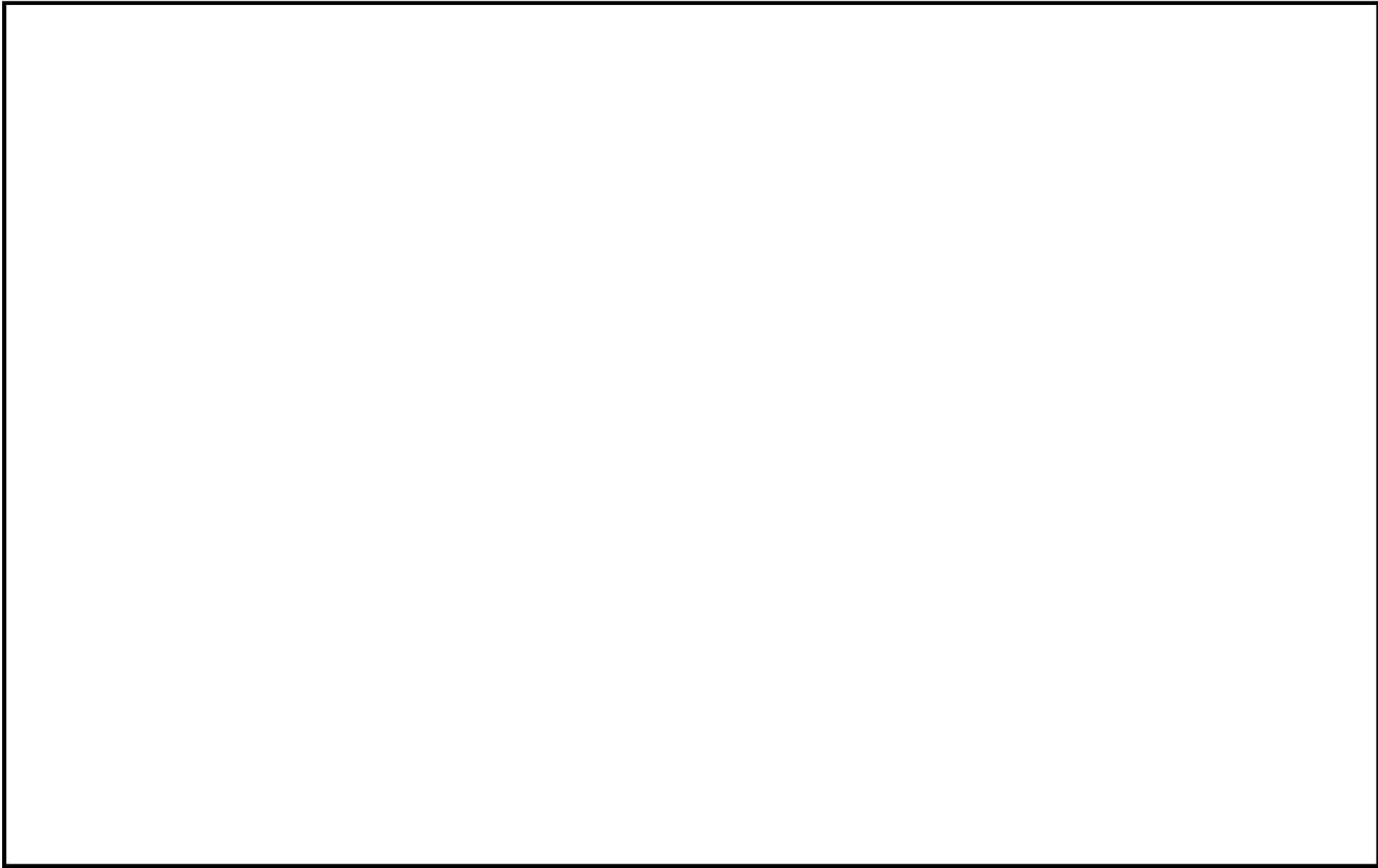
第 4.2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（9／16）



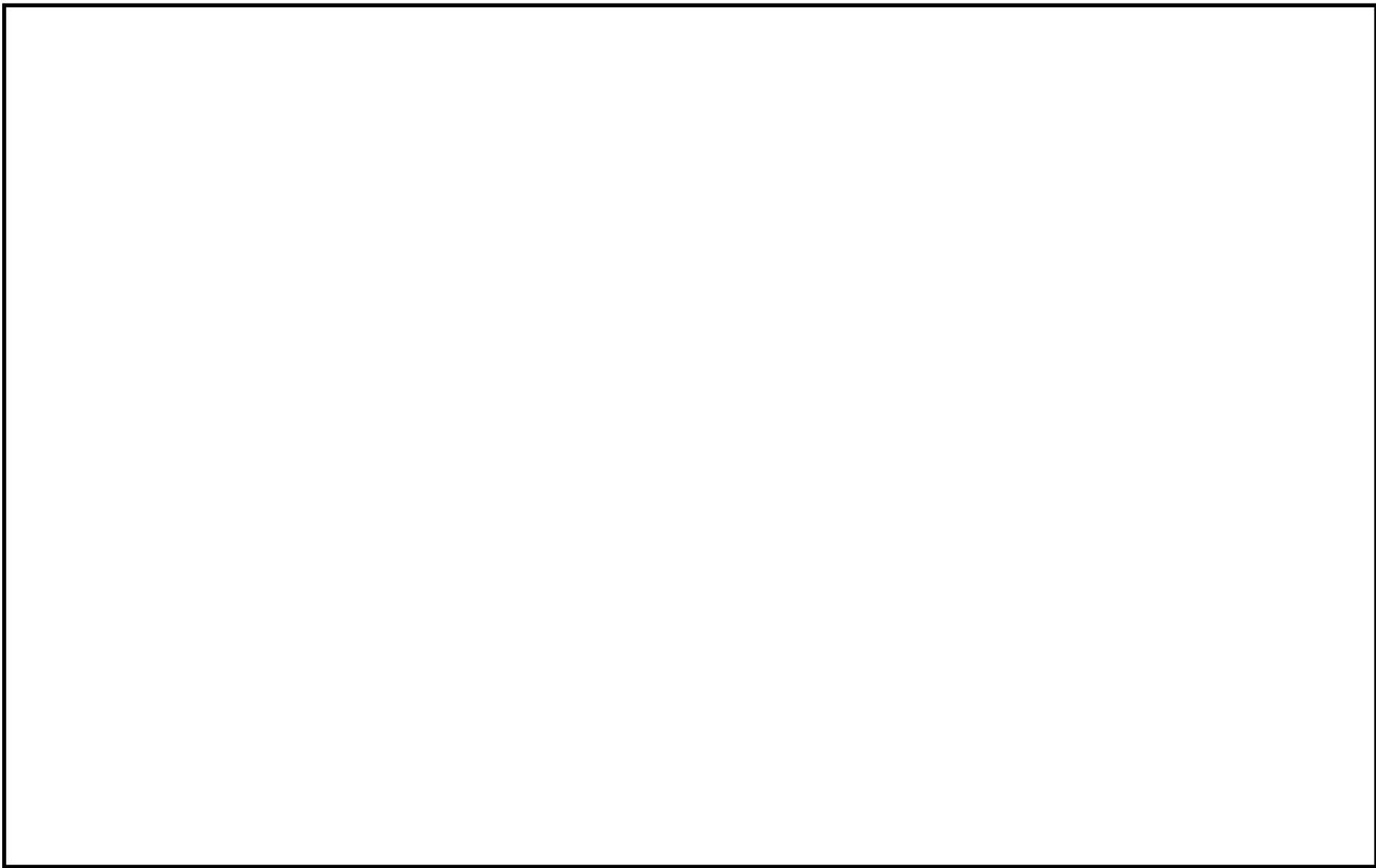
第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（10／16）



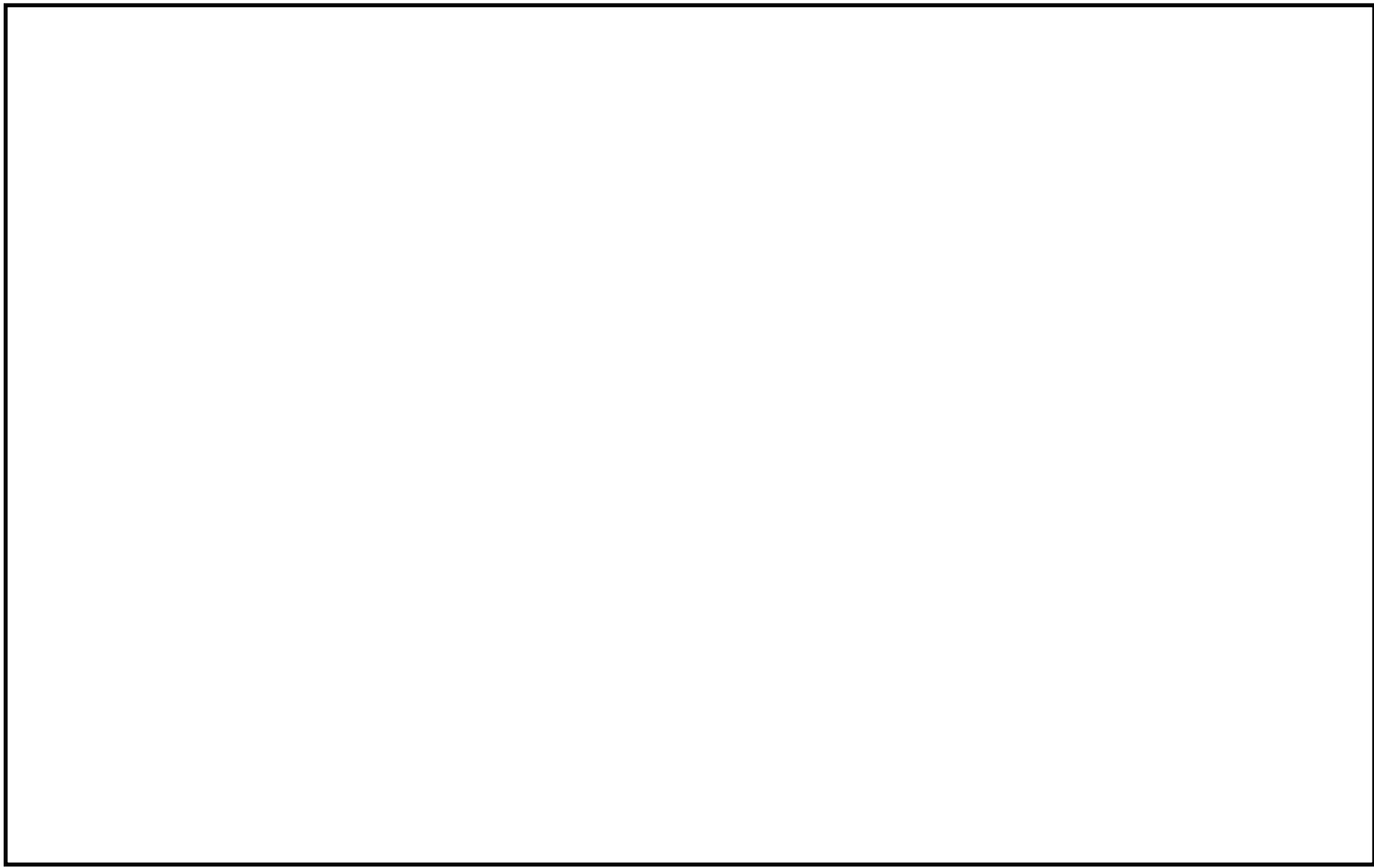
第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（11／16）



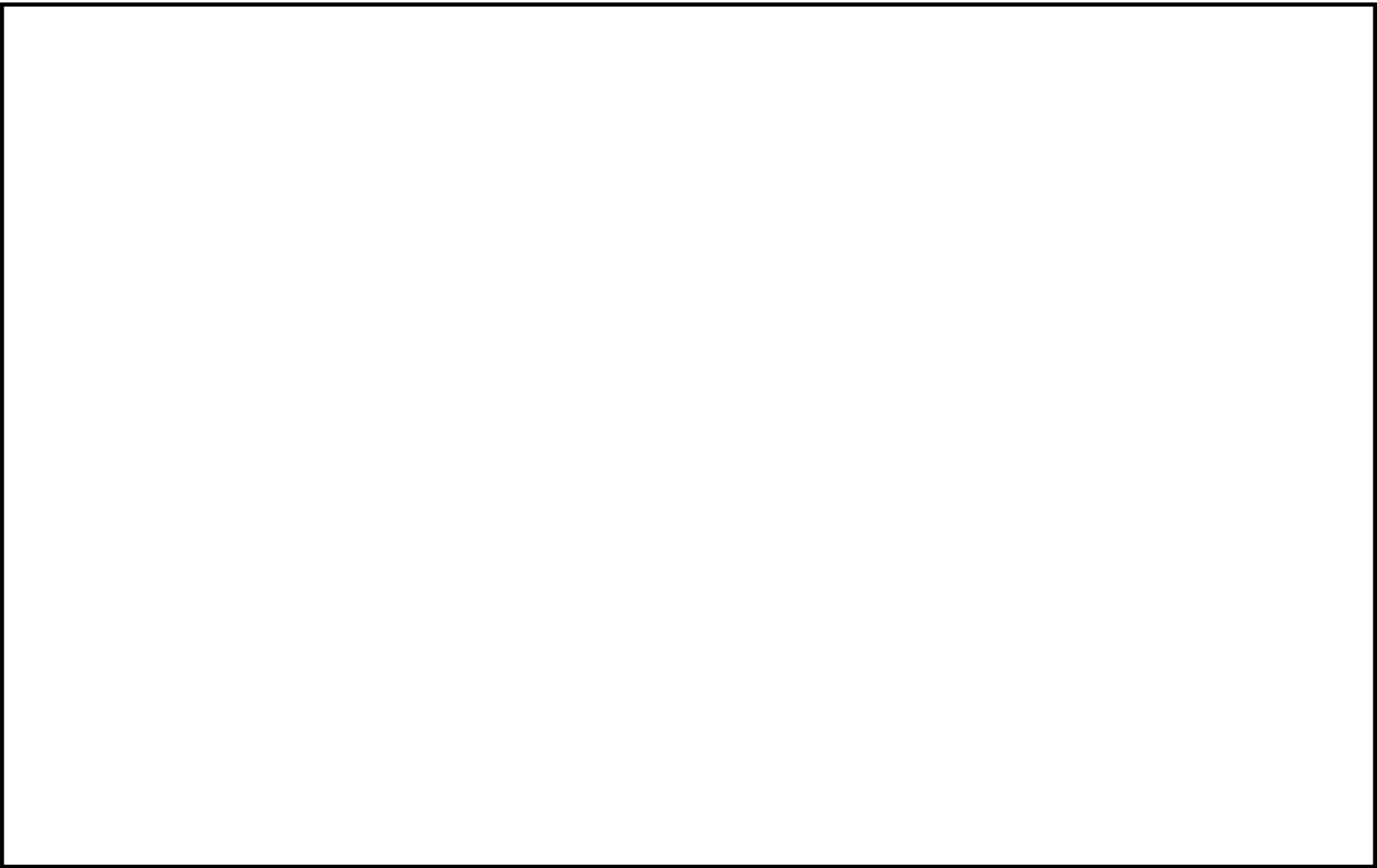
第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（12／16）



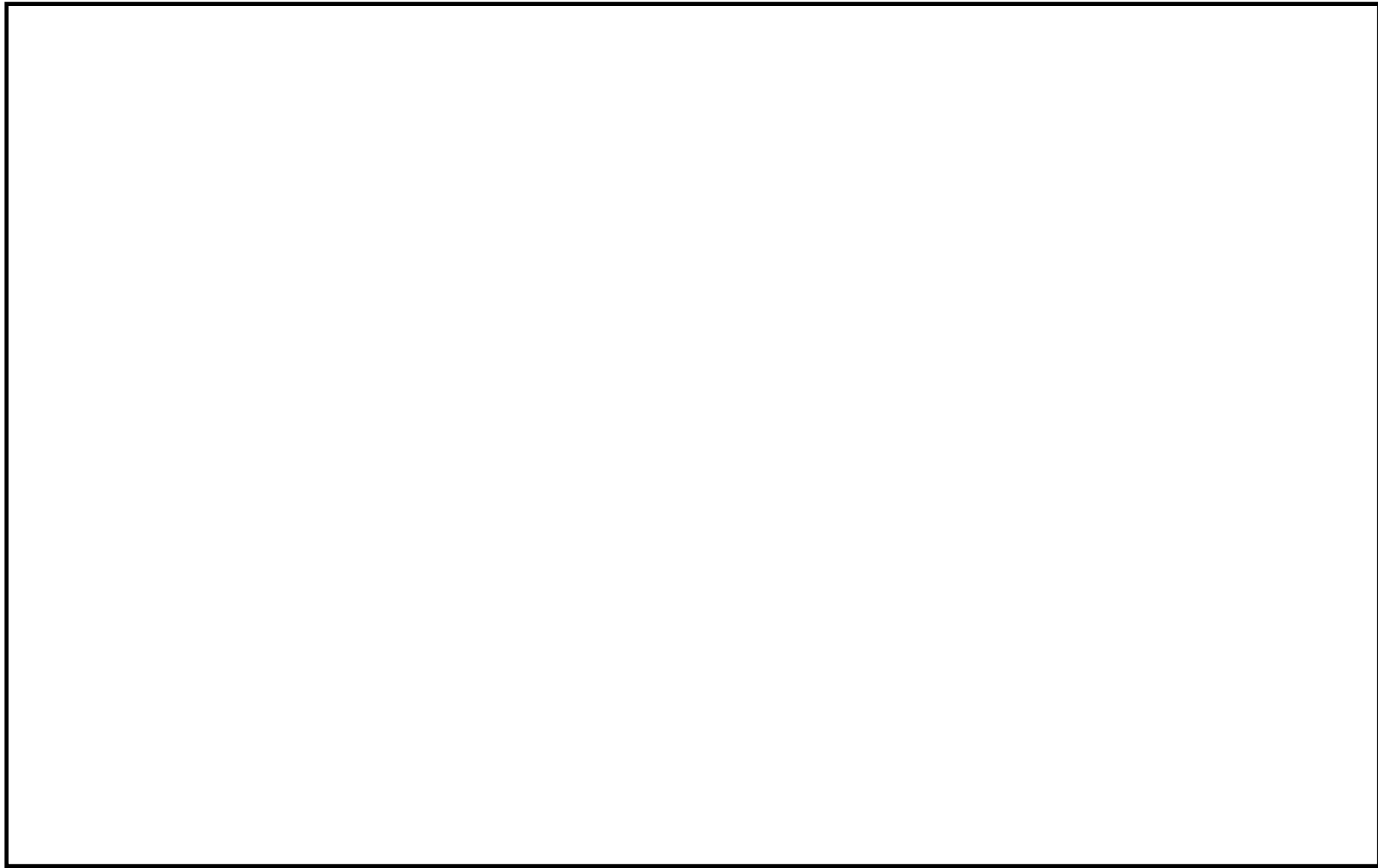
第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（13／16）



第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（14／16）



第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（15／16）



第 4. 2-4 図 溢水伝播経路図（全体共通）（16／16）

施設定期検査中における溢水影響について

施設定期検査作業に伴う原子炉ウェルやドライヤセパレータプールの水張り状態におけるスロッシングの発生，防護対象設備の待機除外やハッチ等，プラントの保守管理上やむを得ぬ措置の実施により，影響評価上設定したプラント状態と一時的に異なる状態となった場合については，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれない運用及び対策をおこなう。

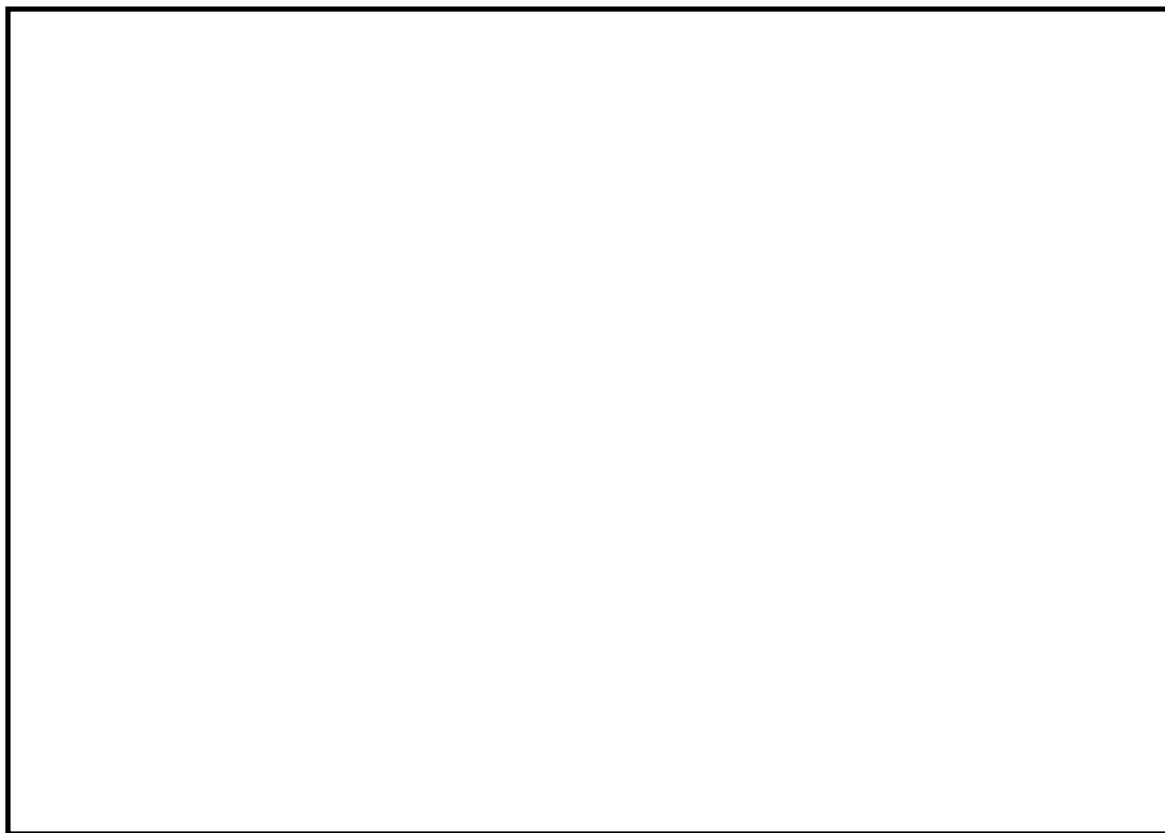
ここでは，影響評価上設定した溢水量及び溢水経路の状態の一時的な変更の一例として，施設定期検査時のスロッシングの発生と作業等でのハッチ開放を想定し，これによる溢水評価への影響について示す。

1. ドライヤセパレータプール等のスロッシングに伴う溢水影響評価について

使用済燃料プールの通常時におけるスロッシングについては，必要な防護対象設備が溢水評価において機能喪失しないことを確認している。

ここでは，施設定期検査期間中に想定される，使用済燃料プール，原子炉ウェル，ドライヤセパレータプールの基準地震動 S_s におけるスロッシングによる溢水量を算定し，防護対策の検討を行う。また，この対策が上記の評価に影響がないことを確認する。

原子炉棟 6 階床のドライヤセパレータプール等の配置を第 1 図に示す。



第1図 ドライヤセパレータプール等の配置図

1.1 スロッシングによる溢水量の評価方法

原子炉棟の原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールを評価対象とし、速度ポテンシャル理論による簡易評価により溢水量を算定する。また、スロッシングによる溢水量を保守的に評価するために、簡易評価で求めた「最大波高」が床面を上回る高さに、水面面積の 1/2 を乗じることとする。

表 3.7 速度ポテンシャル理論に基づく計算手順

項 目	円 筒 形 容 器	矩 形 容 器
f_1	$\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.841}{R} g \tanh(1.841 \frac{H}{R})}$	$\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.571}{L} g \tanh(1.571 \frac{H}{L})}$
η_{\max}	$0.837 \frac{R}{g} \alpha_1$	$0.811 \frac{L}{g} \alpha_1$

表 3.7 の出典：耐震設計の標準化に関する調査報告書 別冊 2（機器系）（昭和 60 年 3 月（財）原子力工学試験センター）

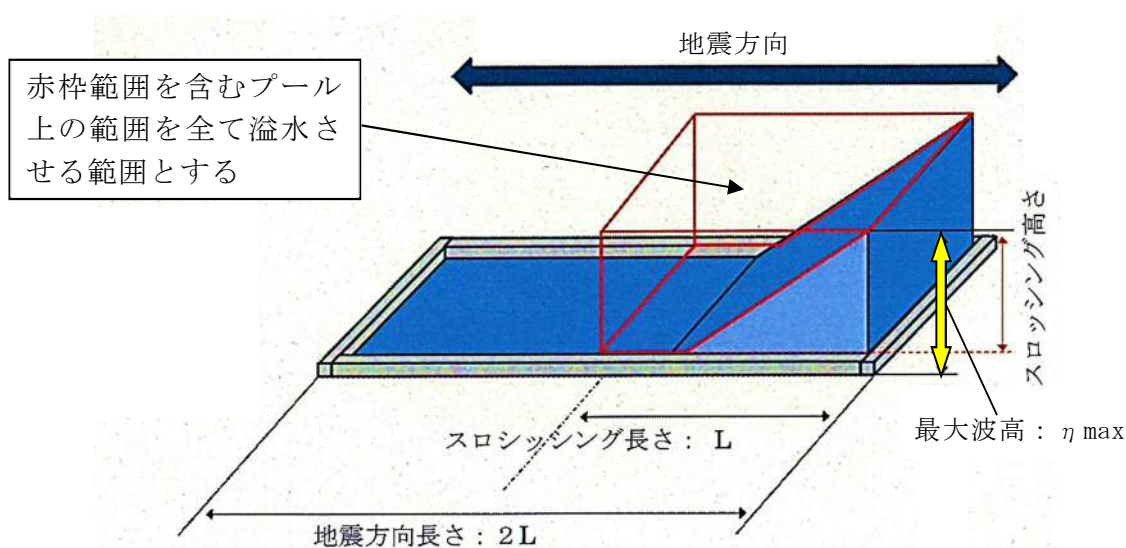
L：矩形容器の振動方向長さの 1 / 2

R：円筒形容器の振動方向長さの 1 / 2

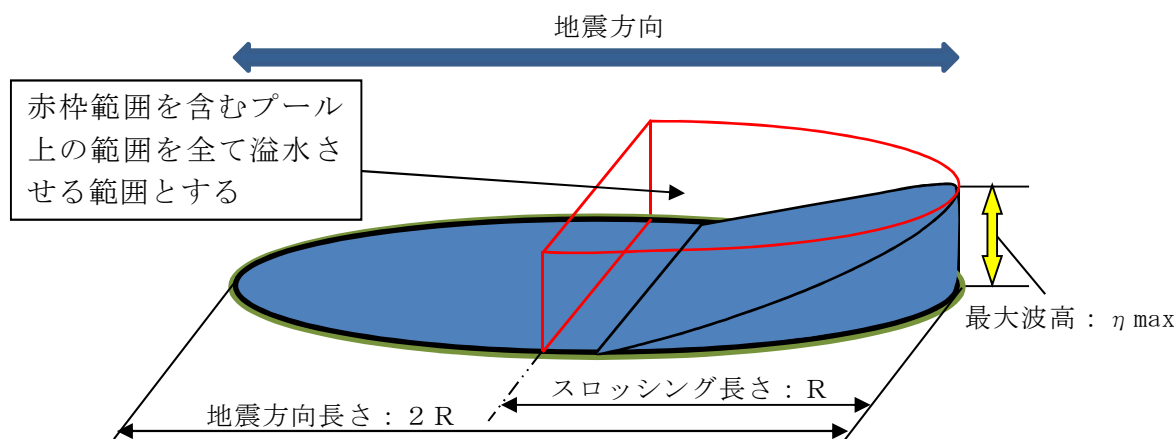
H：プールの底面から水面の高さ

g：重力加速度

α_1 ：加速度スペクトル応答値



第 2 図 スロッシング時の溢水量の設定（矩形）



第3図 スロッシング時の溢水量の設定（円筒形）

簡易解析に用いる地震動は、基準地震動 S_s の8波をそれぞれ用いて溢水量を算出し、床面への溢水量の最大値を評価に使用した。

1.2 スロッシングによる溢水量の評価結果

ドライヤセパレータプール等を含めた施設定期検査期間中の基準地震動 S_s におけるスロッシングによる溢水量を第1表に示す。ここで、使用済燃料プールの溢水量は3次元流体解析の詳細値を考慮するが、その他原子炉ウェルとドライヤセパレータプールのスロッシング量については、簡易解析による結果を示す。簡易解析の結果は詳細解析結果に比べ、約2倍の値となっており十分な保守性を有している。

第1表 スロッシング評価結果

評価対象	地震波の種類	溢水量(m^3)
使用済燃料プール	S_s -13	$81.49^{※1}(156^{※2})$
原子炉ウェル	S_s -13	$210^{※2}$
ドライヤセパレータプール	S_s -13	$211^{※2}$
合 計		約 503

※1：3次元解析によるスロッシング量

※2：簡易評価による保守的なスロッシング量

1.3 通常時の溢水評価及び対策への影響確認

スロッシング発生時の溢水量が原子炉棟 6 階床面に流出した際の水位を求め、通常時の溢水評価及び対策への影響を確認した。

溢水水位の評価結果を第 2 表に示す。なお、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びドライヤセパレータプールの床面積は保守的に水位評価に考慮していない。

第 2 表 スロッシングによる溢水水位

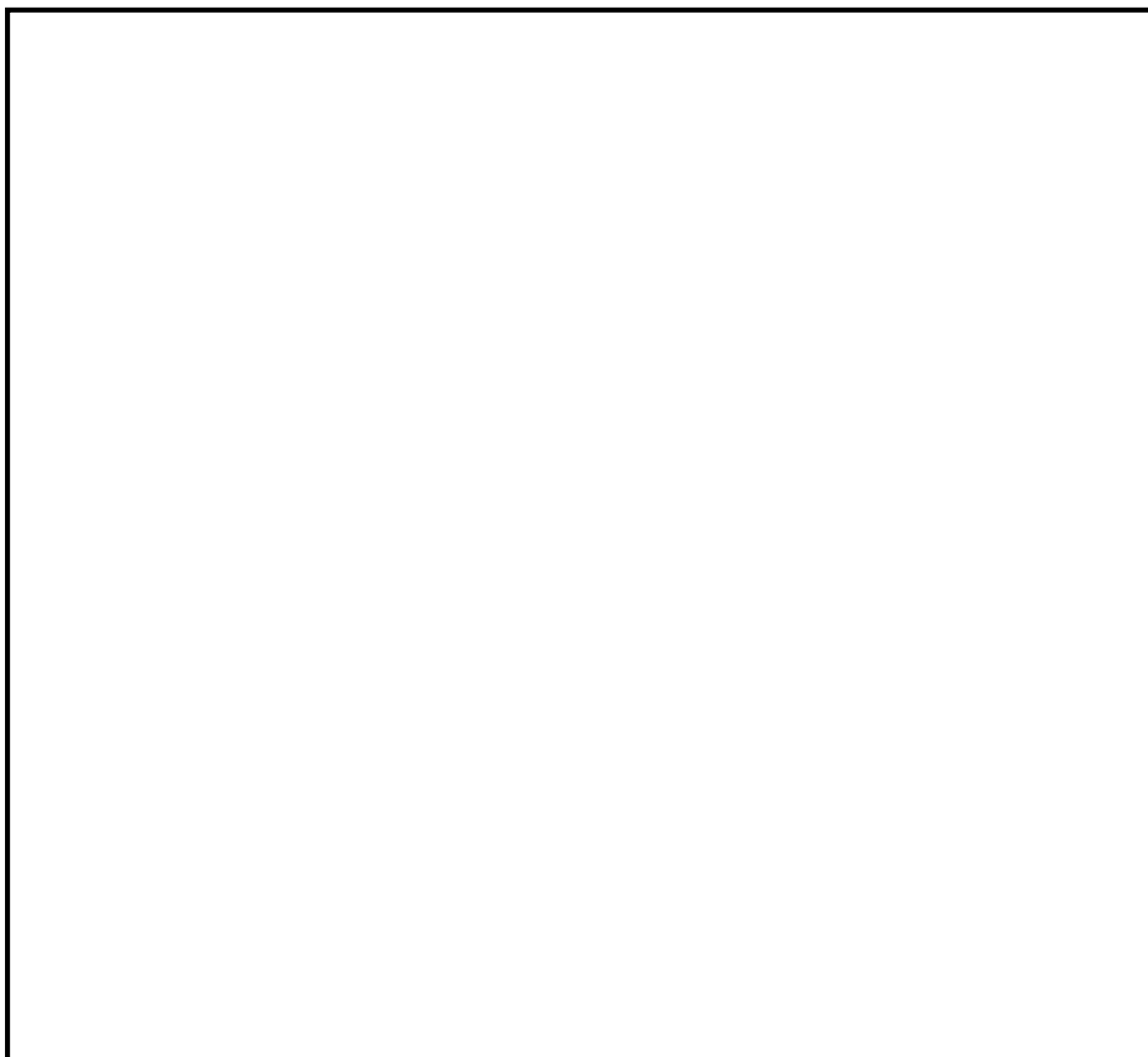
評価対象	溢水量 (m ³)	水位 (m)
通常時評価	81.49	0.11
停止時評価	503	0.67

スロッシング発生量が通常時の原子炉棟 6 階で想定する流出量を上回ることから、施設定期検査期間中において、通常時の評価に影響しないよう発生する溢水を下層階に流下させない対策を実施する。具体的には、東側の溢水拡大防止堰の上に 0.3m の止水板を設置し、かつ、西側床ドレンファンネルを閉止する運用を行う。

この対策により、施設定期検査期間中に原子炉棟 6 階にて発生した溢水を下層階へ流下拡大させないことから、他エリアにおけるスロッシング等の溢水影響を防止することが可能となる。

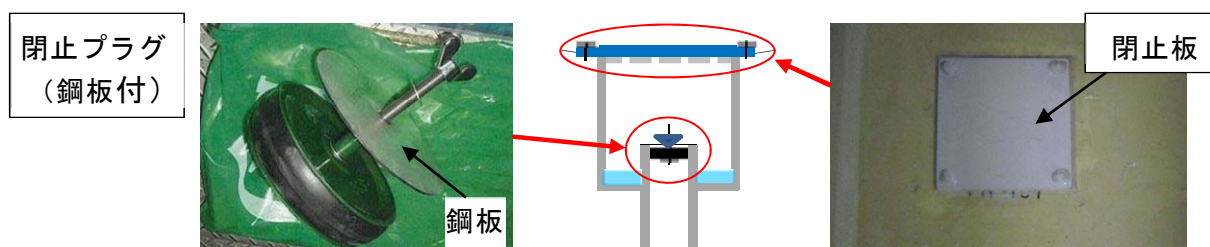
原子炉棟 6 階は、施設定期検査期間中において、通常運転時に比べ作業等による溢水のリスクが高くなることから、上記の床ドレンファンネル閉止等による対応は、溢水影響の拡大防止の観点からも有効な対応となる。

床ドレンファンネルの閉止については、停止中のみの運用とし、プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに、第 4 図に示す西側範囲を閉止キャップ若しくは閉止板にて止水し、ウェル水張り中はこれを維持する。

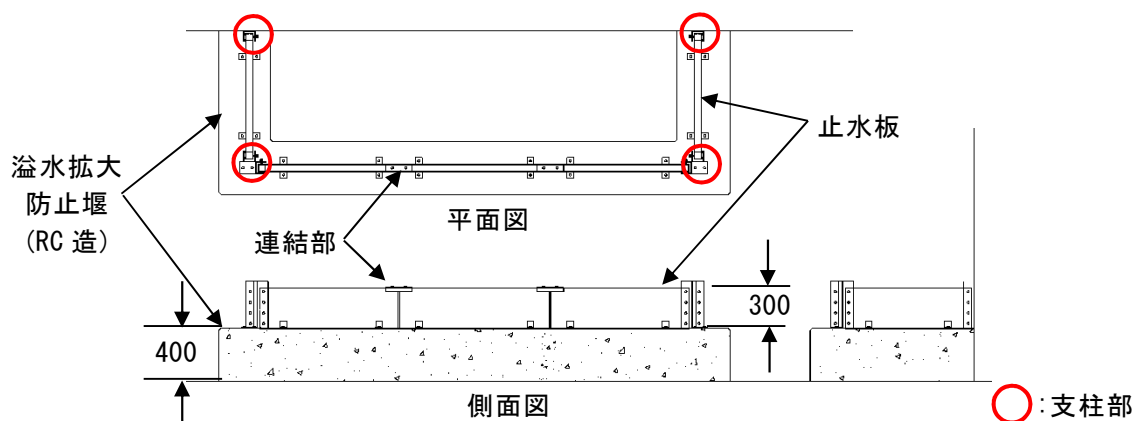


第4図 施設定期検査期間中のスロッシング対策（追加対策）

溢水伝播経路図（原子炉棟6階）



第5図 床ドレンファンネルの閉止例



第6図 溢水拡大防止堰への止水板設置概要図

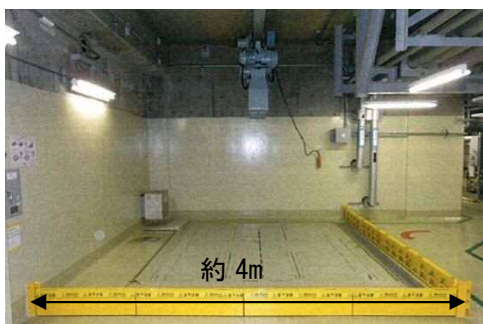
止水板については、通常運転中の燃料キャスク等搬出入時に高さが干渉するため施設定期検査期間中のみの設置とする。止水板の設置時及び取り外し後の復旧状態における止水機能の担保については、取付位置とシール部のパッキンの締め代を寸法にて管理し、止水性能を維持することを、モックアップ試験にて示す。



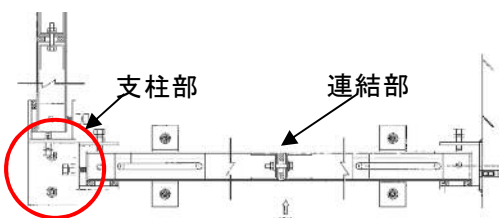
設置前状況



支柱レールの取付状況



堰設置状況



止水板の連結部の形状は、キャスク等のサイズ（ ϕ 約 2.5m）を考慮し、支柱等を用いない構造とする。

第7図 止水板の設置例

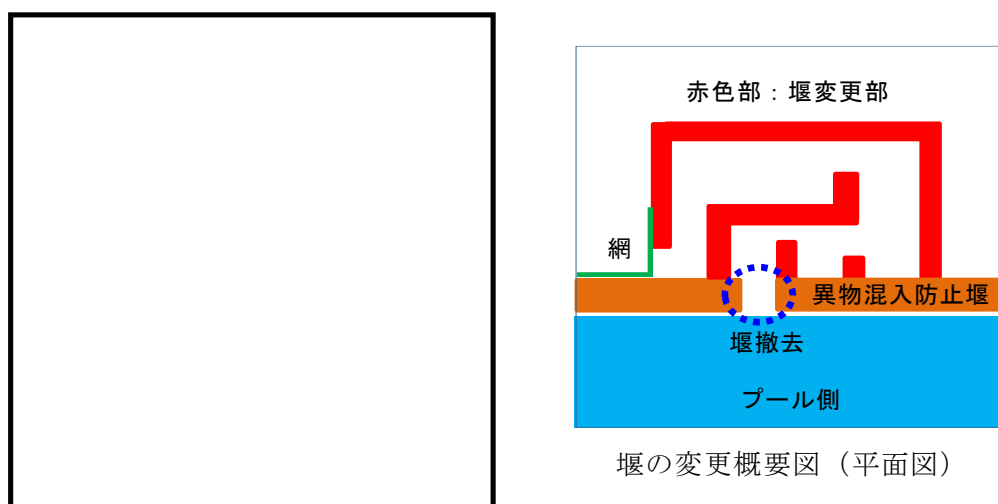
1.4 スロッシング水の滞留対策について

前記の床ドレンファンネル閉止等の運用に加え，スロッシングによる溢水が原子炉棟6階床面に滞留しないよう，溢水を使用済燃料プール等に戻す対策を実施する。

(1) 溢水の床面滞留時の排水対策

使用済燃料プール及びドライヤセパレータプール外周部には異物混入防止を目的とした堰（高さ約0.1m）が設置されており，床面の水位がこの堰を超える場合は，現実的には堰を越流し，プール側に戻ることが想定されるが，さらに確実に床面に溜まる水がプール側に流入するよう，堰の一部を切欠く対策を実施する（第8図）。

この対策実施により，原子炉棟6階の床面に溢水するスロッシング水は，使用済燃料プールやドライヤセパレータプール側に流入することになり，床面滞留時の影響を軽減することができる。



第8図 プール堰の変更概要

堰の改造については，従来の異物混入防止を考慮するだけでなく，スロッシング水の越流による物品の流入や作業における仮置物品などの流入を防止するために二重構造とする。また，流入部には異物混入防止の網を設置するものとする。

堰の切欠きの設置により滞留水が排水される時間は、滞留水位及び水量をそれぞれ既設堰高さより 0.1m、約 76m³とし、堰の切欠き幅を 1箇所 0.1m として算出した場合、約 5～10 分程度と想定され、短時間であることから滞留による他への影響等は考慮していない。

(2) スロッシング等の溢水発生を想定した物品の管理について

通常時及び施設定期検査期間中については、原子炉棟 6 階エリアは、「異物混入防止管理マニュアル」に従い、主に特定異物混入防止管理区域として管理される。具体的には、区域が設定され、持込み工具や資機材と消耗品等物品の搬出入管理、機材の固縛や固定等の実施及び監視人の配置や表示による管理が行われる。さらに、作業等の関係者については、関連する教育を定期的に実施することを定めている。

これに加え、スロッシング等の溢水を考慮した物品の固定や保管管理について「異物混入防止管理」に追加する。

この管理の実施及びプール廻りに設置された堰や手摺の効果により、スロッシング等の発生を想定した場合でも、プール等に流入する物品は微小な物に制限され、燃料等に影響を及ぼさないものとなる。

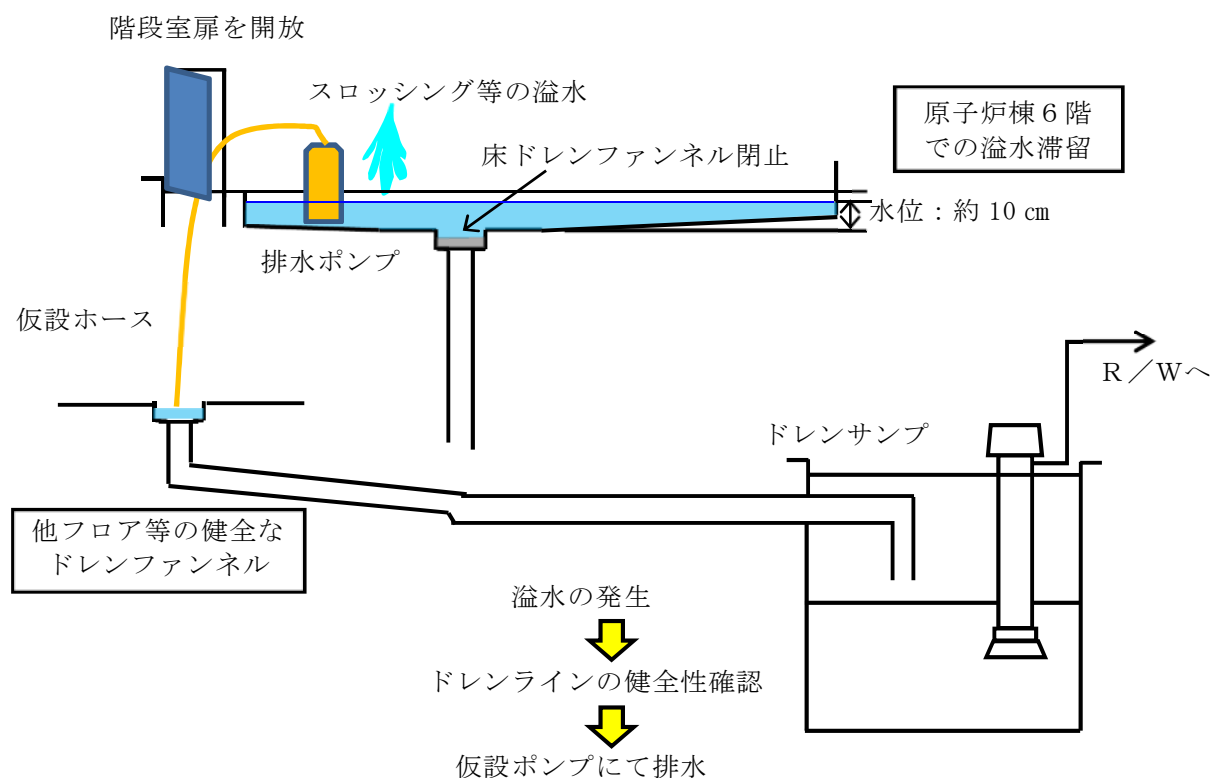
(3) 排水ライン閉塞時における排水処理について

仮に堰の切欠き部に閉塞が発生した場合を想定し、滞留水が発生する場合は、排水ポンプ等にて他フロアの既設ファンネルを利用し排水を実施する。具体的には、ドレンラインや排水受入れ先の廃棄物処理系設備の復旧、若しくは健全性の確認後、各階段室を通して下層階に仮設ホースを設置し、健全が確認されたファンネルに排水を行う。必要な排水作業について第 9 図に示す。

(4) 溢水滞留時のアクセス性について

停止時に発生する溢水における原子炉棟 6 階の滞留を想定すると、プール廻りの堰高さより水位は約 10 cm であり、作業等のアクセス性については影響のない水位である。

全ての排水ラインが閉塞したと仮定し、排水が出来ないとした場合でも、排水作業のためのアクセスは階段部より可能であり、6 階フロアに入る扉の開閉についても、滞留水位による影響がないよう、必要な高さを確保した堰を設置することから問題がない評価となる。



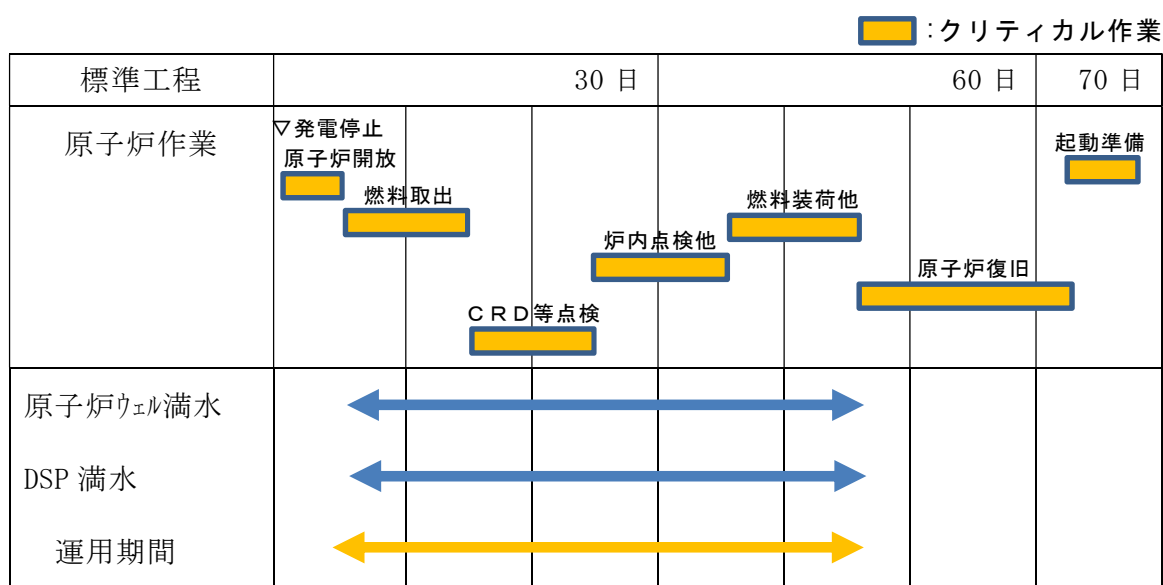
第 9 図 停止時の床ドレンファンネル閉止・堰の排水切欠き閉塞時における排水処理について

1.5 止水板の設計について

本評価においては、原子炉棟の原子炉ウエル及びドライヤセパレータプールを対象として、速度ポテンシャル理論による簡易評価により溢水量を算定した。この算定においては、保守的に評価を実施したことから、対策についても十分に保守的なものであるが、後段規制の段階で3次元流体解析による詳細評価を実施し、溢水量に応じて、溢水高さの最適化を図り、**裕度を確保することとする。**

1.6 床ドレンファンネルの閉止運用期間について

施設定期検査期間中に想定される、スロッシング対策として、原子炉棟6階については、床ドレンファンネルの閉止運用による溢水対策を実施する。標準的な施設定期検査工程を第10図に示す。



第 10 図 施設定期検査工程例

施設定期検査期間中に想定される、スロッシング対策が必要な期間は原子炉ウェル満水及びドライヤセパレータープール満水の期間であることから、標準的な作業工程を考慮した場合、40 日程度である。

施設定期検査期間中の原子炉ウェルとドライヤセパレータプールは、通常運転期間中と違い、遮蔽プラグやハッチが開放される状態となることから、現実的には溢水評価において水位を評価する床面のような滞留エリアとはならない状況となる。このため、停止期間中におけるスロッシングのような大量の溢水を想定した場合は、評価においても、プール外周部の堰を超える範囲については、プール側に溢水が戻る想定とする。

これに対し、通常運転期間については、遮蔽プラグやハッチが設置されているため、この範囲を流下範囲として設定していない。そのため、可能な限り汚染水を床ドレンファンネルにより処理し、床面に拡大させないことを考慮していることから、床ドレンファンネル閉止の運用は行わない。

2. ハッチ開放による溢水評価への影響の確認

原子炉棟の溢水影響評価において、通常閉止されているハッチについて、施設定期検査時等で開放されることを考慮した場合、溢水評価に及ぼす影響について確認した。対象としたハッチ配置を第 11 図に示す。

- ① 6 階東側，西側エリアハッチ開放により，東西区域エリアへ溢水伝播が発生する可能性がある。
- ② ハッチ開放部近傍の浸水防護設備に被水の可能性がある。
- ③ ハッチ開放により計画外の溢水経路が発生する可能性がある。
- ④ ハッチ開放により開放区域のエリア面積に影響を及ぼす可能性がある。

2.1 確認結果

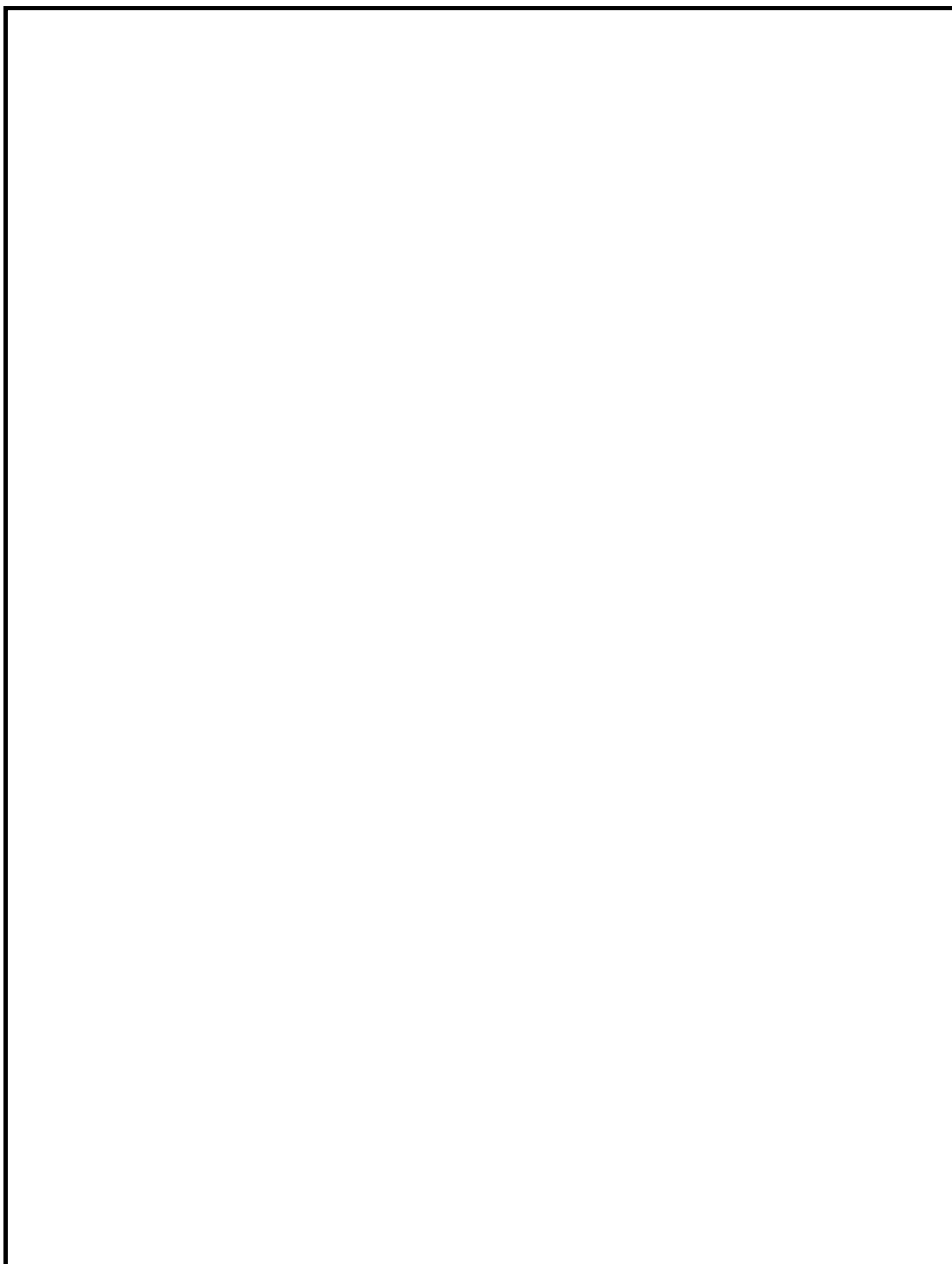
予想される影響を確認した結果，以下のとおり運用を行うことにより没水影響評価において問題ないことを確認した。

- ① 6階面での溢水は、東側西側エリアハッチ開放をおこなった場合、東西区域への溢水が発生し東西の防護対象設備へ影響を及ぼす恐れがあるため、当該ハッチについては、開放時に止水堰等の浸水防護対策を行う。
- ② 開放ハッチ下部近傍に防護対象設備が設置されているハッチについては、開口部からの溢水流下による被水の恐れがあるため、ハッチ開放時には、該当開口部に止水堰及び被水防護対策を行う。
- ③ ハッチ開放による開口面積の増加やコンクリートプラグ仮置きによる区画面積が減少するが、水位上昇は6階面で2cm程度であり、溢水防護対象設備が機能喪失しないことから、溢水影響評価に影響はない。
- ④ 設備点検に伴うハッチ開放においては、同じ機能をもつ異区分の安全機器のハッチを同時に開放しない運用制限を行う。

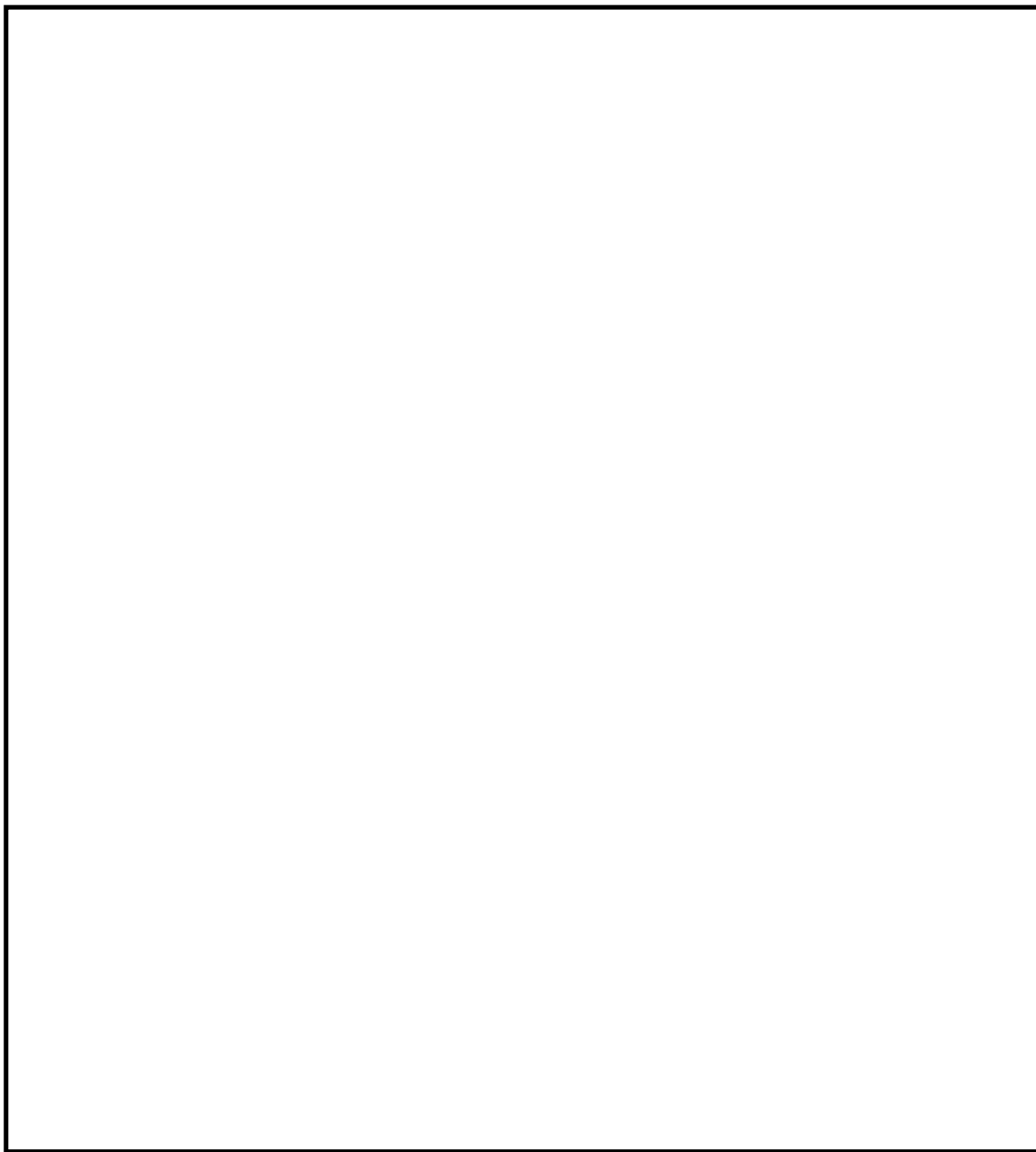
第3表 機器ハッチ開放による水位への影響

	床面積 (m ²)	溢水水位 (m)	備考
通常時	759.7	0.12	地震時評価
ハッチ 開放時	742.4	0.13	ハッチ開口:17.3m ² 考慮

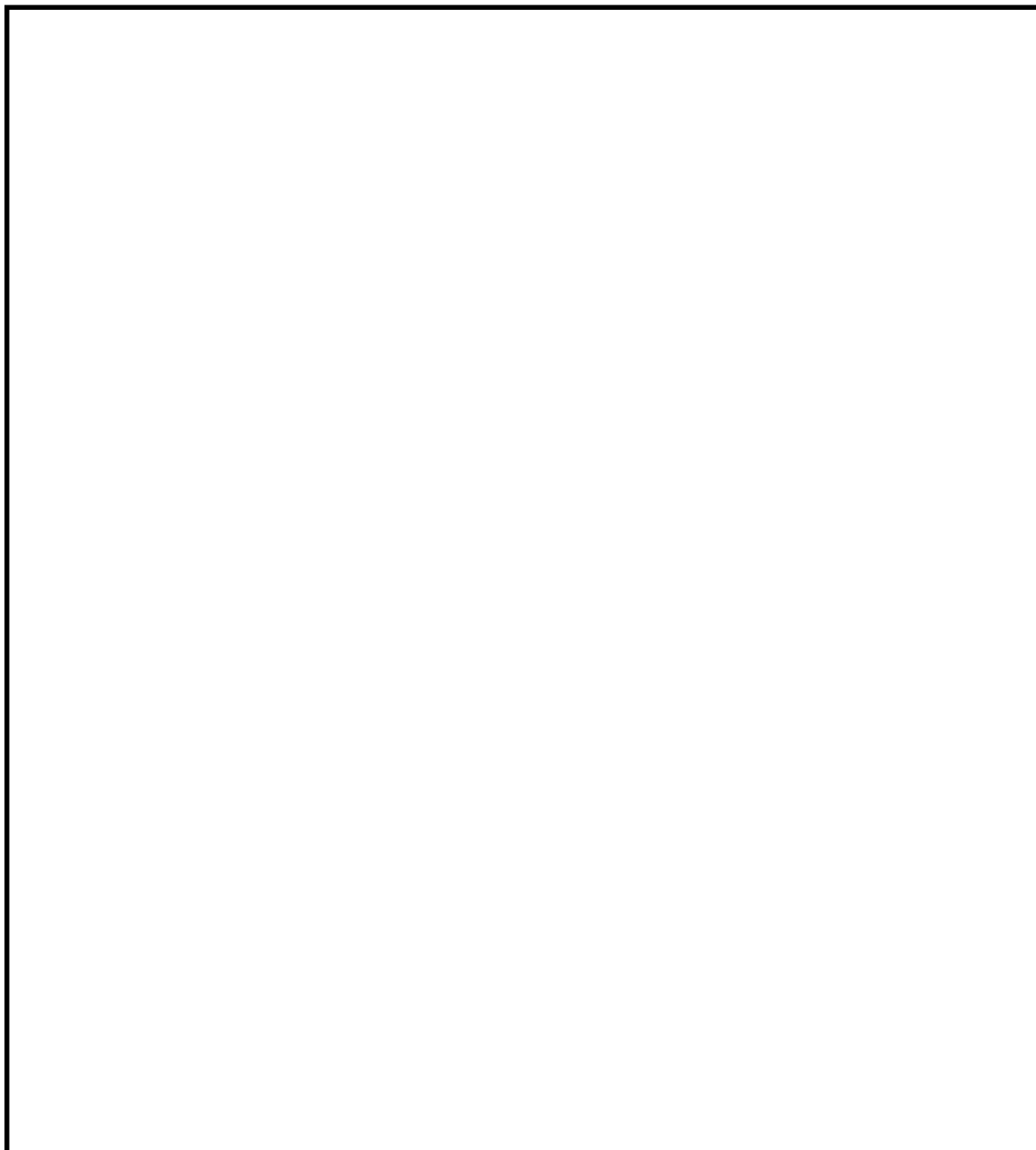
以上の確認結果及びこれらを実施することにより、必要な安全機能が損なわれないよう対応することとする。なお、運用面での対策については保安規定に基づく規程文書に明記する。



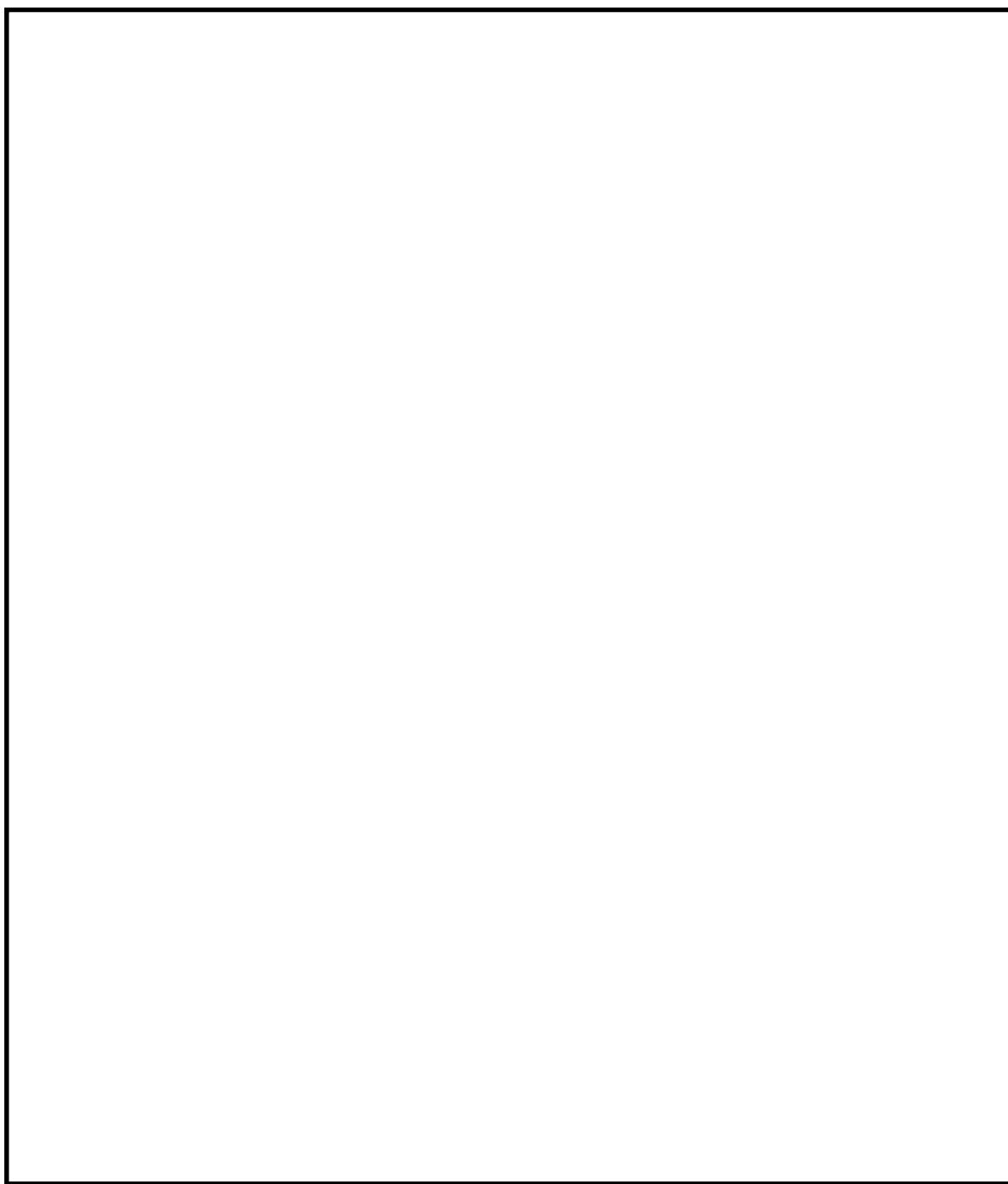
第 11 図 原子炉建屋ハッチ配置図(1/8)



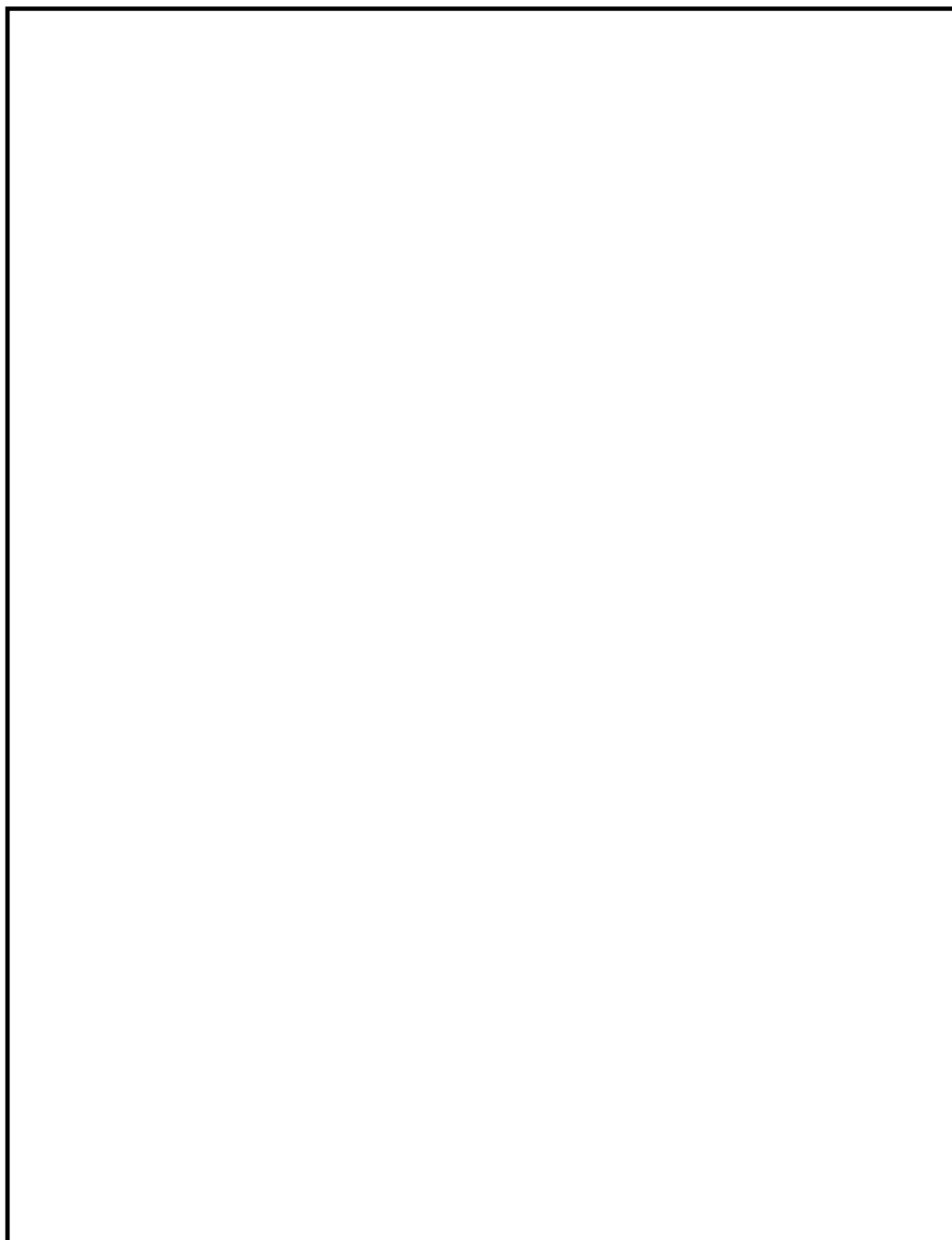
第 11 図 原子炉建屋ハッチ配置図(2/8)



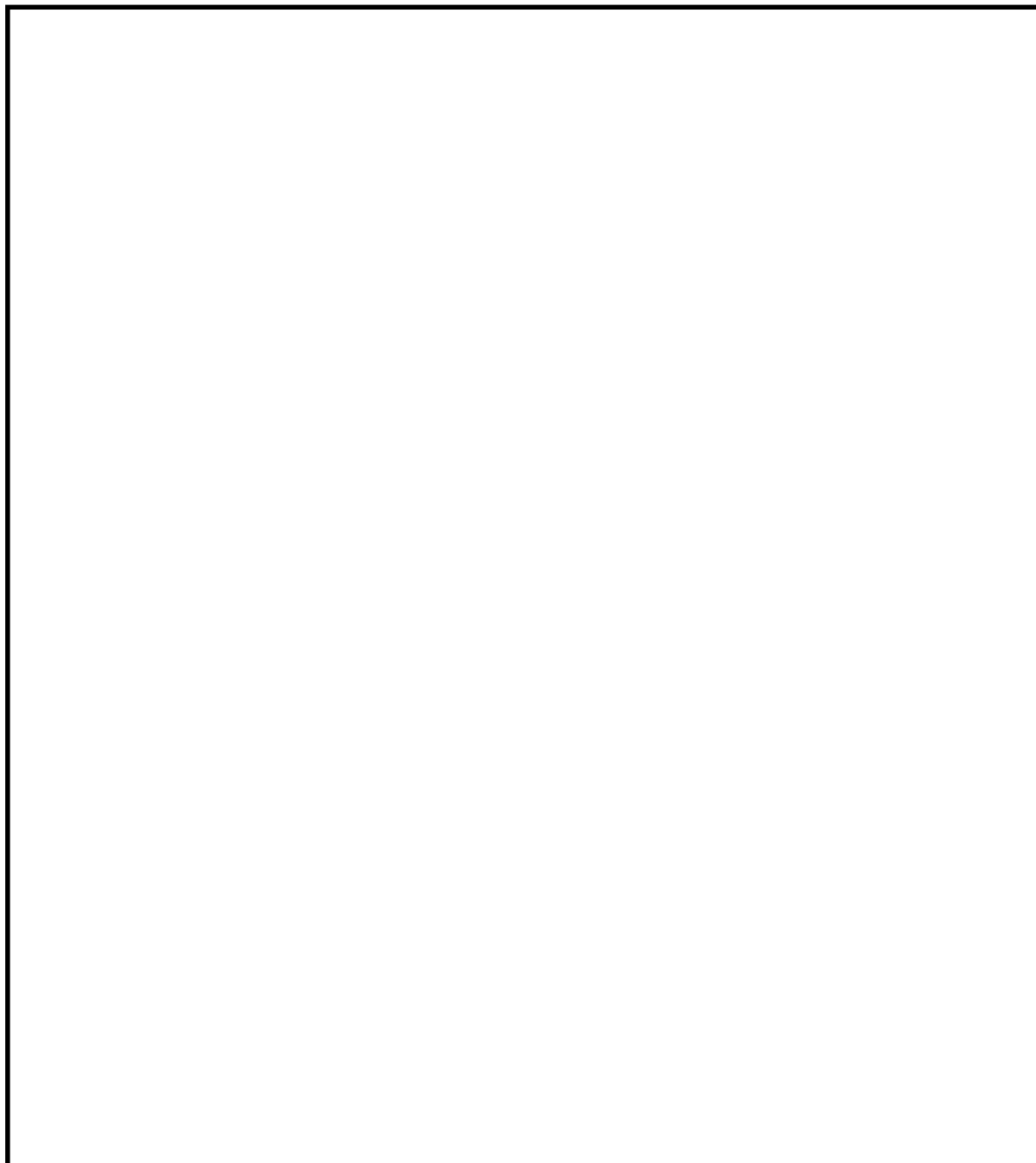
第 11 図 原子炉建屋ハッチ配置図(3/8)



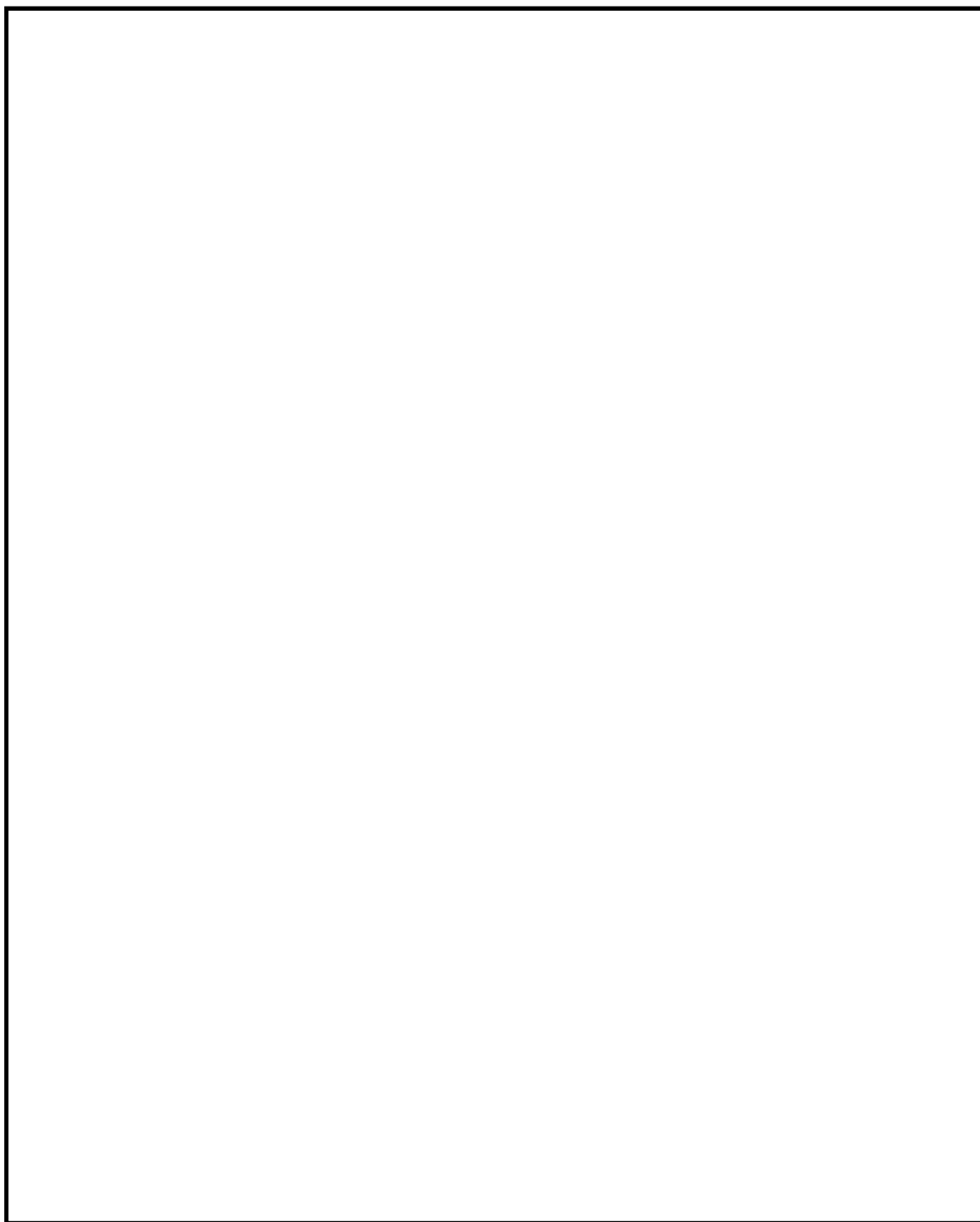
第 11 図 原子炉建屋ハッチ配置図(4/8)



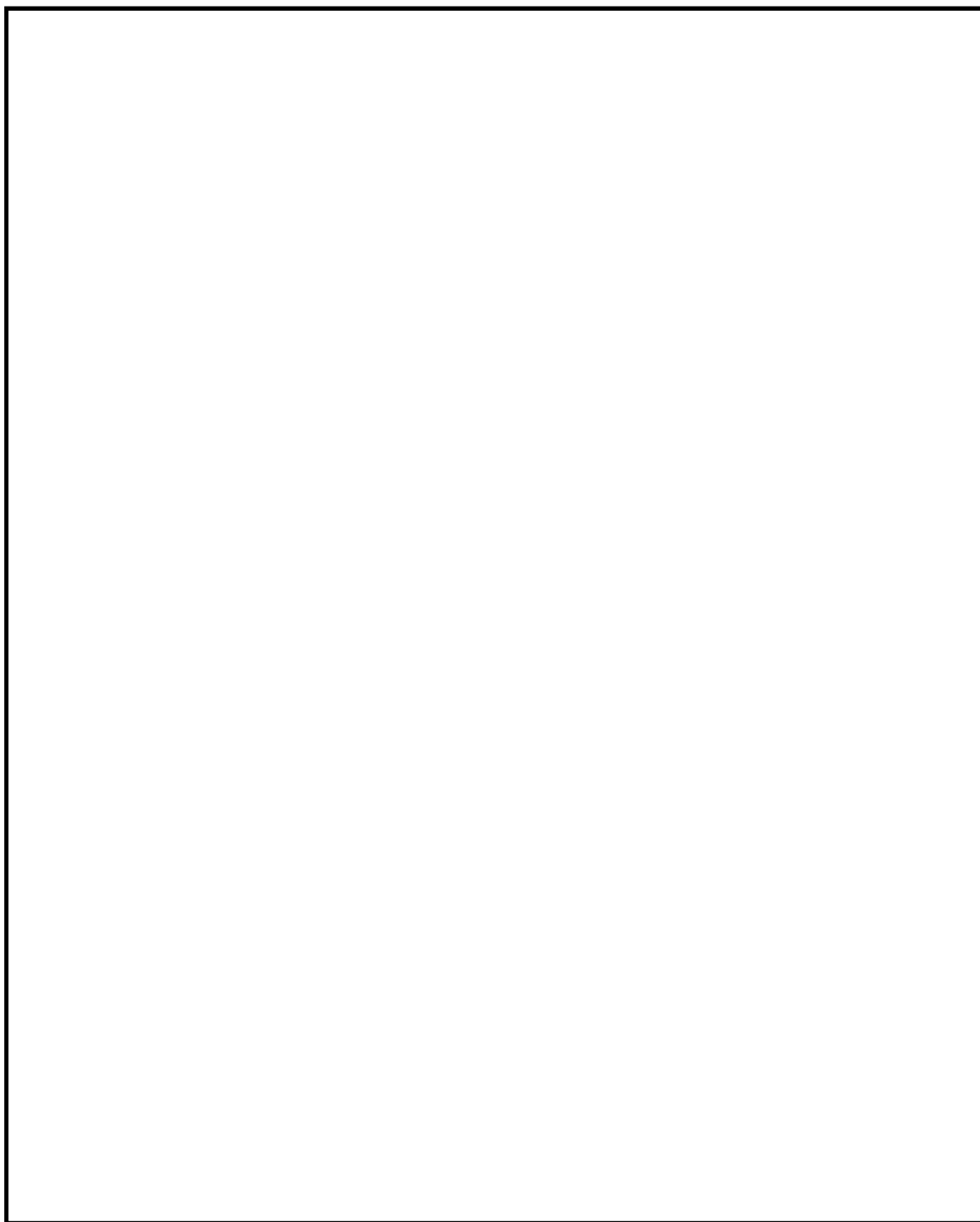
第 11 図 原子炉建屋ハッチ配置図(5/8)



第 11 図 原子炉建屋ハッチ配置図(6/8)



第 11 図 原子炉建屋ハッチ配置図(7/8)



第 11 図 原子炉建屋ハッチ配置図(8/8)

東海第二発電所

安全施設

(静的機器の単一故障)

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 追加要求事項に対する適合性

2. 安全施設

2.1 静的機器の単一故障

2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出

2.1.2 静的機器の基準適合性確認

2.1.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性

2.1.4 格納容器スプレイ冷却系の基準適合性

2.1.5 中央制御室換気系の基準適合性

2.2 安全施設の共用・相互接続

2.2.1 共用・相互接続設備の抽出

2.2.2 基準適合性

添付資料

添付1 重要度の特に高い安全機能を有する系統 抽出表

添付2 重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理表

添付3 重要度の特に高い安全機能を有する系統の分析結果

添付4 設計基準事故解析で期待する異常影響緩和系について

添付5 静的機器の単一故障に係る被ばく評価条件について

添付6 静的機器単一故障時の原子炉格納容器冷却機能代替性確認評価

添付7 修復作業の成立性に関する検討について

添付8 配管及びダクトの内部点検の実施状況について

添付 9 小規模破損の検知及び修復について

添付 10 中央制御室換気系の外気取入ラインについて

添付 11 故障・トラブル情報の活用について

添付 12 東海第二発電所におけるケーブルの系統分離について

添付 13 共有／相互接続設備 抽出表

添付 14 共用設備 概略図

< 概 要 >

1. において、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全施設のうち、静的機器の単一故障に関する設置許可基準規則第 12 条及び技術基準規則第 14 条の要求事項を第 1-1 表に示し、追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 12 条並びに技術基準規則第 14 条及び 15 条の

要求事項

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 14 条 (安全設備)	追加要求事項
1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	—	変更なし
2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。	静的機器の単一故障に関する考え方の明確化
3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件にお	2 安全性設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を	変更なし

いて、その機能を発揮することができるものでなければならない。	発揮することができるよう、施設しなければならない。	
--------------------------------	---------------------------	--

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 15 条 (設計基準対象施設の機能)	追加要求事項
—	設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。	変更なし
4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。	変更なし
—	3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。	変更なし
5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。	変更なし

<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。</p>	<p>5 設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項（相互接続に関する要求追加）</p>

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(g) 安全施設

(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単

一故障，長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって，外部電源が利用できない場合においても，その系統の安全機能を達成できる設計とする。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。設計に当たっては，想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく，当該単一故障の除去又は修復のためのアクセス性，補修作業性並びに当該作業期間における従事者の被ばくを考慮する。

- ・ 原子炉建屋ガス処理系の配管の一部
- ・ 中央制御室換気系のダクトの一部及び空気調和機

また，重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする以下の機器については，単一故障を仮定した場合においても安全機能を達成できる設計とする。

- ・ 格納容器スプレイ冷却系のスプレイヘッダ（サプレッション・チェンバ側）

安全施設の設計条件を設定するに当たっては，材料疲労，劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう，通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力，温度，湿度，放射線量等各種の環境条件を考慮し，十分安全側の条件を与えることにより，これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計

とする。

また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、タービンミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

(g-3) 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。

なお、発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設は無いことから、共用又は相互に接続することを考慮する必要はない。

安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水処理系のうち、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な機能及び居住性を有する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内）、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、IP電話及びIP-FAX）、加入電話設備（加入電話及び加入FAX）及び専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は、東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境試料測定設備は、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作することにより隔離で

きる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

(2) 安全設計方針

1. 1 安全設計の方針

1. 1. 1 安全設計の基本方針

1. 1. 1. 6 共用

重要安全施設は、東海発電所との間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。

安全施設（重要安全施設を除く。）において、共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

1. 1. 1. 7 多重性又は多様性及び独立性

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

1. 1. 1. 8 単一故障

(1) 設計方針

安全施設のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障が生じた場合、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれか

が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計とする。

なお、重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間にわたって安全機能が要求される静的機器を単一設計とする場合には、単一故障が安全上支障のない期間に確実に除去又は修復できる設計、他の系統を用いてその機能を代替できる設計又は単一故障を仮定しても安全機能を達成できる設計とする。

(2) 手順等

原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気空調系のダクトの一部に要求される機能を維持するため、保全計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

1.1.1.9 試験検査

安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

(3) 適合性説明

第十二条 安全施設

- 1 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではない。

- 7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

安全施設を、「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」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「P S」という。）。
- (2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「M S」という。）。

また、P S及びM Sのそれぞれに属する安全施設を、その有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス1、クラス2及びクラス3に分類する。それぞれのクラスの呼称は第1表に掲げるとおりとする。

なお、各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものとする。

- a. クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

- b. クラス 2 : 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- c. クラス 3 : 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

第 2 項について

重要度が特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け、想定される動的機器の単一故障又は長期間の使用が想定される静的機器の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。また、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、系統の安全機能が達成できるよう、非常用所内電源として非常用ディーゼル発電機 3 系統を設ける。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部並びに空気調和機については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能及び原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管及びダクトについては全周破断を想定しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆及び運転員の被ばく、当該単一故障の除去又は修復のためのアクセス性、補修作業性並びに当該作業期間として想定する屋外の場合 4 日間、屋内の場合 2 日間における従事者の被ばくを考慮し、周

周辺公衆の被ばく線量が設計基準事故時の判断基準である実効線量を下回ること、運転員の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度を下回ること及び従事者の被ばく線量が緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さく修復作業が実施可能であることを満足するものとする。

なお、単一故障を除去又は修復ができない場合であっても、周辺公衆に対する放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする格納容器スプレイ冷却系のスプレイヘッダ(サブプレッション・チェンバ側)については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所を全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また、このような場合においても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

なお、単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系のダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑える。

第3項について

安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これ

らの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

第4項について

安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を第2表に示す。

第5項について

発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損、配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定される。

発電所内の施設については、タービン・発電機等の大型回転機器に対して、その損壊によりプラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払う。

さらに、万一タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根、T-G カップリング、タービン・ディスク、高圧タービン・ロータ等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

高温高圧の流体を内包する主蒸気・給水管等については、材料選定、強度設計、品質管理に十分な考慮を払う。

さらに、これに加えて安全性を高めるために、上記配管については仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、安全施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための

手段として、主蒸気・給水管についてはパイプホイップレストレイントを設ける。

以上の考慮により、安全施設は安全性を損なわない設計とする。

第6項について

東海第二発電所においては、重用安全施設の共用又は相互に接続はしない。

第7項について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設間で共用するのは、固体廃棄物処理系、所内ボイラ設備、所内蒸気系、給水处理系、緊急時対策所、通信連絡設備、放射線監視設備及び消火系である。

固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。

所内ボイラ設備及び所内蒸気系は、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

給水处理系のうち、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

緊急時対策所は、東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な機能及び居住性を有する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備のうち無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、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、I P 電話及びI P - F A X）、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）は、東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境試料測定設備は、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

放射線監視設備のうち出入管理室は東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

消火系のうち構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンクは、東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

第1表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類 重要度による分類	安全施設		安全機能を有しない構築物， 系統及び機器
	異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)	
安全に関連する構築物， 系統及び機器	クラス1 PS-1 クラス2 PS-2 クラス3 PS-3	MS-1 MS-2 MS-3	
安全に関連しない構築物， 系統及び機器			安全機能以外の機能のみを行うもの

第2表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物、系統及び機器	設計上の考慮
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計とする。
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計とする。
残留熱を除去する系統	試験のできる設計とする。
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計とする。
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計とする。
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計とする。 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができる設計とする。
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができる設計とする。
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計とする。
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計とする。
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等

8.2 換気空調設備

8.2.1 換気設備

8.2.1.2 設計方針

- (6) 中央制御室換気系は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を放射線被ばくから防護するように設計する。
- (7) 中央制御室換気系は、主蒸気管破断事故時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能を達成できる設計とする。また、中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部及び空気調和機については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

9.2 格納容器スプレイ冷却系

9.2.2 設計方針

格納容器スプレイ冷却系は、事故後の動的機器の単一故障、又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される安全機能を達成できる設計とする。

単一設計とするスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）については、当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えと考えられる静的機器の単一故障を仮定した場合でも、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。また、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。

格納容器スプレイ冷却系の主要な設計仕様については、「5.4 残留熱除去系」に記述する。

重大事故等時の格納容器スプレイ冷却系は、「9.1.2 重大事故等時」に記述する。

9.4 原子炉建屋ガス処理設備

9.4.2 設計方針

- (1) 原子炉建屋ガス処理設備は、原子炉冷却材喪失事故時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能を達成できる設計とする。

なお、単一設計とする配管の一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

2.2 安全施設の共用・相互接続

東海第二発電所と廃止措置中である東海発電所間で共用・相互接続している設備について、設置許可基準規則第12条第6項及び第7項に対する基準適合性を説明する。

2.2.1 共用・相互接続設備の抽出

設置許可基準規則第12条の解釈において、以下の記載がなされている。

- 1 第1項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「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」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。
- 1 1 第6項に規定する「重要安全施設」については、「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」においてクラスMS-1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。
 - ・原子炉の緊急停止機能
 - ・未臨界維持機能
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能
 - ・原子炉停止後の除熱機能
 - ・炉心冷却機能
 - ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能
(ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物)を除く。)
 - ・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
 - ・安全上特に重要な関連機能(ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及

び排水口を除く。)

これらの要求により，設置許可基準規則第12条第6項及び第7項の対象となる系統は，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（重要度分類指針）に示される安全機能を有する構築物、系統及び機器（安全施設）となる。

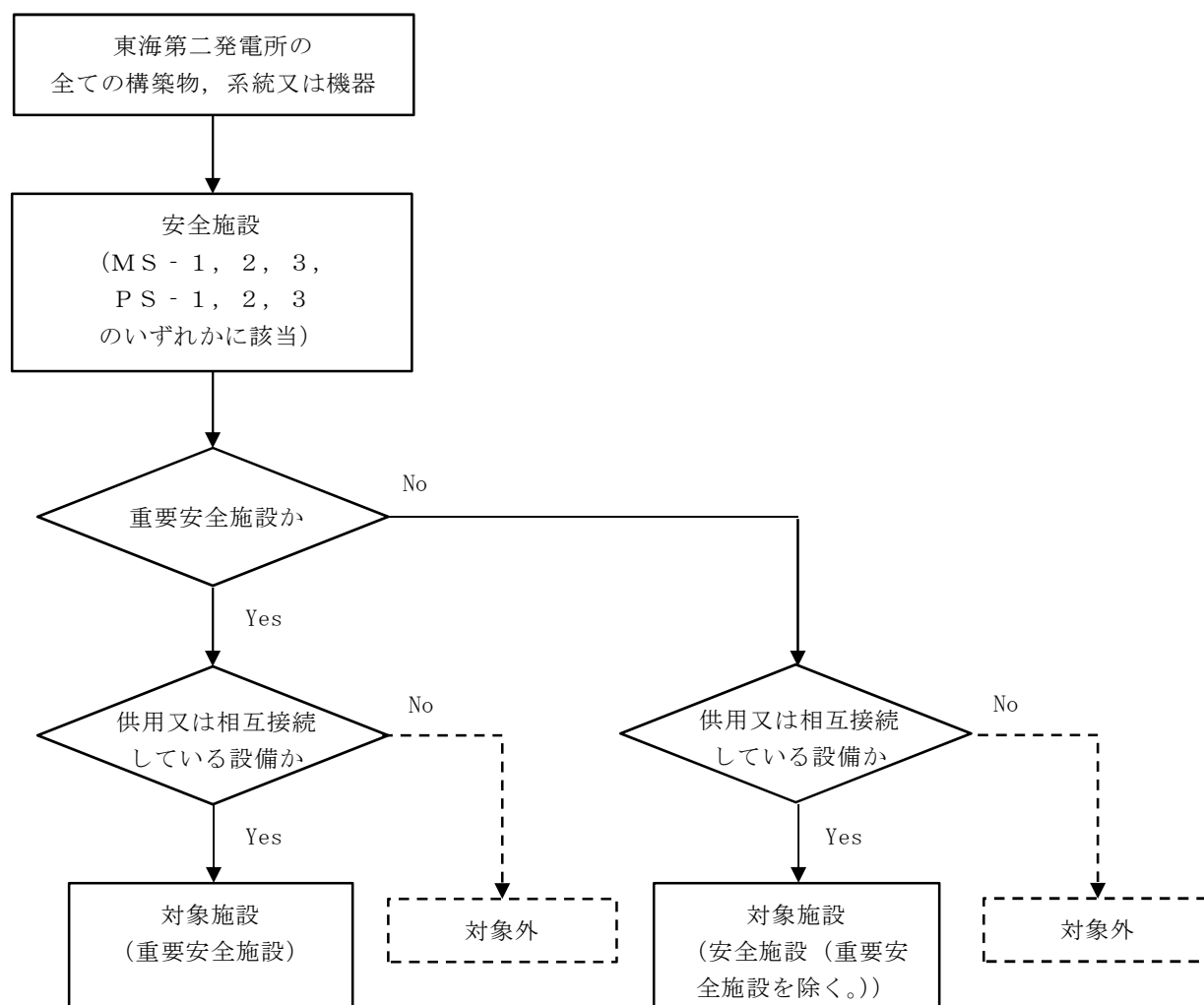
安全施設については，2基以上の発電用原子炉施設（東海第二発電所及び東海発電所）間で共用する場合は原子炉の安全性を損なうことのない設計としており，設置許可基準規則第12条第7項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。また，設置許可基準規則第12条第7項の相互接続設備に関する規則については，東海第二発電所及び東海発電所において相互に接続する安全施設は無いことを確認した。

安全施設のうち重要安全施設については，東海第二発電所及び東海発電所において共用又は相互に接続する施設は無いことから，設置許可基準規則第12条第6項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

これらの確認を行うにあたり，重要度分類指針に示される安全施設の中から東海第二発電所及び東海発電所の原子炉施設間で共用する系統を抽出した結果を添付13に示す。

系統の抽出にあたっては，安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針（J E A G 4612-2010，社団法人日本電気協会）及び安全機能を有する計測制御装置の設計指針（J E A G 4611-2009，社団法人日本電気協会）を参考とし，第2.2-1図に示す抽出フローに従って実施した。

抽出された対象施設の一覧を第2.2-1表に示す。また，抽出した系統の概略図を添付14に示す。



設置許可基準規則 第12条第6項
技術基準規則 第15条第5項
(共用化にて「安全性向上」)

設置許可基準規則 第12条第7項
技術基準規則 第15条第6項
(共用化にて「安全性を損なわない」)

第2.2-1 図 共用又は相互接続している安全施設の抽出フロー

第 2.2-1 表 共用・相互接続設備の抽出結果一覧

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
重要安全施設		
対象無し	—	—
安全施設（重要安全施設を除く）		
固体廃棄物処理系 ・セメント混錬固化装置 ・雑固体廃棄物焼却装置 ・雑固体減容処理設備 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・固体廃棄物作業建屋	P S - 3	共用
所内ボイラ設備 所内蒸気系	P S - 3	共用
給水処理系 ・原水タンク ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク ・純水貯蔵タンク	P S - 3	共用
緊急時対策所	M S - 3	共用
通信連絡設備 ・無線連絡設備（固定型） ・無線連絡設備（携帯型） ・衛星電話設備（固定型） ・衛星電話設備（携帯型） ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末及びF A X） ・テレビ会議システム（社内） ・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，I P 電話及びI P - F A X） ・加入電話設備（加入電話及び加入F A X） ・専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向）	M S - 3	共用

共用・相互接続設備	重要度分類	共用／相互接続
安全施設（重要安全施設を除く）		
放射線監視設備 ・固定モニタリング設備 ・環境試料測定設備 ・気象観測設備 ・放射能観測車 ・出入管理室	MS－3	共用
消火系（構内消火設備のみ） ・構内消火用ポンプ ・ディーゼル駆動構内消火ポンプ ・原水タンク（給水処理系）	MS－3	共用

これらの確認において、「安全性を損なうことのない」こと、及び「安全性が向上する」ことの判断基準は以下の通りとした。

○「安全性を損なうことのない」こと

：共用又は相互に接続することによって、要求される安全機能が阻害されることがないように配慮していること

○「安全性が向上する」こと

：各設備に要求される安全機能を満たしつつ、共用又は相互に接続することのメリットを期待できるよう配慮していること

詳細を2.2.2以降で示す。

2.2.2 基準適合性

2.2.2.1 重要安全施設

第 2.2-1 表に示す通り，東海第二発電所及び東海発電所において共用又は相互に接続する施設は無いことから，設置許可基準規則第 12 条第 6 項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

2.2.2.2 安全施設（重要安全施設を除く）

第 2.2-1 表に示す通り，重要安全施設を除く安全施設のうち，東海第二発電所及び東海発電所において共用する施設は以下の通りである。なお，相互に接続する施設は無いことを確認している。

- ・ 固体廃棄物処理系（セメント混練固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物貯蔵庫，固体廃棄物作業建屋）
- ・ 所内ボイラ設備，所内蒸気系
- ・ 給水処理系（原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク，純水貯蔵タンク）
- ・ 緊急時対策所
- ・ 通信連絡設備（無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び F A X），テレビ会議システム（社内），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，I P 電話及び I P－F A X），加入電話設備（加入電話及び加入 F A X），専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体向））
- ・ 放射線監視設備（固定モニタリング設備，気象観測設備，放射能観測車，環境試料測定設備，出入管理室）
- ・ 消火系（構内消火用ポンプ，ディーゼル駆動構内消火ポンプ，原水タンク）

共用による安全性への影響を確認した結果を第 2.2-2 表に示す。

第 2.2-2 表 安全施設 共用の適切性

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
固体廃棄物処理系 (セメント混練固化装置, 雑固体廃棄物焼却装置, 雑固体減容処理設備, 固体廃棄物貯蔵庫, 固体廃棄物作業建屋)	P S - 3	固体廃棄物処理系はその性状に応じて処理する設計としており, 東海第二発電所及び廃止措置中の東海発電所から発生する固体廃棄物について処理及び貯蔵保管する。なお, 固体廃棄物貯蔵庫への貯蔵保管量は, 各発電用原子炉施設における合計の予想発生量を考慮して設計しているため安全性を損なうことはない。
所内ボイラ設備 所内蒸気系	P S - 3	所内ボイラ設備及び所内蒸気系は, 東海第二発電所及び東海発電所に必要な容量を確保している。廃止措置中である東海発電所において, 何らかの要因で設備が破損した場合にも, 所内蒸気系接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。 なお, 東海発電所では, 洗濯設備及び建屋暖房に使用しており, 所内蒸気の供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。 従って, 安全性を損なうことはない。
給水処理系 (ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク, 純水貯蔵タンク) ※原水タンクについては 消火系にて記載	P S - 3	給水処理系は, 東海第二発電所及び東海発電所に必要な容量を確保している。廃止措置中である東海発電所において, 何らかの要因で設備が破損した場合にも, 給水配管接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。 なお, 東海発電所では, ろ過水貯蔵タンクから供給するろ過水を, 東海発電所の濾過水槽に貯留し, 事務所飲料水系及び作業時の雑用水に使用していることから, ろ過水貯蔵タンクからの供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。 また, 純水貯蔵タンクから供給する純水については, 東海発電所の純水タンクに貯留し, 補機冷却系に使用していることから, 純水貯蔵タンクから供給を停止しても安全性に影響を与えるものではない。 従って, 安全性を損なうことはない。

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
緊急時対策所	MS－3	緊急時対策所は、東海発電所と同時発災時に対応をする場合においても、必要な機能及び居住性を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
通信連絡設備 (無線連絡設備 (固定型)、無線連絡設備 (携帯型)、衛星電話設備 (固定型)、衛星電話設備 (携帯型)、電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS 端末及びFAX)、テレビ会議システム (社内)、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、IP 電話及びIP－FAX)、加入電話設備 (加入電話及び加入FAX)、専用電話設備 (ホットライン)(地方公共団体向))	MS－3	通信連絡設備は、東海第二発電所及び東海発電所の通信連絡を行うために必要な容量を確保する設計とすることにより、共用により通信ができなくなるなどの機能が喪失することはなく、通信連絡に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
放射線監視設備 (固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車、環境試料測定設備)	MS－3	放射線監視設備のうち、東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するための設備であり、共用により監視、測定ができなくなるなどの機能が喪失することはなく、監視に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。

共用設備	重要度分類	共用により安全性を損なわないことの説明
放射線監視設備 (出入管理室)	MS－3	放射線監視設備のうち、東海第二発電所及び東海発電所における管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視を行うための設備であり、共用により管理、監視できなくなるなどの機能が喪失することではなく、管理に必要な仕様を満足する設計としているため、安全性を損なうことはない。
消火系 (構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク)	MS－3	消火系のうち構内消火設備（屋外用）は、東海第二発電所及び東海発電所の消火活動に必要な容量（原水）を確保している。 廃止措置中である東海発電所において、何らかの要因で設備が破損した場合にも、給水配管接続部の弁を閉操作することにより隔離できる。 また、その状態で東海発電所側で火災が発生した際には防火水槽及び移動式消火設備による消火活動が可能である。 従って、安全性を損なうことはない。 なお、屋内の消火系については各発電用原子炉施設における供用はない。

第2.2-2表の通り、共用とすることで安全性を損なうことはないことから、設置許可基準規則第12条第7項の共用設備に関する規則に適合することを確認した。

共有／相互接続設備 抽出表

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって， (a) 炉心の著しい損傷，又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系（計装等の小口径配管・機器は除く。）	原子炉圧力容器			
				原子炉再循環ポンプ			
				配管，弁			
				隔離弁			
				制御棒駆動機構ハウジング			
				中性子束計装管ハウジング			
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒カップリング	制御棒カップリング			
				制御棒駆動機構カップリング			
		3) 炉心形状の維持機能	炉心支持構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート，上部格子板，炉心支持板，制御棒案内管），燃料集合体（ただし，燃料を除く。）	炉心シュラウド			
				シュラウドサポート			
				上部格子板			
				炉心支持板			
				燃料支持金具			
				制御棒案内管			
				制御棒駆動機構ハウジング			
				燃料集合体（上部タイプレート）			
				燃料集合体（下部タイプレート）			
				燃料集合体（スペーサ）			
				燃料集合体	チャンネルボックス		
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系（制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能））	制御棒	○		
				制御棒案内管	○		
				制御棒駆動機構	○		
				原子炉停止系の制御棒による系	水圧制御ユニット（スクラムパイロット弁，スクラム弁，アキュムレータ，窒素容器，配管，弁）	○	

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系 統の共用/相互 接続あり
MS－1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	2) 未臨界維持機能	原子炉停止系（制御棒による系，ほう酸水注入系）	制御棒	○		
				制御棒カップリング	○		
				制御棒駆動機構カップリング	○		
				原子炉停止系の制御棒による系	制御棒駆動機構	○	
					制御棒駆動機構ハウジング	○	
				ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ，注入弁，タンク出口弁，ほう酸水貯蔵タンク，ポンプ吸込配管及び弁，注入配管及び弁）	○		
		3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	逃がし安全弁（安全弁開機能）	○		
		4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，逃がし安全弁（手動逃がし機能），自動減圧系（手動逃がし機能））	残留熱除去系（ポンプ，熱交換器，原子炉停止時冷却モードのルートとなる配管及び弁）	○		
				残留熱除去系	熱交換器バイパス配管及び弁	○	
				原子炉隔離時冷却系（ポンプ，サブプレッション・プール，タービン，サブプレッション・プールから注水先までの配管，弁）		○	
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁	○	
					ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	
					サブプレッション・プールストレーナ	○	
					潤滑油冷却器及びその冷却器までの冷却水供給配管	○	
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッド）		○	

重要度分類指針			東海第二発電所					
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器			重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系 統の共用/相互 接続あり
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物，系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，逃がし安全弁（手動逃がし機能），自動減圧系（手動逃がし機能））	高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○		
					サプレッション・プールストレーナ	○		
				逃がし安全弁（手動逃がし機能）		○		
				逃がし安全弁（手動逃がし機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○		
				自動減圧系（手動逃がし機能）		○		
				自動減圧系（手動逃がし機能）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○		
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○		

重要度分類指針			東海第二発電所				
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系 統の共用/相互 接続あり
MS－1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物，系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系）	低圧炉心スプレイ系（ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）	○		
				低圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	
					サブプレッション・プールストレーナ	○	
				残留熱除去系（低圧注水モード）（ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールから注水先までの配管，弁（熱交換器バイパスライン含む），注水ヘッダ）		○	
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	
					サブプレッション・プールストレーナ	○	
				高圧炉心スプレイ系（ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールからスプレイ先までの配管，弁，スプレイヘッダ）		○	
				高圧炉心スプレイ系	ポンプミニマムフローライン配管，弁	○	
					サブプレッション・プールストレーナ	○	

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物，系統及び機器	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系，自動減圧系）	自動減圧系（逃がし安全弁）	○		
				自動減圧系（逃がし安全弁）	原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管	○	
					駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）	○	
		6) 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，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器（格納容器本体，貫通部，所員用エアロック，機器搬入ハッチ）		○	
				原子炉格納容器	ダイヤフラムフロア	○	
					ベント管	○	
					スプレイ管	○	
					ベント管付き真空破壊弁	○	
					原子炉建屋外側ブローアウトパネル	○	
					逃がし安全弁排気管のクエンチャ	○	
				原子炉建屋原子炉棟（原子炉建屋外側ブローアウトパネル付）		○	
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁	○	
				格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管		○	
				格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	主蒸気隔離弁駆動用空気又は窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから主蒸気隔離弁までの配管，弁）	○	

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系 統の共用/相互 接続あり	
MS－1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し，残留熱を除去し，原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し，敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物，系統及び機器	6) 放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器，原子炉格納容器隔離弁，原子炉格納容器スプレイ冷却系，原子炉建屋，非常用ガス処理系，非常用再循環ガス処理系，可燃性ガス濃度制御系	主蒸気流量制限器	○		
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（ポンプ，熱交換器，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールからスプレイ先（ドライウエル及びサブプレッション・プール気相部）までの配管，弁，スプレイヘッダ（ドライウエル及びサブプレッション・プール））	○		
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁	○	
					サブプレッション・プールストレーナ	○	
				原子炉建屋ガス処理系（乾燥装置，排風機，フィルタ装置，原子炉建屋原子炉棟吸込口から排気筒頂部までの配管，弁）	○		
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置（乾燥機能部分）	○	
					排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）		
				可燃性ガス濃度制御系（再結合装置，格納容器から再結合装置までの配管，弁，再結合装置から格納容器までの配管，弁）	○		
				可燃性ガス濃度制御系	残留熱除去系（再結合装置への冷却水供給を司る部分）	○	
				排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能）			
	2) 安全上必須なそ	1) 工学的安全施	安全保護系	遮蔽設備（原子炉遮蔽壁，一次遮蔽壁，二次遮蔽壁）	○		
				原子炉緊急停止の安全保護回路	○		

重要度分類指針			東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系 統の共用/相互 接続あり
	他の構築物，系 統及び機器	設及び原子炉停 止系への作動信 号の発生機能	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路 ・原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 ・主蒸気隔離の安全保護回路 	○		

MS－1	2) 安全上必須なそ の他の構築物，系 統及び機器	2) 安全上特に重 要な関連機能	非常用所内電源系，制 御室及びその遮蔽・非 常用換気空調系，非常 用補機冷却水系，直流 電源系（いずれも，M S－1 関連のもの）	非常用所内電源系（ディーゼル機関，発電機，発電 機から非常用負荷までの配電設備及び電路）	○		
				非常用所内電源系	燃料系	○	
					始動用空気系（機関～ 空気だめ）	○	
					吸気系	○	
					冷却水系	○	
				中央制御室	○		
				中央制御室遮蔽			
				中央制御室換気空調系（放射線防護機能及び有毒 ガス防護機能）（非常用再循環送風機，非常用再循 環フィルタ装置，空調ユニット，送風機，排風機， ダクト及びダンパ）	○		
				残留熱除去系海水系（ポンプ，熱交換器，配管，弁， ストレーナ（MS－1 関連））	○		
				ディーゼル発電機海水系（ポンプ，配管，弁，スト レーナ）	○		
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から非常用負荷までの 配電設備及び電路（MS－1 関連））	○		
			その他	計装制御電源系（MS－1 関連）	○		
				放水路ゲート			

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共用/相互 接続あり	
P S - 2	1) その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが，敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構造物，系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。）	主蒸気系，原子炉冷却材浄化系（いずれも，格納容器隔離弁の外側のみ）	原子炉冷却材浄化系（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分）			
				主蒸気系			
				原子炉隔離時冷却系タービン蒸気供給ライン（原子炉冷却材圧力バウンダリから外れる部分であって外側隔離弁下流からタービン止め弁まで）			
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって，放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの），使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	放射性気体廃棄物処理系（活性炭式希ガスホールドアップ装置）			
				使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む）			
				新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料貯蔵ラック）			
				使用済燃料乾式貯蔵容器			
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料交換機			
				原子炉建屋クレーン			
				使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン			
				燃料取扱設備	原子炉ウエル		

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって，その故障により，炉心冷却が損なわれる可能性の高い構造物，系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）	逃がし安全弁（吹き止まり機能に関連する部分）			

MS－2	1) P S－2 の構造物，系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構造物，系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	非常用補給水系	残留熱除去系（ポンプ，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールから燃料プールまでの配管，弁）				
				残留熱除去系	ポンプミニマムフローラインの配管，弁			
					サブプレッション・プールストレーナ			
		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，排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外）	放射性気体廃棄物処理系（オフガス系）隔離弁				
				排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外）				
				燃料プール冷却浄化系の燃料プール入口逆止弁				
			燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系	原子炉建屋原子炉棟				
				原子炉建屋	原子炉建屋常用換気空調系隔離弁			
				原子炉建屋ガス処理系				
				原子炉建屋ガス処理系	乾燥装置（乾燥装置部分）			

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系 統の共用/相互 接続あり
	2) 異常状態への対応上特に重要な構造物，系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能）			
				・中性子束（起動領域計装） ・原子炉スクラム用電磁接触器の状態 ・制御棒位置			
				・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉圧力			
				・原子炉格納容器圧力 ・サブプレッション・プール水温度 ・原子炉格納容器エリア放射線量率（高レンジ）			

MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構造物，系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計器の一部	[低温停止への移行] ・原子炉圧力 ・原子炉水位（広帯域） [ドライウェルスプレイ] ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・原子炉格納容器圧力 [サブプレッション・プール冷却] ・原子炉水位（広帯域，燃料域） ・サブプレッション・プール水温度 [可燃性ガス濃度制御系起動] ・原子炉格納容器水素濃度 ・原子炉格納容器酸素濃度			
		2) 異常状態の緩和機能	BWRには対象機能なし	(対象外)			
		3) 制御室外からの安全停止機能	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）	制御室外原子炉停止装置（安全停止に関連するもの）の操作回路			
PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって，PS-1及びPS-2以外	1) 原子炉冷却材保持機能（PS-1，PS-2以外のもの）	計装配管，試料採取管	計装配管，弁			
				試料採取管，弁			
				ドレン配管，弁			
				ベント配管，弁			

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
	の構築物，系統及び機器	2) 原子炉冷却材の循環機能	原子炉再循環系	原子炉再循環ポンプ，配管，弁，ライザー管（炉内），ジェットポンプ			
		3) 放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）	復水貯蔵タンク			
				液体廃棄物処理系（低電導度廃液収集槽，高電導度廃液収集槽）			
				固体廃棄物処理系（C U W粉末樹脂沈降分離槽，使用済樹脂槽，濃縮廃液タンク，固体廃棄物貯蔵庫（ドラム缶））		共用 （固体廃棄物貯蔵庫）	

P S - 3	1) 異常状態の起因事象となるものであって，P S - 1 及びP S - 2 以外の構築物，系統及び機器	3) 放射性物質の貯蔵機能	サプレッション・プール水排水系，復水貯蔵タンク，放射性廃棄物処理施設（放射性インベントリの小さいもの）	新燃料貯蔵庫	新燃料貯蔵ラック			
				給水加熱器保管庫				
				セメント混練固化装置及び雑固体減容処理設備（液体及び固体の放射性廃棄物処理系）			共用 （セメント混練固化装置，雑固体廃棄物焼却装置，雑固体減容処理設備，固体廃棄物作業建屋）	
		4) 電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	発電機及びその励磁装置（発電機，励磁機）				
				発電機及び励磁装置	固定子冷却装置			
					発電機水素ガス冷却装置			
					軸密封油装置			
					励磁電源系			
				蒸気タービン（主タービン，主要弁，配管）				
				蒸気タービン	主蒸気系（主蒸気／駆動源）			
					タービン制御系			
					タービン潤滑油系			

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系 統の共用/相互 接続あり
				復水系（復水器を含む）（復水器，復水ポンプ，配管／弁）			
				復水系（復水器含む） 復水器空気抽出系（蒸気式空気抽出系，配管／弁）			
				給水系（電動駆動給水ポンプ，タービン駆動給水ポンプ，給水加熱器，配管／弁）			
				給水系 駆動用蒸気			
				循環水系（循環水ポンプ，配管／弁）			
				循環水系 取水設備（屋外トレンチを含む）			
				常用所内電源系（発電機又は外部電源系から所内負荷までの配電設備及び電路（MS－1関連以外））			
				直流電源系（蓄電池，蓄電池から常用負荷までの配電設備及び電路（MS－1関連以外））			
PS－3	1) 異常状態の起回事象となるものであって，PS－1及びPS－2以外の構築物，系統及び機器	4) 電源供給機能（非常用を除く。）	タービン，発電機及びその励磁装置，復水系（復水器を含む。），給水系，循環水系，送電線，変圧器，開閉所	計測制御電源系（電源装置から常用計測制御装置までの配電設備及び電路（MS－1関連以外））			
				送電線			
				変圧器（所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器，電路）			
				変圧器 油劣化防止装置			
				冷却装置			
				開閉所（母線，遮断機，断路器，電路）			
		5) プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）	原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む。），原子炉核計装，原子炉プラントプロセス計装	・原子炉制御系（制御棒価値ミニマイザを含む） ・原子炉核計装 ・原子炉プラントプロセス計装			
		6) プラント運転補助機能	所内ボイラ，計装用圧縮空気系	所内ボイラ設備（所内ボイラ，給水タンク，給水ポンプ，配管／弁）		共用	給水处理系（PS－3（所内ボイラ関連として））
				所内ボイラ設備 電気設備（変圧器）		共用	
				所内蒸気系及び戻り系（ポンプ，配管／弁）		共用 （所内蒸気系）	

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構築物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
				計装用圧縮空気設備（空気圧縮機，中間冷却器，配管，弁）			
				計装用圧縮空気設備	後部冷却器		
					気水分離器		
					空気貯槽		
				原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）			
				タービン補機冷却水系（タービン補機冷却ポンプ，熱交換器，配管／弁）			
				タービン補機冷却水系	サージタンク		
				補機冷却海水ポンプ，配管／弁，ストレーナ			
				復水補給水系（復水移送ポンプ，配管／弁）			
				復水補給水系	復水貯蔵タンク		給水処理系（P S－3（復水補給水系関連として））
P S－3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物，系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管	燃料被覆管			
				上／下部端栓			
		2) 原子炉冷却材の浄化機能	原子炉冷却材浄化系，復水浄化系	タイロッド			
				原子炉冷却材浄化系（再生熱交換器，非再生熱交換器，C U Wポンプ，ろ過脱塩装置，配管，弁）			
M S－3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても，M S－1，M S－2とあいまって，事象を緩和する構築物，系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	逃がし安全弁（逃がし弁機能），タービンバイパス弁	復水浄化系（復水脱塩装置，配管，弁）			
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）			
				原子炉圧力容器から逃がし安全弁までの主蒸気配管			
				駆動用窒素源（アキュムレータ，アキュムレータから逃がし安全弁までの配管，弁）			
				タービンバイパス弁			
				タービンバイパス弁	原子炉圧力容器からタービンバイパス弁までの主蒸気配管		

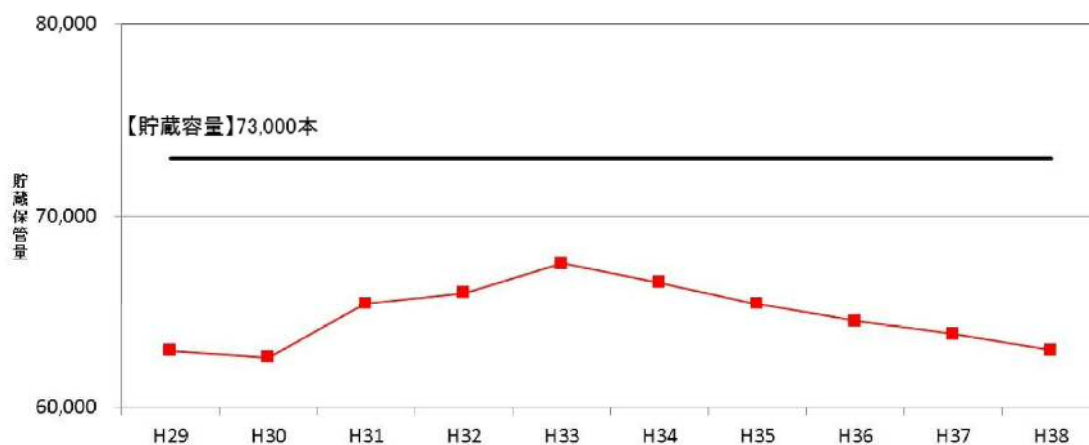
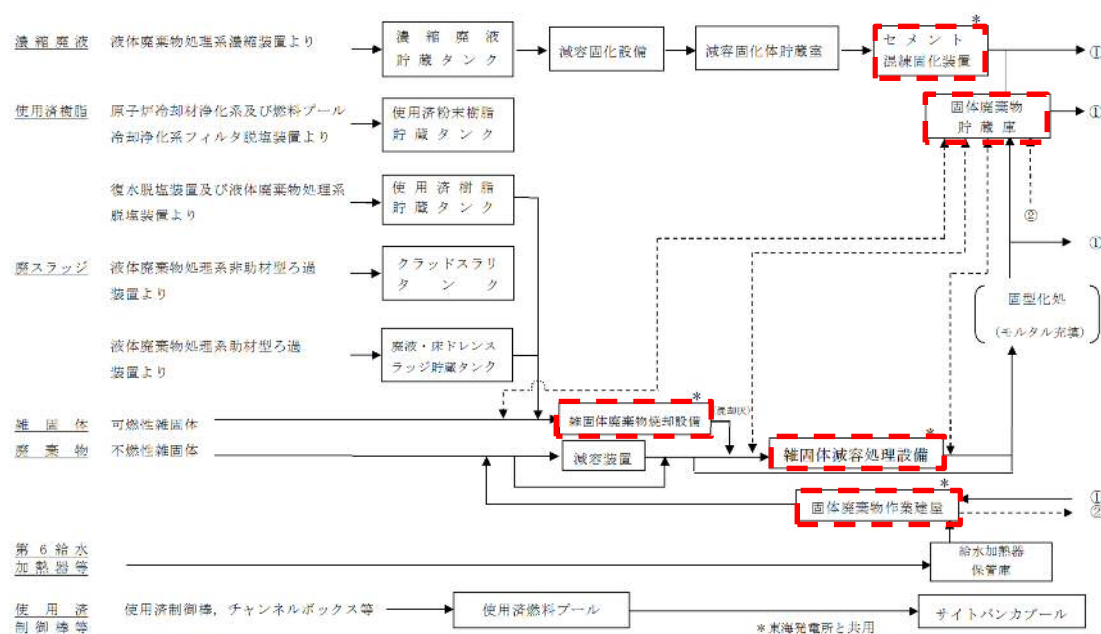
重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系 統の共用/相互 接続あり
					駆動用油圧源（アキュムレータ，アキュムレータからタービンバイパス弁までの配管，弁）		
		2) 出力上昇の抑制機能	原子炉冷却材再循環系（再循環ポンプトリップ機能，制御棒引抜監視装置）	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉再循環制御系 制御棒引き抜き阻止回路 選択制御棒挿入回路 			
		3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	制御棒駆動水圧系（ポンプ，復水貯蔵タンク，復水貯蔵タンクから制御棒駆動機構までの配管，弁）			
				制御棒駆動水圧系	ポンプサクションフィルタ ポンプミニマムフローライン配管，弁		
MS－3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても，MS－1，MS－2とあいまって，事象を緩和する構造物，系統及び機器	3) 原子炉冷却材の補給機能	制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系（ポンプ，タービン，サブプレッション・プール，サブプレッション・プールから注水先までの配管，弁）			
				原子炉隔離時冷却系	タービンへの蒸気供給配管，弁		
					ポンプミニマムフローライン配管，弁		
					潤滑油冷却系及びその冷却器までの冷却水供給配管		
	2) 異常状態への対応上必要な構造物，系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	緊急時対策所			共用
				緊急時対策所	情報収集設備		共用
					通信連絡設備		共用
					資料及び器材		共用
					遮蔽設備		共用
				試料採取系（異常時に必要な下記の機能を有するもの。原子炉冷却材放射性物質濃度サンプリング分析，原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度サンプリング分析）			
				通信連絡設備			共用

重要度分類指針				東海第二発電所			
分類	定義	機能	構造物，系統又は機器		重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
				放射線監視設備		共用 (固定モニタリング設備, 環境試料測定設備, 気象観測設備, 放射能観測車, 出入管理室)	
				事故時監視計器の一部			
				消火系 (水消火設備, 泡消火設備, 二酸化炭素消火設備, 等)		共用 (構内消火設備のみ)	
				消火系	消火ポンプ	共用 (構内消火用ポンプ, ディーゼル駆動構内消火ポンプ)	
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構造物，系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所，試料採取系，通信連絡設備，放射能監視設備，事故時監視計器の一部，消火系，安全避難通路，非常用照明	消火系	ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 多目的タンク	共用 (原水タンク)	給水処理系 (MS-3 (消火系関連として))
					火災検出装置 (受信機含む)		
					防火扉，防火ダンパ，耐火壁，隔壁 (消火設備の機能を維持担保するために必要なもの)		
				安全避難通路			
				安全避難通路	安全避難用扉		
				非常用照明			

共用設備 概略図


(1) 固体廃棄物処理系

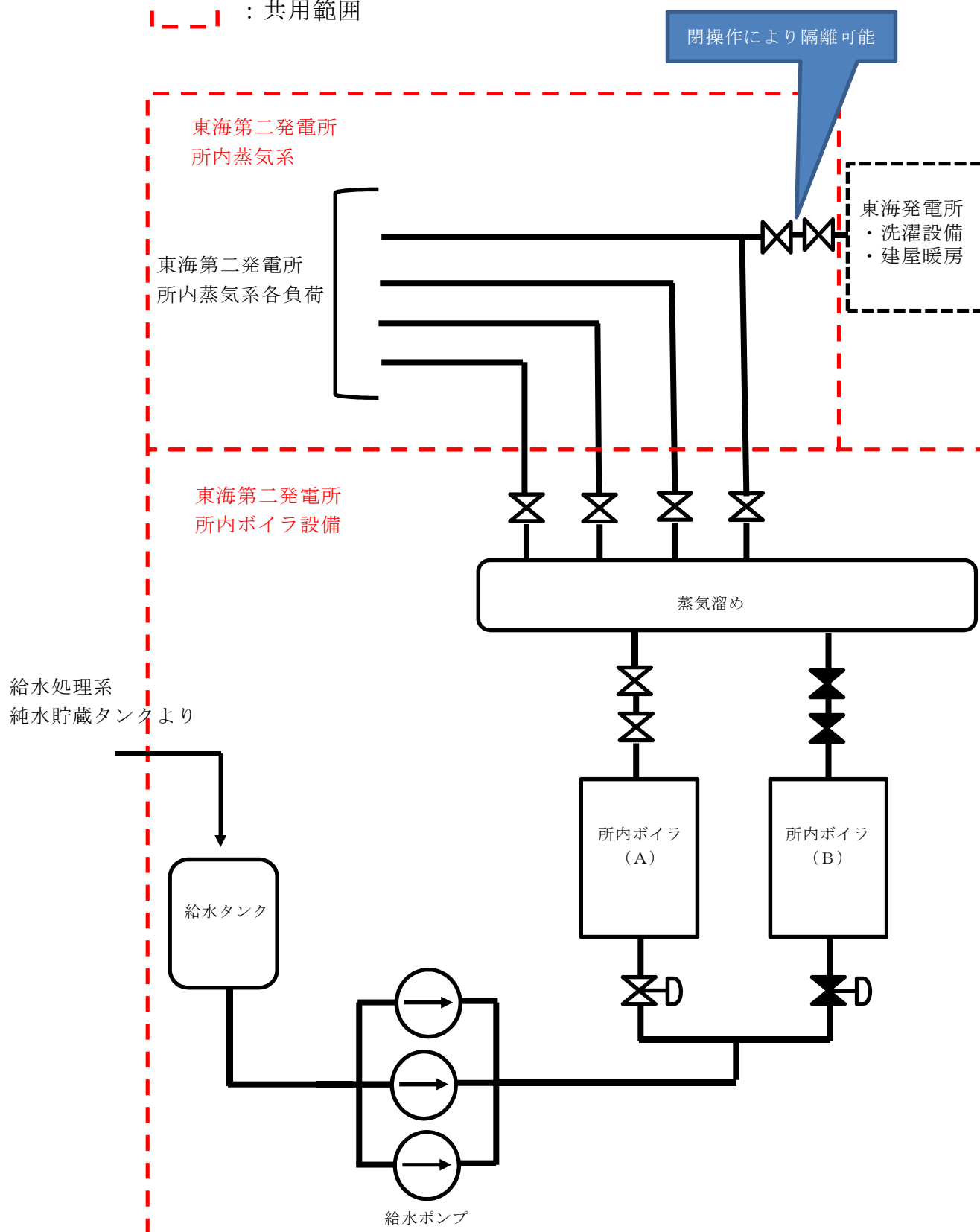
 : 共用範囲



固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所と共用）の貯蔵保管量予測

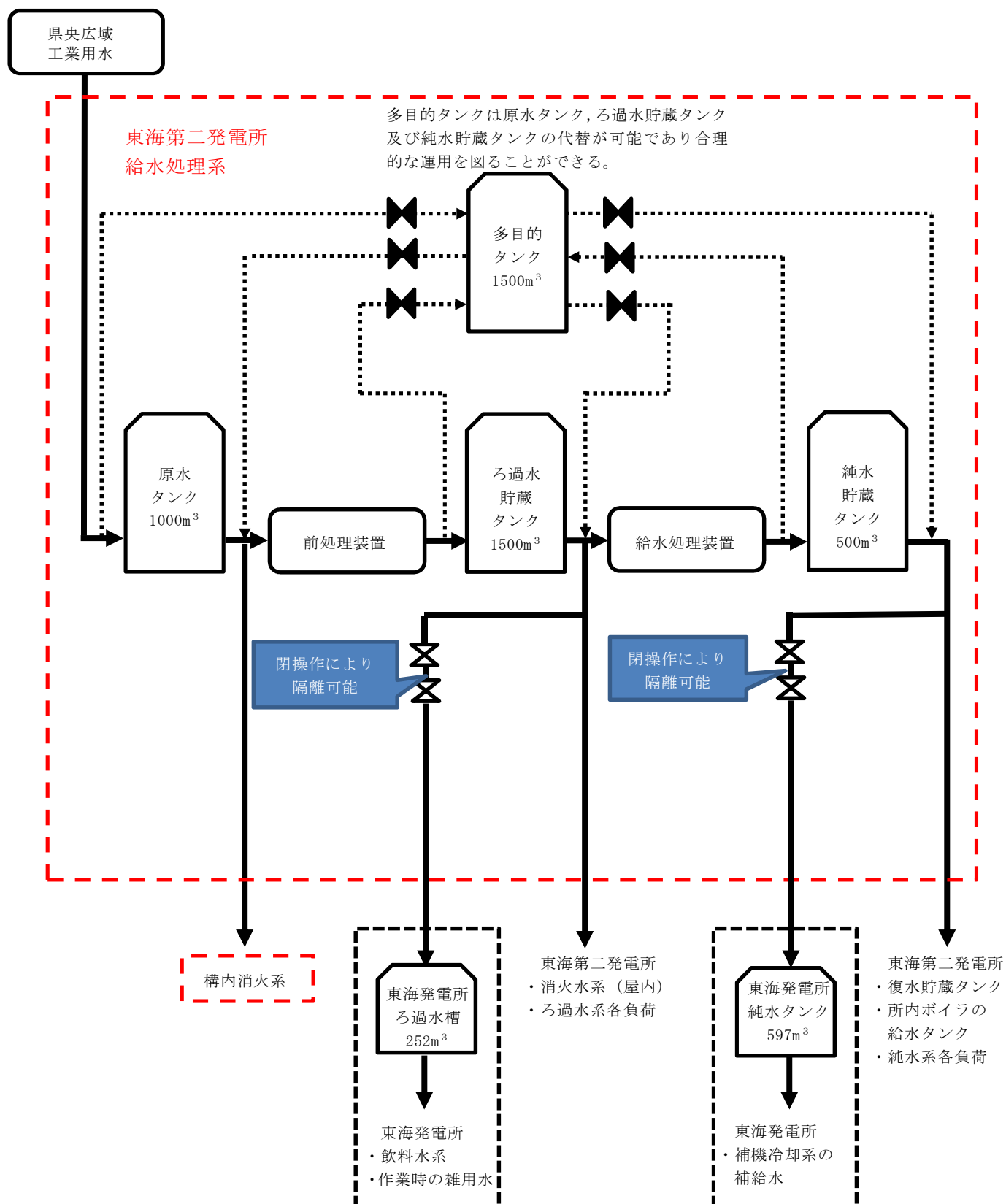
(2) 所内ボイラ設備，所内蒸気系

 : 共用範圍



(3) 給水処理系

 : 共用範囲



(4) 放射線監視設備

① 固定モニタリング設備（モニタリングポスト）



② 気象観測設備



【超音波風向風速計】
(地上高さ)



【ドップラーソーダ（風向風速計）】
(排気筒高さ)



【日射計(左),放射収支計(右)】



【温度計】



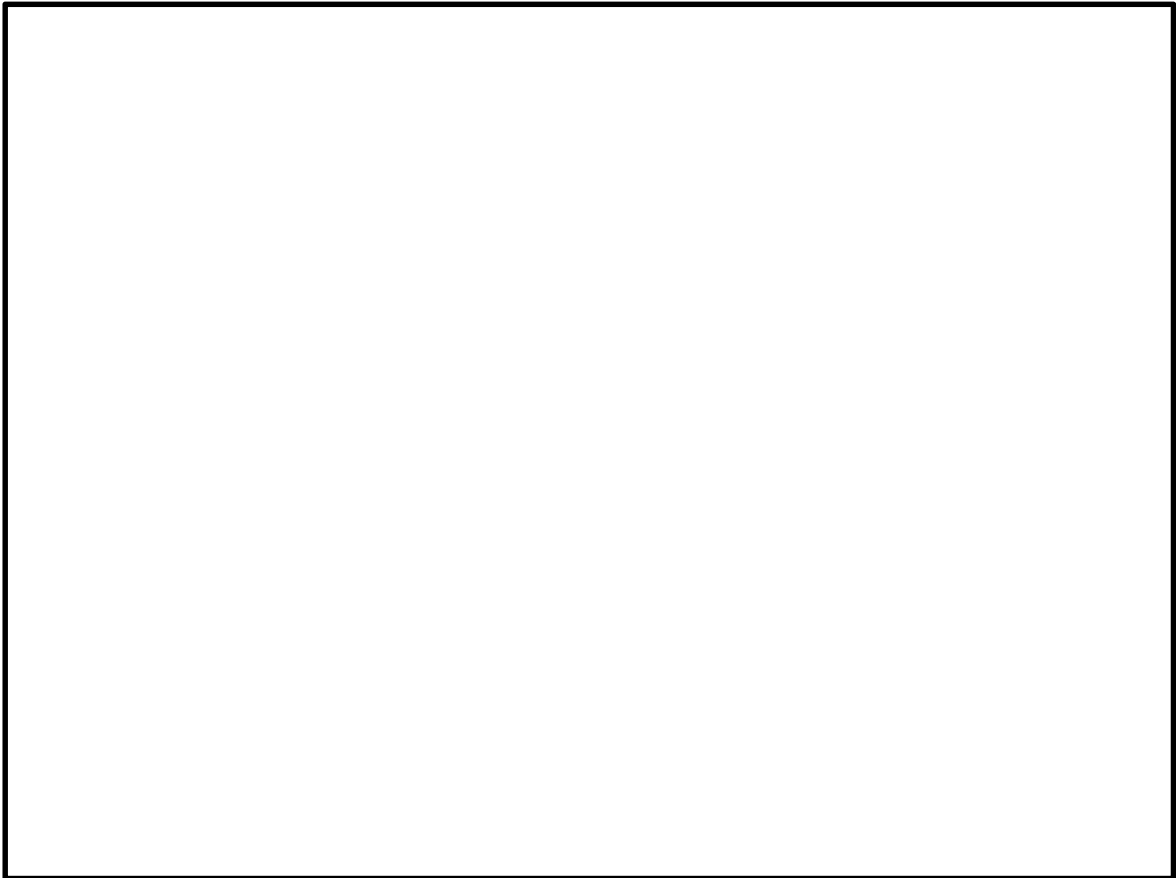
【雨量計】

③ 放射能観測車



名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	N a I (T l) シンチレーション	B. G. $\sim 10^8$ nGy/h	記録紙	1
		半導体			
	ダスト モニタ	プラスチックシンチレーション	B. G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1
		Z n S (A g) シンチレーション			
	よう素 測定装置	N a I (T l) シンチレーション	B. G. $\sim 10^5$ S ⁻¹	記録紙	1
(その他主な搭載機器) 個数: 各1台 ・ダスト・よう素サンプラ ・風向, 風速計 ・無線連絡設備 (放射能観測車搭載)					
			(放射能観測車の写真)		

④ 環境試料測定設備，出入管理室



a . 環境試料測定設備

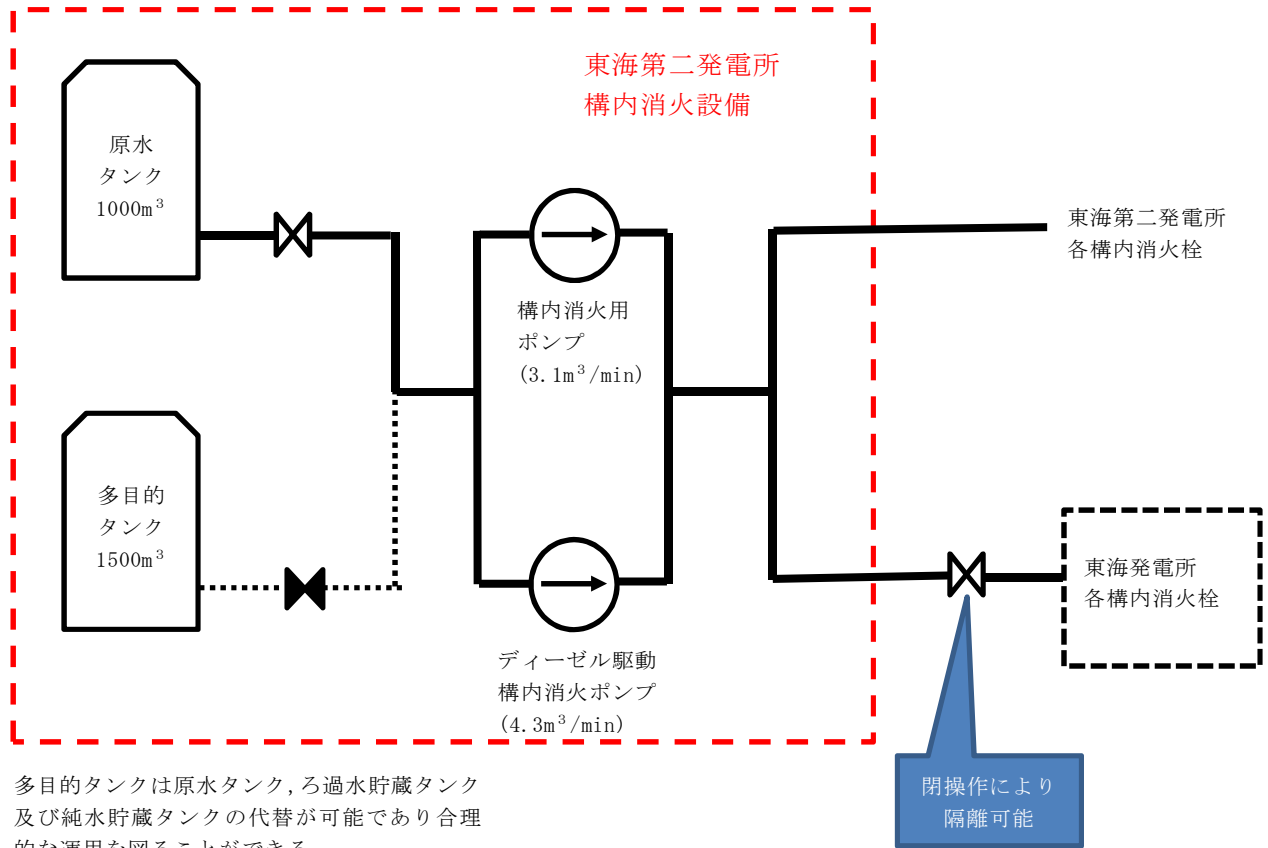
発電所周辺の水・食物・土壌などの環境試料の前処理や，放射線物質濃度を測定する設備を事務本館内にある環境試料測定室に設けている。

b . 出入管理室

東海発電所及び東海第二発電所（A区域）の管理区域の出入り管理及び被ばく線量を監視する設備を出入管理室に設けている。

(5) 消火系（構内消火設備）

 : 共用範囲



東海発電所及び東海第二発電所において共用としている消火系（構内消火設備）について、以下の通り、屋外の消火活動にて使用する屋外消火栓の必要水量は、消防法施行令第十九条（屋外消火栓設備に関する基準）の要求を満足するよう設計している。

$$\text{屋外消火栓必要水量} = 2 \text{ 箇所 (消火栓)} \times 0.35 \text{ m}^3 / \text{min} \times 2 \text{ 時間} = 84.0 \text{ m}^3$$

東海発電所、東海第二発電所それぞれに単一の火災が同時に発生し、消火栓による放水を実施した場合において、必要となる放水量は屋外消火栓

の放水量を倍（消火栓 4 か所に余裕を見て）として 200m^3 としても、供給する原水タンクの容量は $1,000\text{m}^3$ （多目的タンクを代替で使用时は $1,500\text{m}^3$ ）であり、十分確保される。

また、ポンプ容量について、消火栓 4 か所を使用した場合に必要となる送水容量は $2.0\text{m}^3/\text{min}$ ($0.35\text{m}^3/\text{min} \times 4$ か所に余裕を見て) としても、構内消火用ポンプ ($3.1\text{m}^3/\text{min}$) 及びディーゼル駆動構内消火ポンプ ($4.3\text{m}^3/\text{min}$) であり、十分確保される。

東海第二発電所

安全保護回路

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 24 条 安全保護回路

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性説明

1.3 気象等

1.4 設備等（手順等含む）

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

2.2 安全保護回路の概要

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

2.5 想定脅威に対する対策について

2.6 物理的分離及び電気的分離について

別紙 1 安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

別紙 3 安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における、インサイダー等に対する

セキュリティ対策

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について，システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

別紙 7 安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

別紙 8 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

3. 運用，手順説明資料

（別添資料）安全保護回路

<概 要>

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第24条及び技術基準規則第35条において，追加要求事項を明確化する。（第1.1表）

第 1.1 表 設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条 要求事項

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	技術基準規則 第 35 条（安全保護装置）	備 考
発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。	変更なし
一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。	一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。	変更なし
二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。	—	変更なし
三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。	二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。	変更なし
四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。	三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。	変更なし

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	技術基準規則 第 35 条（安全保護装置）	備 考
五 駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。	四 駆動源の喪失，系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても，発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか，又は当該状態を維持することにより，発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。	変更なし
<u>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</u>	<u>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</u>	追加要求事項
七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。	六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には，その安全保護機能を失わないよう，計測制御系から機能的に分離されたものであること。	変更なし
—	七 発電用原子炉の運転中に，その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。	変更なし
—	八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。	変更なし

1. 2. 追加要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

- (i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(s) 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、不正アク

セス行為に対する安全保護回路の物理的分離及び機能的分離を行うとともに、ソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-32, 33）（2.2：P24 条-34）（2.3：P24 条-35）（2.4：P24 条-36）（2.5：P24 条-37）（2.6：P24-37, 38）】

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

原子炉の適切かつ安全な運転のため、中性子束を測定する炉内核計装設備と水位、圧力、再循環流量等を測定する計装設備、安全保護回路及び制御設備が設けられる。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、圧力制御装置が設けられる。

原子炉の出力制御は、再循環流量の調整及び制御棒位置の調整の2方式により行われる。

(1) 計 装

(i) 核計装の種類

中性子束は以下のように2つの領域に分けて原子炉内で計測する。

起動領域：固定型計数方式及び 8 チャンネル

キャンベル方式計装

出力領域：固定型直流方式計装 172 チャンネル

(ii) その他の主要な計装の種類

原子炉水位，原子炉圧力，再循環流量，給水流量，蒸気流量，制御棒位置，制御棒駆動用冷却材圧力などの計装装置が設けられる。

(2) 安全保護回路

安全保護回路（安全保護系）は，「原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）」及び「その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）」で構成する。

安全保護回路は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-32, 33）（2.2：P24条-34）（2.3：P24条-35）

（2.4：P24条-36）（2.5：P24条-37）（2.6：P24-37, 38）】

(i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）は，次に示す条件により原子炉をスクラムさせるため，2つの独立のチャンネルが設けられ，これらの同時動作によって原子炉をスクラムさせる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高

- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

なお、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高压炉心スプレイ系，低压炉心スプレイ系及び低压注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動
- f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(2) 安全設計方針

1. 1. 3 安全保護系の基本方針

反応度制御系（制御棒）および工学的安全施設の作動を開始させるための安全保護系は、多重性と独立性を有する設計とし、実際に起こると考えられる、いかなる単一故障によってもその安全保護機能が妨げられないような設計とする。また、安全保護系は系の遮断、駆動源の喪失等においても安全上許容される状態（フェイル・セーフ又はフェイル・アズ・イズ）になるよう設計する。

安全保護系については、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2. 1 : P24 条-32, 33）（2. 2 : P24 条-34）（2. 3 : P24 条-35）（2. 4 : P24 条-36）（2. 5 : P24 条-37）（2. 6 : P24-37, 38）】

(3) 適合性説明

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

適合のための設計方針

第1項第1号について

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも、燃料要素の許容損傷限界を超えないよう、中性子束高スクラム及び原子炉出力ペリオド短スクラムにより原子炉を停止できる設計とする。

第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる。また自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、原子炉建屋ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

- (1) 発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。
 - a. 原子炉圧力高
 - b. 原子炉水位低
 - c. ドライウェル圧力高
 - d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）

- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

(2) その他主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける設計とする。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウエル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

第1項第3号について

安全保護系は，十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し，機器又はチャンネルの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても，安全保護機能を失わないように，多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉緊急停止系作動回路は，検出器，トリップ接点，論理回路，主トリップ継電器等で構成し，基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため，原子炉緊急停止系作動回路は，運転中すべて励磁状態であり，電源の喪失，継電器の断線及び検出器を取り外した場合，回路が無励磁状態で，チャンネル・トリップになるようにする。

したがって，これらの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても，その安全保護機能を維持できる。

核計装系は，安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち，運転中でもバイパスして保守，調整及び校正できる。

したがって，これが故障の場合，故障チャンネルはバイパスし，残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む）は，多重性

をもった構成とする。

したがって、これらの単一故障、使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

第1項第4号について

安全保護系は、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また計測制御系からも原則として分離し、独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉格納容器を貫通する計装配管は、物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは、独立に中央制御室の各盤に導く。各トリップチャンネルの論理回路は、盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉緊急停止系作動回路の電源は、分離・独立した母線から供給する。

第1項第5号について

安全保護系の駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。この系統に使用する弁等は、フェイル・セーフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし、この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなる主要なものは以下のとおりである。

- (1) 電源喪失
 - a. スクラム
 - b. 主蒸気隔離弁閉
 - c. 格納容器ベント弁閉

(2) 計器用空気喪失

a. スクラム

b. 格納容器ベント弁閉

また、主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合、駆動源である電源の喪失時には、系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他、火災、浸水等不利な状況が発生した場合でも、この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで発電用原子炉施設を十分に安全な状態に導くよう設計する。

第1項第6号について

安全保護系のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（片方向のみの通信を許可する装置）を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離するとともに、固有のプログラム言語の使用による一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境等によりウイルス等の侵入を防止することでソフトウェアの内部管理の強化を図り、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」

（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）、又は米国Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じて設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェア

アを使用するとともに、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限並びに設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理により、不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-32, 33）（2.2：P24条-34）（2.3：P24条-35）
（2.4：P24条-36）（2.5：P24条-37）（2.6：P24-37, 38）】

第1項第7号について

安全保護系と計測制御系とは電源、検出器、ケーブル・ルート及び原子炉格納容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

安全保護系は、原子炉水位及び原子炉圧力を検出する計装配管ヘッダの一部を計測制御系と共用すること及び核計装等の検出部が表示、記録計用検出部と共用される以外は計測制御系とは完全に分離する等、計測制御系での故障が安全保護系に影響を与えない設計とする。

安全保護系と計測制御系で計装配管を共用する場合は、安全保護系の計装配管として設計する。

また、核計装等の検出部が表示、記録計用検出部と共用しているが、計測制御系の短絡、地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

6. 計測制御系統施設

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1 概 要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、発電用原子炉施設の重要な部分には、すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水系及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (2) 設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるように、プロセス計装を設ける設計とする。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける設計とする。
- (5) 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの3つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び

原子炉冷却材系の圧力及び温度等は，設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるよう当該記録が保存できる設計とする。

6.3.3 主要設備の仕様

原子炉プラント・プロセス計装の一覧を第 6.3-1 表に示す。

6.3.4 主要設備

(1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要のある項目は，水位，圧力，容器胴部の温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は差圧形検出器で連続的に測定され，指示及び記録される。水位高及び水位低で警報が出され，水位低下が更に大きい場合には，原子炉スクラム信号が出される。原子炉圧力は圧力検出器で測定され，指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され，記録される。この記録を基にして，原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉圧力容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは，2 個の O リング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが，ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され，圧力高で警報が出される。

(2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では，再循環流量，冷却材温度，ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環ポンプにつ

いては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい流量高及び低並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は、フロー・ノズルによって連続的に測定され、指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後、三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか、給水温度、タービン第一段圧力などが測定され、指示及び記録される。

(4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は、駆動冷却材の供給系、通常の駆動水压系、**水压制御ユニット**アキュムレータ及びスクラム**水排出容器**、並びに制御棒位置指示に対して、それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では、駆動ポンプ出口圧力、フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水压系では、原子炉と駆動水压系との差圧、駆動ヘッダの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）等が計測される。

水压制御ユニットアキュムレータ及び**スクラム水排出容器**系では、アキュムレータ室素圧力、アキュムレータの漏えい水量、**スクラム水排出容器**水位等が計測され、アキュムレータの圧力低と水位高、**スクラム水排出容器**の水位高で警報が出される。**スクラム水排出容器**の水位が更に高くなれば、原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は、駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5) 原子炉格納容器内雰囲気計装

原子炉格納容器（以下 6. では「格納容器」という。）について計測する

主要な項目は、格納容器内の圧力、温度、湿度、水素濃度、酸素濃度及び放射線レベルである。

格納容器内の圧力、温度及び酸素濃度は、連続的に測定し、指示又は記録する。また、冷却材喪失事故後の格納容器内の圧力、温度、水素濃度、酸素濃度、放射線レベル等も測定し、記録する。その他、ドライウエルの湿度並びにサブプレッション・チェンバのプール水位及び水温も連続的に測定し、指示又は記録する。

ドライウエル圧力高、水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。ドライウエル圧力の上昇が更に大きい場合には、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるための信号を出す（第 6.6-3 図及び第 6.6-5 図参照）。

サブプレッション・チェンバでは、プール水位低、プール水位高、プール水温高、水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。

(6) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(7) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ドライウエル及びサブプレッション・チェンバ系では、ドライウエル圧力及びサブプレッション・プールの水温及び水位が計測され、ドライウエル圧力高で原子炉はスクラムされる。

ほう酸水注入系では、ほう酸水貯蔵タンク水位、ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され、タンク水位低、ポンプ出口圧力低等で警報が出さ

れる。

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では，ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

6.3.5 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装は，定期的に試験又は検査を行い，その機能の健全性を確認する。

6.3.6 評価

- (1) 原子炉プラント・プロセス計装は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲内で監視することができる設計としている。
- (2) 原子炉プラント・プロセス計装は，設計基準事故時において，事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる設計としている。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は，「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。
- (4) 原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合，その漏えいを検出することができる設計としている。

6.6 安全保護系

6.6.1 概要

安全保護系は，原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が

生じた場合、あるいはこのような事態の発生が予想される場合には、原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能、その他の保護動作（低圧注水系起動等を含む）を有する。また、安全保護系を構成するチャンネルは、各チャンネル相互を可能な限り、物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計するとともに、原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

6.6.2 設計方針

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、設計基準事故時にあつては、直ちにこれを検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。
- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるようにする。
- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。
- (7) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことが

できるようにする。

(8) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。

(9) 安全保護系は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-32, 33) (2.2 : P24 条-34) (2.3 : P24 条-35)
(2.4 : P24 条-36) (2.5 : P24 条-37) (2.6 : P24-37, 38)】

6.6.3 主要設備の仕様

原子炉緊急停止系作動回路の主要設備を第 6.6-1 表、第 6.6-1 図及び第 6.6-3 図に、その他主要な安全保護系の仕様を第 6.6-2 表、第 6.6-4 図及び第 6.6-5 図に示す。

6.6.4 主要設備

(1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は、第 6.6-1 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャンネルには、1 つの測定変数に対して少なくとも 2 つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉は、下記の条件の場合にスクラムされる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウエル圧力高

- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

検出器の形式、配置場所及びスクラム設定値は、第 6.6-1 表に示すとおりである。

この他、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

なお、原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようバイパスされる。

- (a) 「停止」 このモードでは、スクラム信号が出され、全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。
- (b) 「燃料取替」 このモードではスクラム回路は動作状態にあるが、主

蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときは自動的にバイパスされる。さらに、スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが、この場合には制御棒を引き抜くことはできない。

- (c) 「起動」このモードは原子炉を起動し、最高で定格の約 5% まで出力をあげる場合に適用される。また、主蒸気隔離弁が閉で、かつタービン補機が動作している状態で、原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。
- (d) 「運転」このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものが設けられる。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高压炉心スプレイ系，低压炉心スプレイ系及び低压注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は，すべて運転中励磁状態にあり，コイルの断線又は短絡，あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は，継電器自体を非励磁状態に戻し，回路が不動作状態になるように働くので，このような回路構成は，大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”になっている。

一方，接点の焼損又は溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては，各接点を流れる電流が定格の50%以下であるように制限することによって，その発生を防止するようにしている。

第6.6-1図に示すように，論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので，どの継電器でも1個が非励磁の状態になれば，その継電器接点が属している論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は，各ソレノイド・グループ回路ごとに2つずつ直列につないで，継電器接点が1つ単独で故障して開かない場合でも，スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びその他の補助保護機能の作動開始には，別の

継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

(4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また運転監視補助装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

(5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に2個の3方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回

路に接続されていて、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の 2 チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2 個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長い原子炉を停止させる場合、1 本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

(6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第 6.6-2 図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用 M-G 装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の 480V 交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいので、瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

原子炉保護系用 M-G 装置（はずみ車付）を保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

6.6.5 試験検査

- (1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。
 - a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：手動スクラム・スイッチによるパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認
 - b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各トリップ・チャンネルごとの鍵付テスト・スイッチによるトリップ・チャンネル及びパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及びトリップ・チャンネルの試験端子から校正用模擬信号を入れることによるトリップ・チャンネルの作動の確認

d. 制御棒スクラム試験：手動スイッチによる同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒のスクラム時間の確認

以上のうちb. 及びc. の試験により，各チャンネルの独立性の確認も行うことができる。

- (2) 工学的安全施設作動回路は，原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器含む）の試験を行うことができ，定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

なお，論理回路を含む全系統の試験については，原子炉停止時に行うことができる。

6.6.6 手順等

安全保護系に関して，以下の内容を含む手順等を定め，適切な管理を行う。

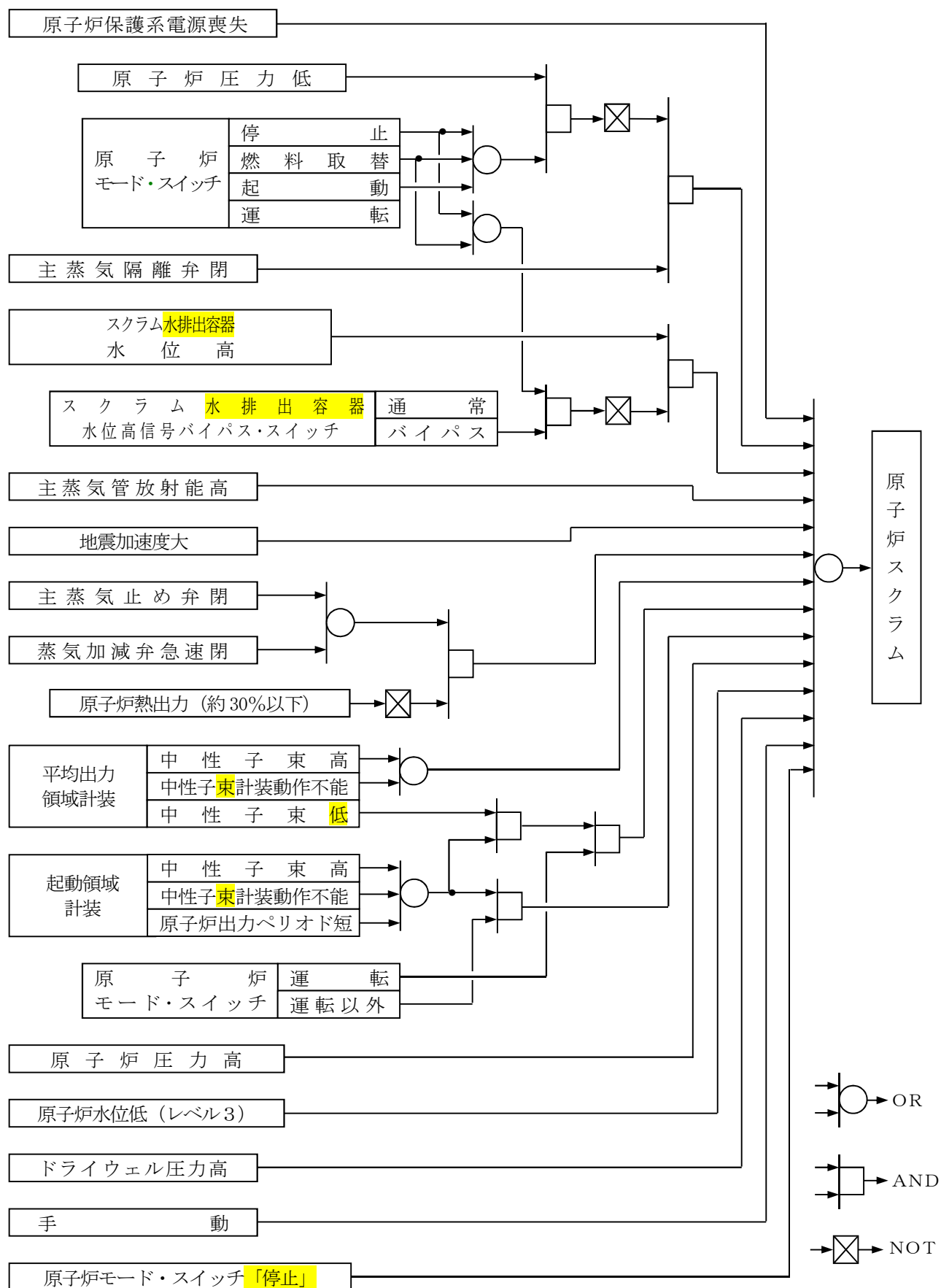
- (1) 安全保護回路を有する制御盤については，施錠管理方法を定め運用する。
- (2) 発電所の出入管理方法については，「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。
- (3) 発電所の出入管理に係る教育については，「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

第 6.3-1 表 原子炉プラント・プロセス計装一覧表

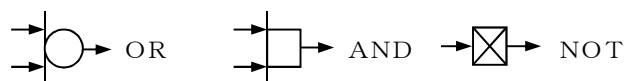
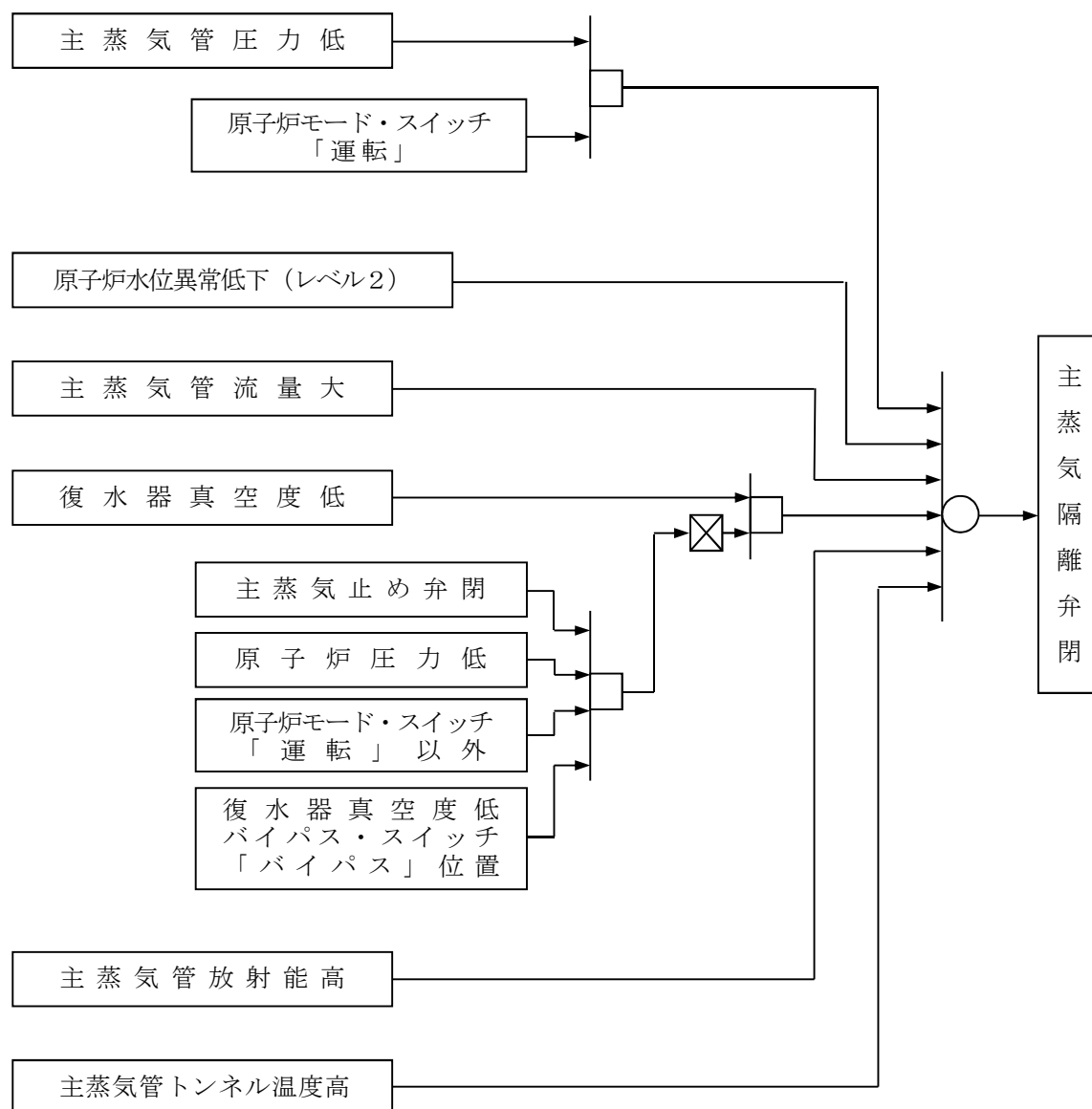
項 目	名 称
原子炉圧力容器計装	原子炉水位，圧力 圧力容器胴部温度 圧力容器フランジ部シール漏えい
再循環回路計装	再循環流量 冷却材温度 再循環ポンプ出入口差圧 炉心流量 再循環ポンプ冷却水流量，温度
原子炉給水系及び 蒸気系計装	原子炉給水流量 給水温度 タービン第一段圧力
制御棒駆動機構計装	制御棒駆動ポンプ出口圧力 フィルタ圧力 原子炉と駆動水压系との差圧 駆動ヘッダ流量 制御棒駆動機構温度
漏えい検知系計装	ドライウェル内ガス冷却装置ドレン量 格納容器内サンプ水量 格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度
その他の原子炉プラント・プロセス計装	ドライウェル圧力 サプレッションプール水温，水位 ほう酸水貯蔵タンク水位 ほう酸水温度及びポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力

第 6.6-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

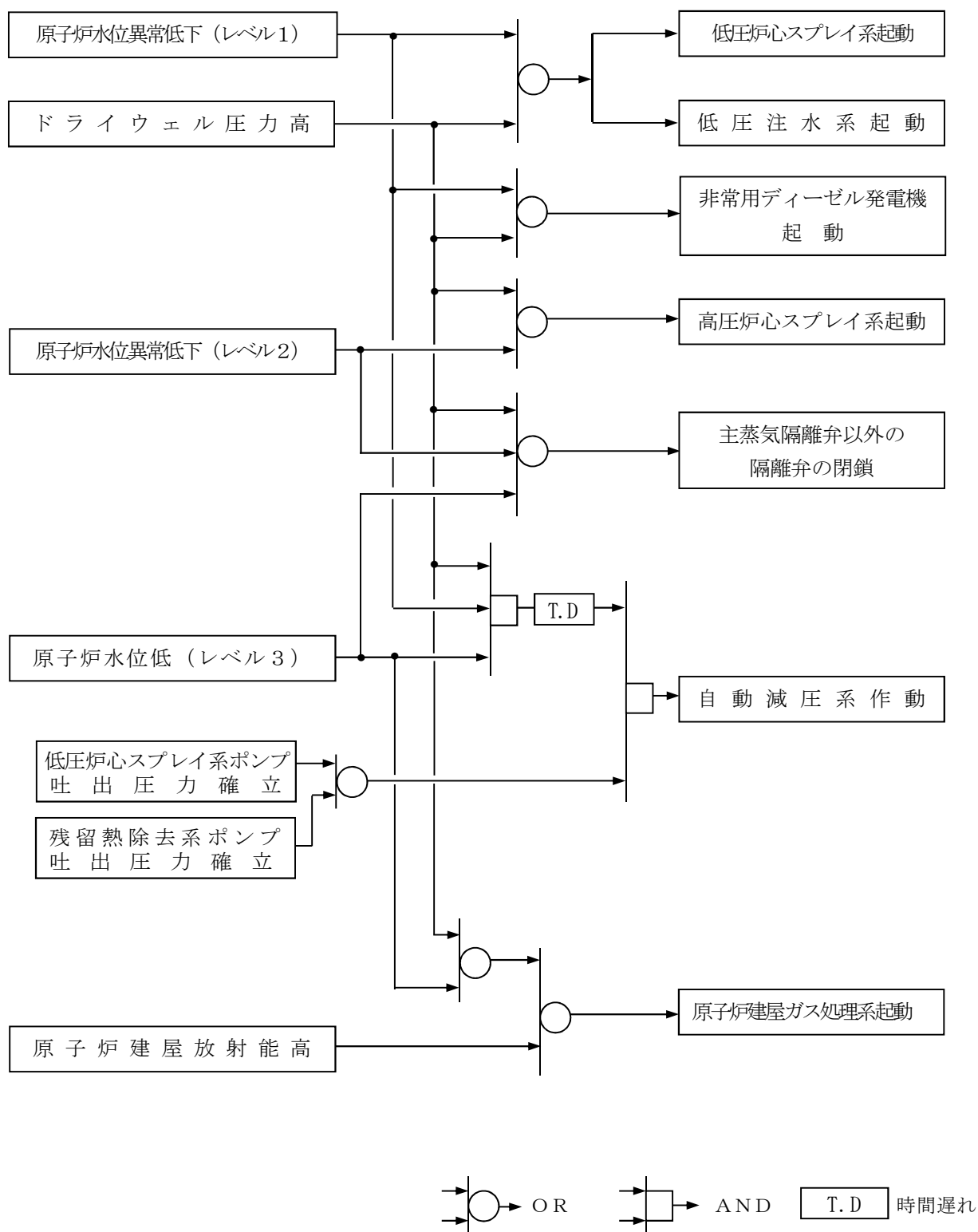
信号の種類	保護機能の種類	設定値
原子炉水位低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,370cm (ベッセルゼロより上) (レベル3)
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動	1,245cm (ベッセルゼロより上) (レベル2)
	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 自動減圧系作動	960cm (ベッセルゼロより上) (レベル1)
ドライウエル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動	13.7kPa [gage]
主蒸気管圧力低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主蒸気管流量大	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の140%相当
復水器真空度低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主蒸気管放射能高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原子炉建屋放射能高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10倍以下



第 6.6-3 図 原子炉緊急停止系機能説明図



第 6.6-4 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 1）



第 6.6-5 図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その 2)

2. 安全保護回路

2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第 1 項第六号において、『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』が要求されている。

東海第二発電所の安全保護回路は，検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は，アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）の不正アクセス行為による被害防止については，デジタル演算処理を行う機器も含め，下記の対策を実施している。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電氣的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり，外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限※し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

(4) システムの導入段階，更新段階または試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

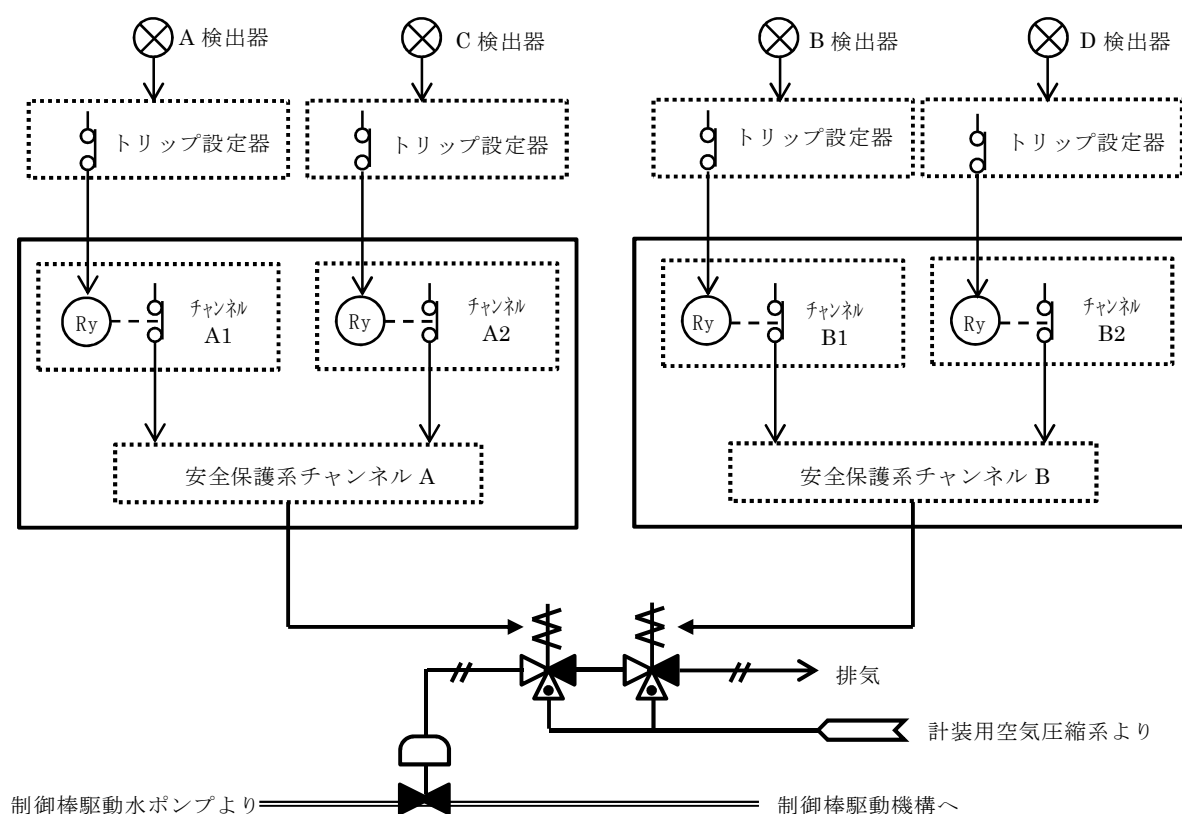
安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

2.2 安全保護回路の概要

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として、原子炉緊急停止系の構成例を第 2.2 図に示す。

安全保護回路は、検出器からの信号を受信し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。



第2.2図 原子炉緊急停止系の構成例

2.3 安全保護回路の物理的分離対策

安全保護回路は，不正アクセスを防止するため，安全保護系盤等の扉には施錠を行い，許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



第 2.3 図 安全保護系盤及びデータ収集端末

2.5 想定脅威に対する対策について

デジタル処理を行う機器については、工場製作段階から第 2.5 表に示す想定脅威に対する対策を行っている。

第 2.5 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で、ソフトウェア設計を実施
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

2.6 物理的分離及び電気的分離について

(1) 物理的分離について

安全保護回路と計測制御系とは電源、ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

計測制御系のケーブルを安全保護回路のケーブルと同じケーブル・ルートに敷設した場合には、安全保護回路のケーブルと同等の扱いとする設計とする。

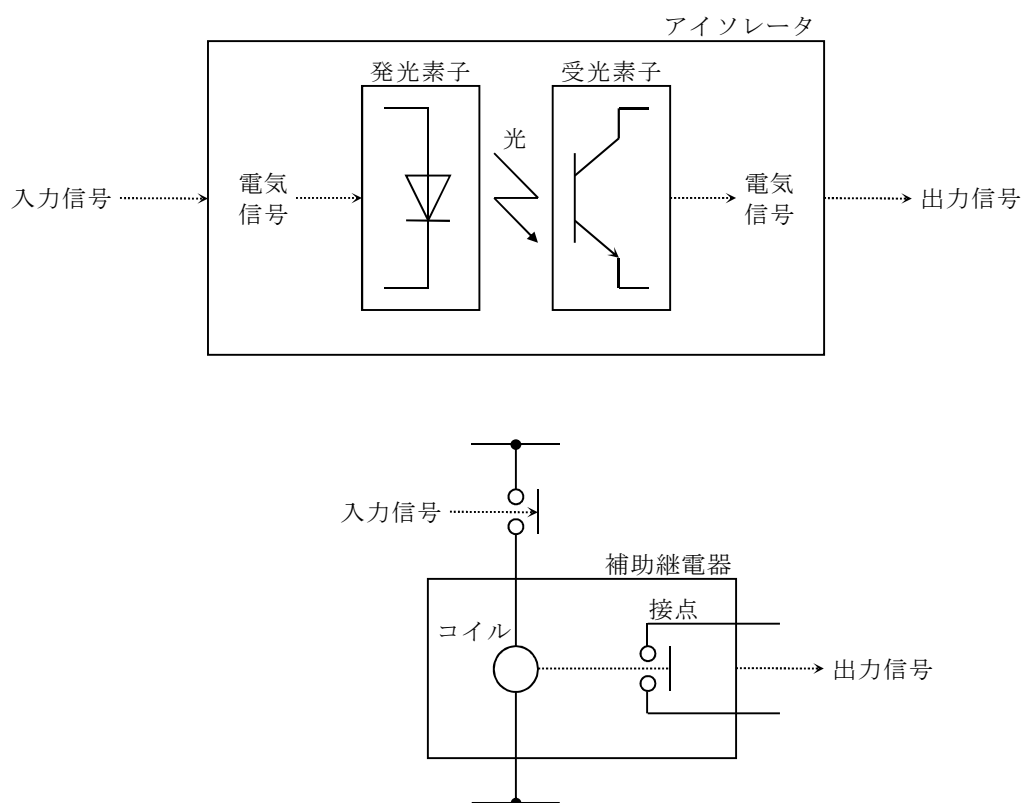
安全保護回路と計測制御系で計装配管を共用する場合は、安全保護回路の計装配管として設計する。

(2) 電気的分離について

安全保護回路からインターフェース部（計測制御系）の分離は、アイソレータや補助継電器等の隔離装置（第2.6図参照）を用いて電気的分離

(計測制御系で短絡等の故障が生じて安全保護回路に影響を与えない)を行う。

核計装系等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。



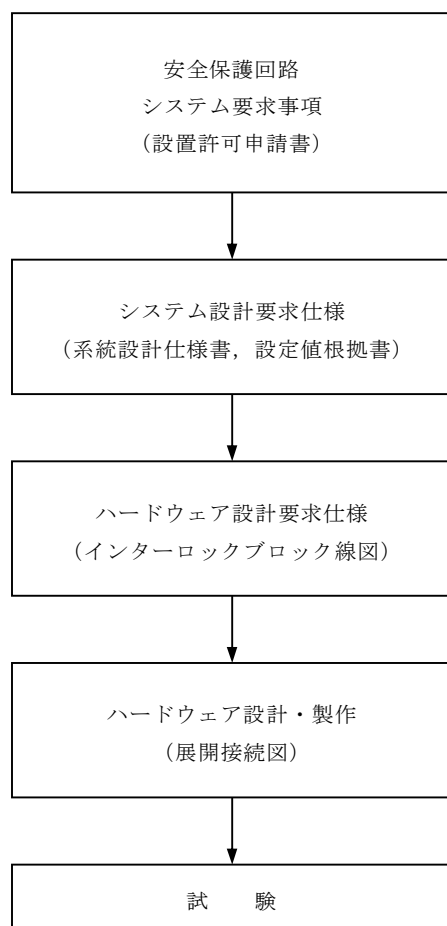
第 2.6 図 隔離装置（アイソレータ及び補助継電器）

別紙 1 安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。

安全保護回路に対し、承認されていない動作及び変更を防ぐ措置として以下を実施している。

- ・安全保護回路の変更が生じる場合は、上流文書から下流文書（第 1 図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
- ・デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行う。
- ・改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
- ・中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。
- ・安全保護回路及び設定値を変更するには、中央制御室にて発電長の許可を得て、発電長の管理する鍵を借用する必要がある、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。



第 1 図 安全保護回路の設計・製作・試験の流れ（例）

別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の
基準適合性

2011 年 3 月の運転停止以降の安全性向上対策工事等（新規制対応工事含む）のうち、安全保護回路の変更に係る工事を抽出し、確認を行った。第 1 図の抽出フローに基づき抽出した結果、SA 対策で実施する自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチ設置が抽出された。

安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果を第 1 表に、抽出された設備についての個別の確認結果を(1)に示す。また、過渡時自動減圧機能及び A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計とする（参考 1）。

(1) 自動減圧系の起動阻止スイッチについて

a. 目的

原子炉停止機能喪失事象においては、原子炉が臨界状態であるため、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の急激な流量増加は、正の反応度印加を引き起こし、原子炉出力の急上昇につながる。このため原子炉停止機能喪失事象発生時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動しないように、起動阻止スイッチを設置する。

b. 起動阻止スイッチ

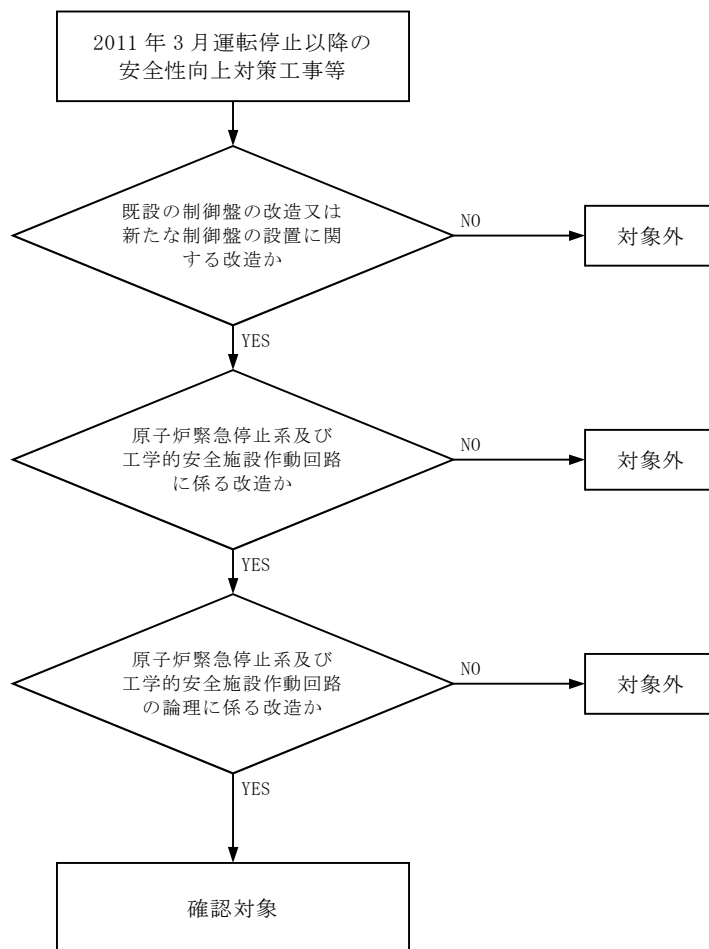
自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは、単一故障により、自動減圧系の機能を阻害しないように、また、多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

c. 自動減圧系への影響について

追加設置する自動減圧系の起動阻止スイッチが、自動減圧系に対して悪影響を与えないことを以下に示す。

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	自動減圧系への影響
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>起動阻止スイッチは、原子炉停止機能喪失事象時に手動で自動減圧系を阻止するものであり、運転時の異常な過渡変化時には使用しないため問題ない。</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>自動減圧系は、駆動源である電源の喪失で系の現状維持（フェイル・アズ・イズ）、その他の不利な状況が発生した場合でも多重性、独立性をもつことで原子炉を十分に安全な状態に導くようにしている。追加する起動阻止スイッチはこの安全保護動作を阻害するものではない。</p>
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p>	<p>阻止回路はアナログで構成しており、不正アクセス行為による影響を受けない。</p>
<p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>計測制御系とは共用していないため、影響はない。</p>

設置許可基準規則 第 12 条（安全施設）	自動減圧系への影響
4 安全施設は，その健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	起動阻止スイッチを設置することで自動減圧系の試験に影響を与えることはない。

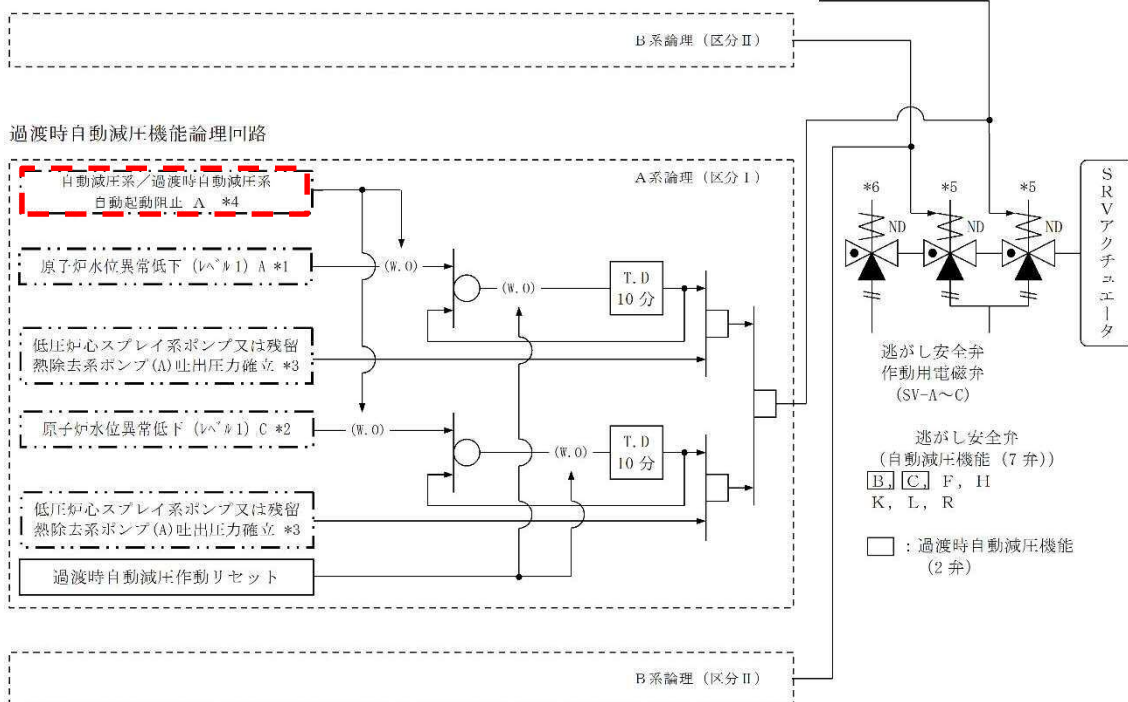
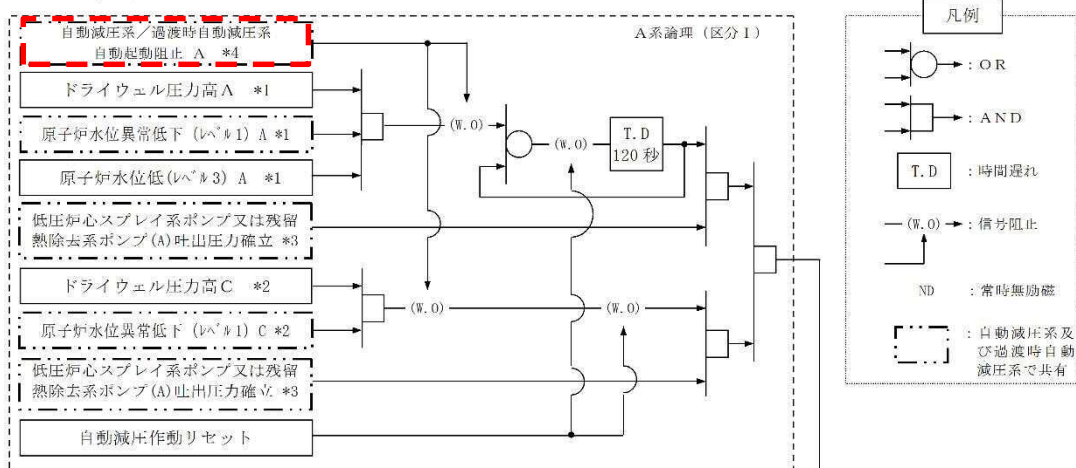


第 1 図 安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

第 1 表 安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果

改造概要	条文	安全保護回路への 影響評価
A T W S 時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動を阻止する手動阻止回路を追加する。	44 条	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチは自動減圧機能論理回路の関連回路として安全保護回路と同等に扱うものとする。これらは安全保護回路と同様，計測制御系統施設や他の重大事故等対処設備から物理的，電氣的に分離する。さらに，安全保護回路として多重化しそれぞれの区分は互いに物理的，電氣的に分離する。

自動減圧機能論理回路



- *1: B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
 *2: B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
 *3: B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。
 *4: 自動減圧系の起動阻止スイッチ
 *5: 自動減圧系用電磁弁
 *6: 逃がし安全弁用電磁弁

第2図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路図

参考 1 新規制対応設備の安全保護回路への影響について

1. 過渡時自動減圧機能について

(1) 目的

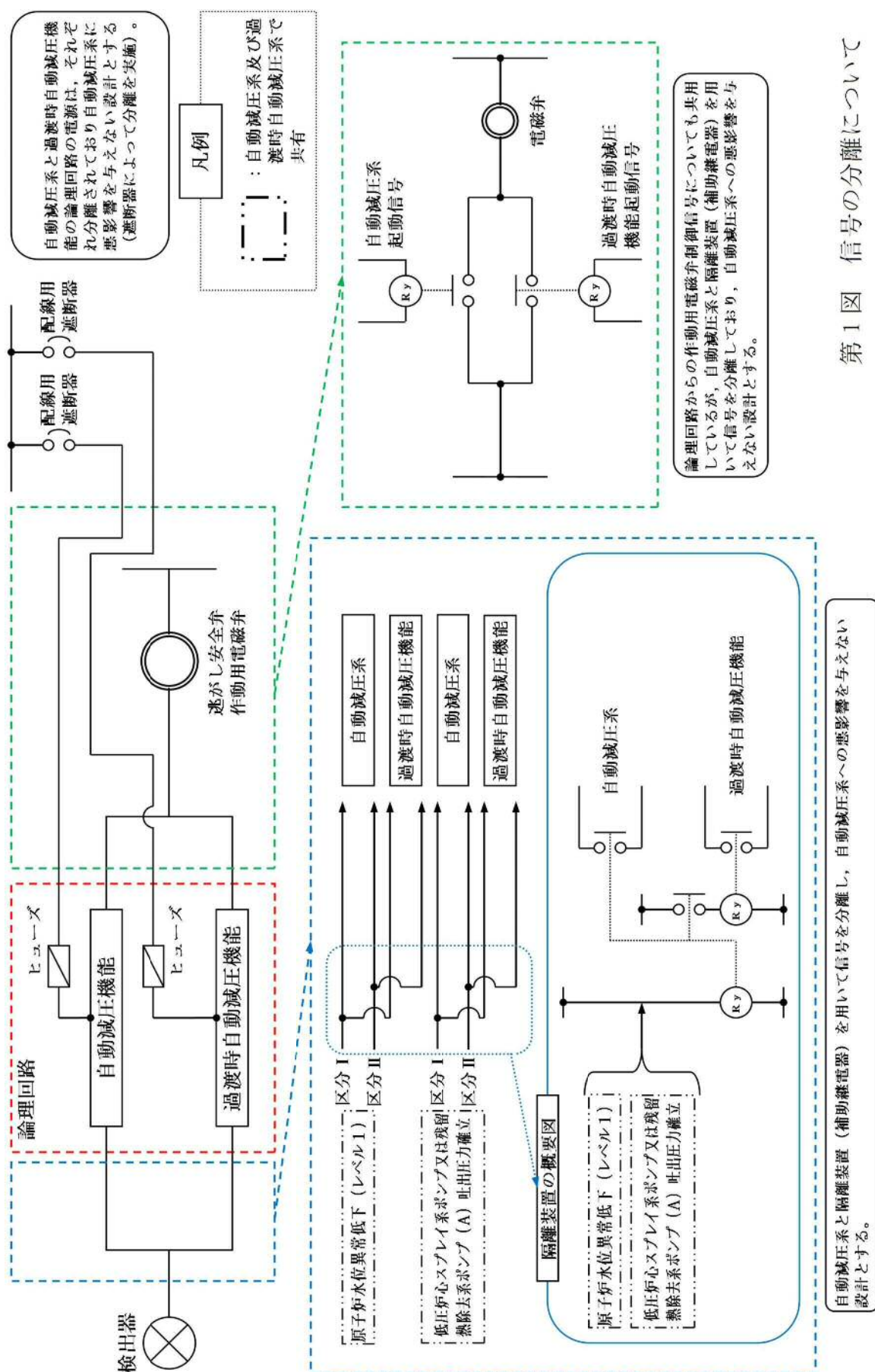
過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 自動減圧系への影響について

過渡時自動減圧機能の論理回路は別紙2（第2図）のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第1図のとおり、原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。



第1図 信号の分離について

2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

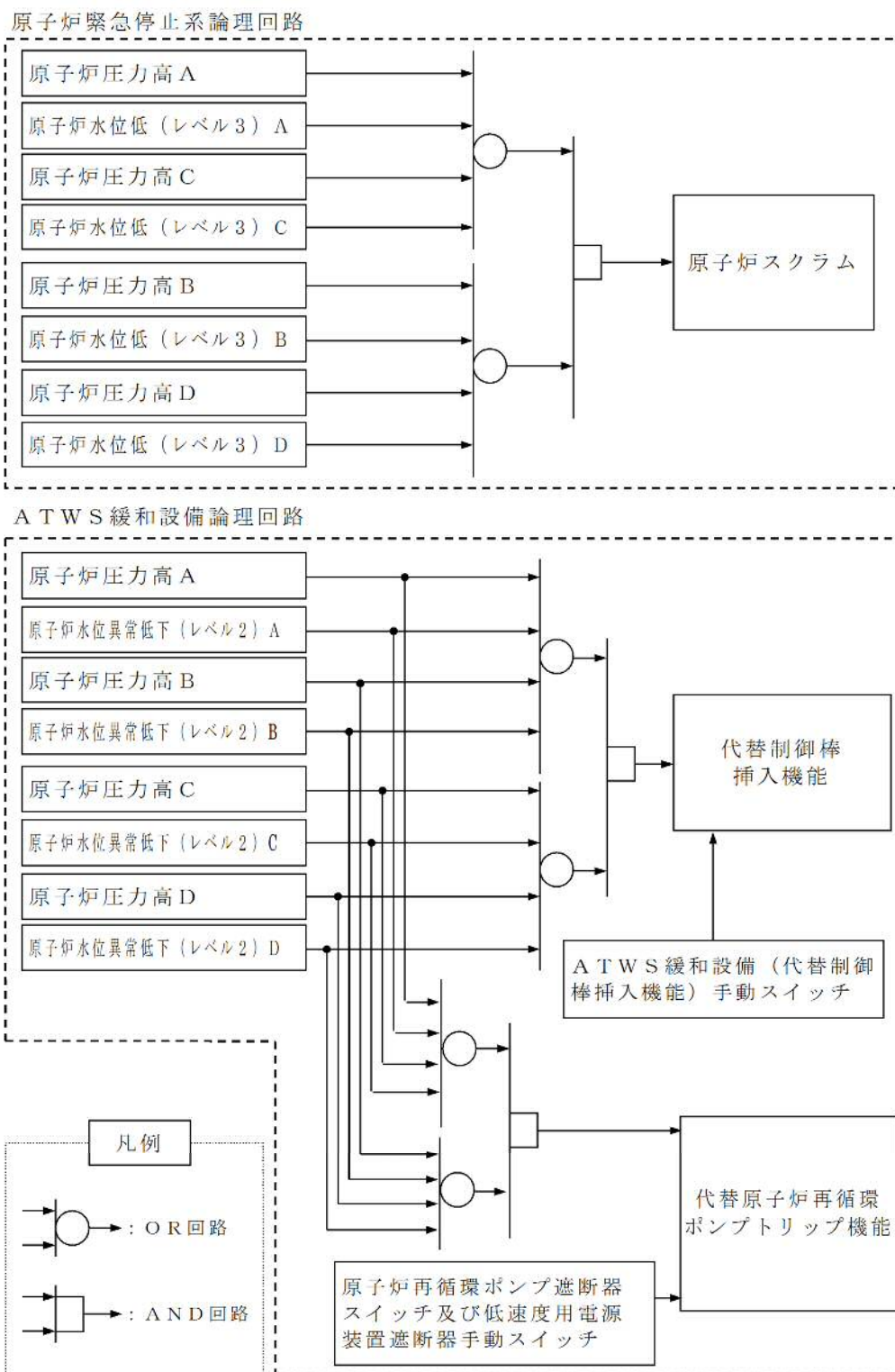
(1) 目的

代替制御棒挿入機能は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉緊急停止系から独立した回路により、計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し、全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

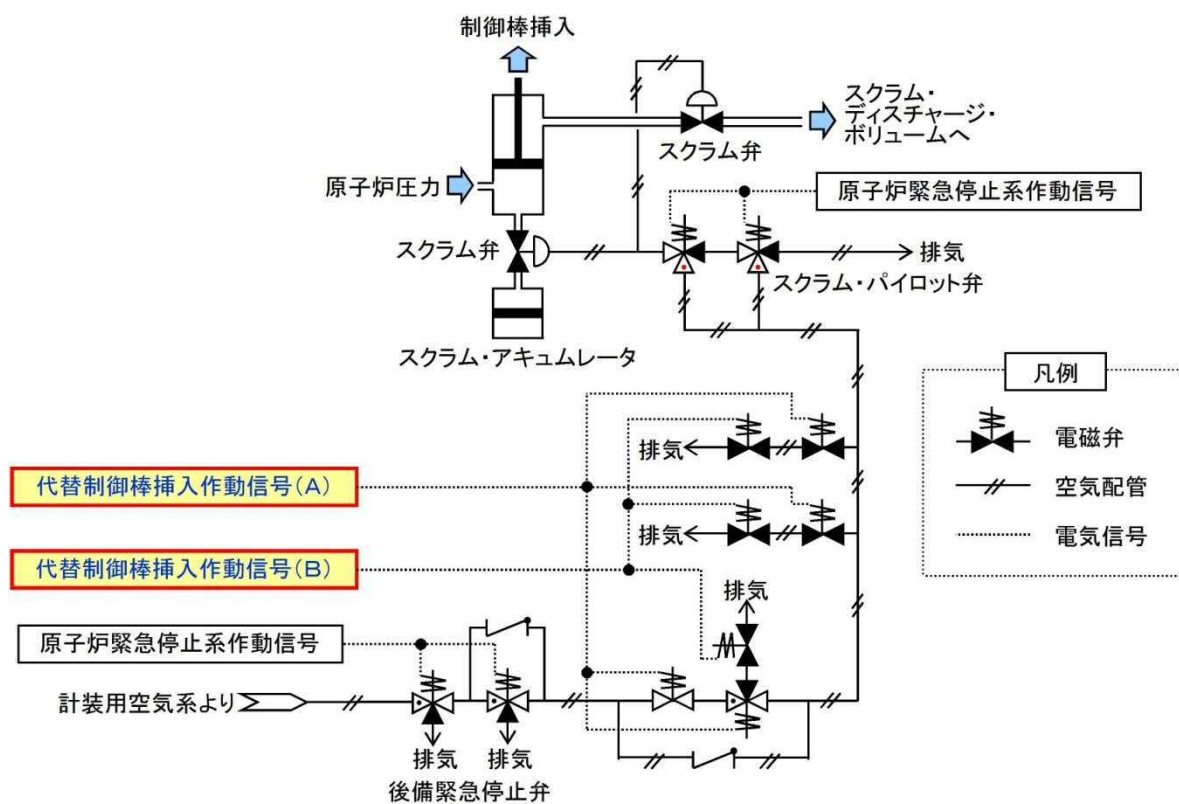
(2) 原子炉緊急停止系への影響について

代替制御棒挿入機能の論理回路は第2図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

なお、代替制御棒挿入機能の作動電磁弁についても、第3図のとおり代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。



第 2 図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能の論理回路図



第3図 作動電磁弁について

別紙 3 安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。安全保護回路（原子炉緊急停止系、工学的安全施設作動回路）について、検出器から論理回路の入口までの構成機器に対しアナログ・デジタルの有無を抽出した。安全保護系構成概略図を第1図、抽出結果を第1表、第2表に示す。安全保護回路にはプロセス放射線モニタ盤の演算処理装置及び中性子束計装モニタ盤の演算処理装置にデジタル回路が含まれる。ただし、当該演算処理装置は外部ネットワークと直接接続しないことにしている。さらに、出入管理により外部からの妨害行為または破壊行為を防止していることから不正アクセス行為による被害を受けることはない。

(1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、電氣的アクセスについては、安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし、デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに、データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

(2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は、安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて、安全保護回路からは発信されるのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限※し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

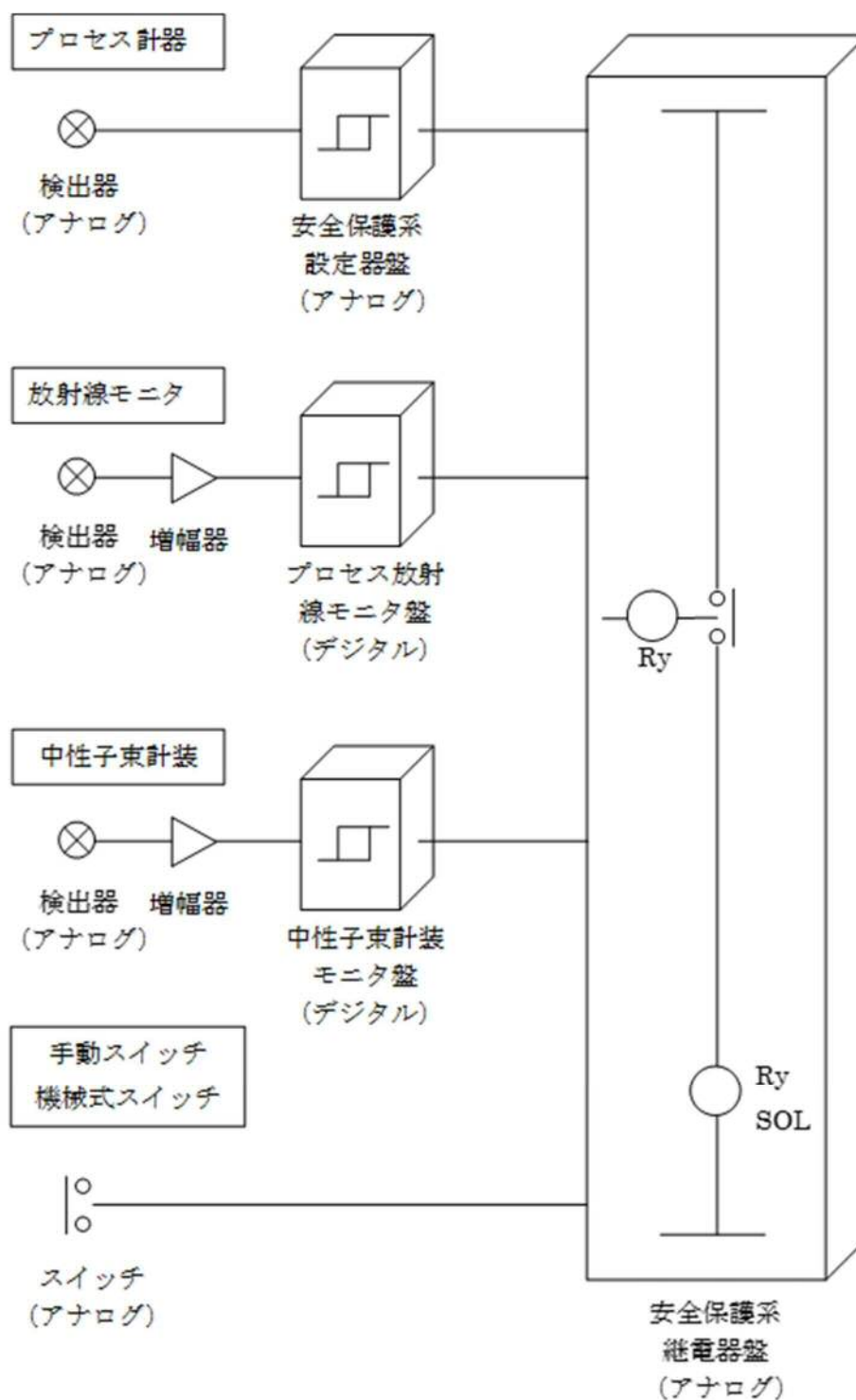
(4) システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のデジタル演算処理を行う機器は、固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに、保守以外の不要なアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い、関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は、雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し、金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は、鋼製の筐体に格納し、筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。



第 1 図 安全保護系構成概略図

第 1 表 原子炉緊急停止系の構成機器

原子炉スクラム信号の種類	構成機器	
	検出器	設定器
原子炉圧力高	アナログ	アナログ
原子炉水位低	アナログ	アナログ
ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束高（起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束指示低（平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子計装動作不能 （起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高	アナログ（接点）	
主蒸気隔離弁閉	アナログ（接点）	
主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気止め弁閉	アナログ（接点）	
蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）	アナログ（接点）	
地震	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」の位置	アナログ（接点）	
手動	アナログ（接点）	

第2表 工学的安全施設作動回路の構成機器

機能	信号の種類	構成機器	
		検出器	設定器
主蒸気隔離弁閉	主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
	主蒸気流量高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
	主蒸気管トンネル温度高	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
自動減圧系の作動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉建屋放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁閉鎖	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護回路について，検出器から論理回路入口までの構成機器のうちデジタル演算処理を行う機器は，プロセス放射線モニタ盤，中性子束計装モニタ盤である。これらについては以下の対策を実施する。

データ収集端末については，デジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けることとし，施錠管理されたラック内に保管する。また，データ収集端末は，当社保修員が許可した者に限定して貸し出しを行うこととする。

データ収集端末接続のためには制御盤の解錠が必要であり，制御盤の鍵は発電長の許可を得た上で貸し出しを行う。

これらにより，許可された者のみアクセス可能とする。

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。

デジタル演算処理を行う機器への接続可能なアクセスとして、データ収集端末の接続がある。こちらについては以下のとおり対策する。

(1) データ収集端末による不正アクセスの防止対策

データ収集端末は、中性子束計装モニタ盤に接続することによりデジタル演算処理を行う機器からデータを受信する機能がある。この場合において、中性子束計装モニタ盤からはデータを発信するだけであり、データ収集端末には自身から中性子束計装モニタ盤に向けて通信する機能は持たせていない。

(2) 物理的アクセスの制限

データ収集端末は通常時接続はせず、接続のためには制御盤の解錠を必要とする。また、施錠管理された場所に保管することで管理されない使用及び変更を防止している。

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、管理されない変更を防止している。

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、安全保護回路のうち、デジタル演算処理を行う機器は、工場出荷前試験及び導入時における試験を実施することにより、要求される機能を満足することの確認及び未使用機能等による悪影響がないことの確認が供給者によって確実に実施されていることを確認している。

別紙 7 安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアの検証及び妥当性確認について

安全保護回路のうち，一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは，安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため，設計，製作，試験，変更管理の各段階で「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008，以下「JEAG4609」），又は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じた検証及び妥当性確認を実施する。

東海第二発電所においては起動領域計装，平均出力領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高の演算処理においてソフトウェアを用いている。以下にこれらソフトウェアの検証及び妥当性確認の概要を示す。

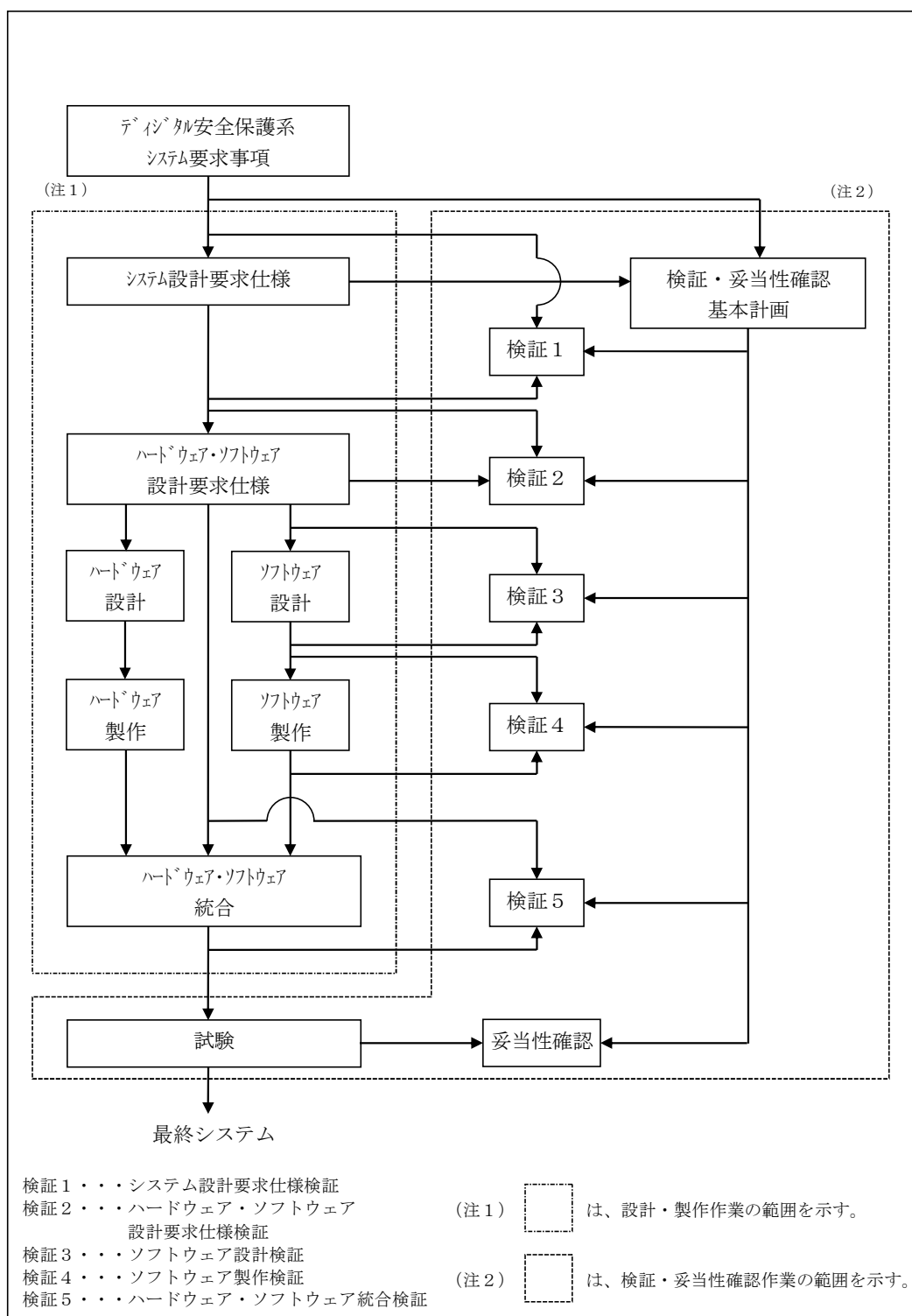
(1) 平均出力領域計装

平均出力領域計装に用いるソフトウェアは JEAG4609 に基づき検証及び妥当性確認を実施している。（第1図）

検証は，設計，製作過程のステップごとに上位仕様と下位仕様の整合性チェックを主体として，以下の観点から検証作業を行う。

- a. 安全保護系システム要求事項がシステム設計要求仕様に正しく反映されていること。
- b. システム設計要求仕様がハードウェア，ソフトウェアの設計要求仕様に正しく反映されていること。
- c. 上記設計要求仕様に基づいてソフトウェアが製作されていること。
- d. 検証及び妥当性確認が可能なソフトウェアとなっていること。

必要な検証を経て製作されたソフトウェアをハードウェアと統合した後
の全体システムについて、最終的に安全保護系システム要求事項が正しく
実現されていることを確認するために妥当性確認を行う。



第1図 検証及び妥当性確認 (JEAG4609)

(2) 起動領域計装，主蒸気管放射能高，原子炉建屋放射能高

これらに用いるソフトウェアの検証及び妥当性確認は米国のライセンシング・トピカル・レポート NED0-31439-A 付録 E「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」に従って実施している。NED0-31439-A 付録 E のソフトウェア検証及び妥当性確認の手法は Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準拠しており米国 NRC によりエンドースされている。

検証は，ソフトウェアの設計，製作過程を 6 つの「ベースライン」と呼ばれるフェーズに分け（第 1 表），各フェーズを完了し，次のフェーズに進むために「ベースライン・レビュー」で以下を実施する。

- ・全ての設計のステップが完了し，検証されていることを確認する。
- ・設計と検証が承認された上位のレベルのベースラインの文書に基づいて行われていることを確認する。
- ・検証の範囲とアプローチが理に適っていること，コメントが文書化されていること，検証で抽出された問題点が解決されていることを確認する。
- ・レビュー結果を文書化する。次のフェーズで用いる文書の承認状況もこれに含める。

本検証手法は，JEAG4609 と同様に，ソフトウェア設計の各段階で設計アウトプットが上位設計からの要求事項を満足しているかの観点を主体に，また同様な設計フェーズにおいて検証を行っており（第 1 表），JEAG4609 と同等の検証手法である。

第 1 表 NEDO-31439-A 付録 E「ハードウェアの品質保証及びソフトウェアの妥当性確認及び検証」及び JEAG4609 の概要比較

NEDO-31439-A 付録 E	JEAG4609
【ベースライン 1：要求事項と計画の策定】 最上流の要求事項，ソフトウェア管理と V&V の計画を確認する。	【システム設計要求仕様作成】 システムとしての全体設計を行い，要求仕様を明確に定める。
【ベースライン 1・レビュー】 ベースライン 1 が発注者要求事項（基準規格，許認可要求事項等）に基づいていることを確認する。	【検証 1】 JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
【ベースライン 2：製品パフォーマンスの決定】 ハードウェア設計，ハードウェア／ソフトウェアの機能の割り当て、通信プロトコル等の基本設計を定める。	【ハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様作成】 ＜ハードウェア・ソフトウェア統合要求仕様＞ ハードウェアとソフトウェアで実現する機能範囲及びそのインターフェイスを図，表などを用いて規定する。 ＜ハードウェア設計要求仕様＞ 全体ハードウェア及び構成されるハードウェア要素（マイクロプロセッサ，電源等）それぞれについての機能・性能を規定する。 ＜ソフトウェア設計要求仕様＞ 入力処理，演算処理，出力処理等のソフトウェア及びこれらを組合せて実現する全体ソフトウェア構成について機能・性能を規定する。
【ベースライン 2・レビュー】 ベースライン 2 の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証 2】 システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
【ベースライン 3：ハイレベルソフトウェア設計】 アーキテクチャ，ソフトウェアの構造，各モジュールの決定，各モジュールへの機能の割り当て，演算の優先順位等のハイレベル設計を行う。	【ソフトウェア設計】 ソフトウェア設計要求仕様を実現するためのソフトウェアを設計する。
【ベースライン 3・レビュー】 ベースライン 3 の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証 3】 ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
【ベースライン 4：詳細設計／コード／モジュール試験】	【ソフトウェア製作】

ソフトウェア詳細設計，コーディング，モジュールの試験を行う。	ソフトウェア設計で明らかにされたソフトウェア機能を，デジタル計算機で実現するためのプログラムを作成する。
【ベースライン4・レビュー】 ベースライン4の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証4】 ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
【ベースライン5：統合試験／最終設計】 ハードウェアとソフトウェアを統合し，試験を行う。	【ハードウェア・ソフトウェア統合】 ハードウェアにソフトウェアを装荷し，システムとして組みあげる
【ベースライン5・レビュー】 ベースライン5の設計と検証が上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。	【検証5】 ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
【ベースライン6：妥当性確認とファームウェア出荷】 機器の全ての機能についてブラックボックス試験を行い，上位レベルのベースライン文書に基づいていることを確認する。(完了後にファームウェアは製造工程にリリース)	【妥当性確認】 ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが，JEAC4620のデジタル安全保護系システム要求事項を満たしていることを確認する。

別紙 8 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、東海第二発電所の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記のとおり確認した。

(1) 過去の不具合事象の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

- a. 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- b. キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- c. 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

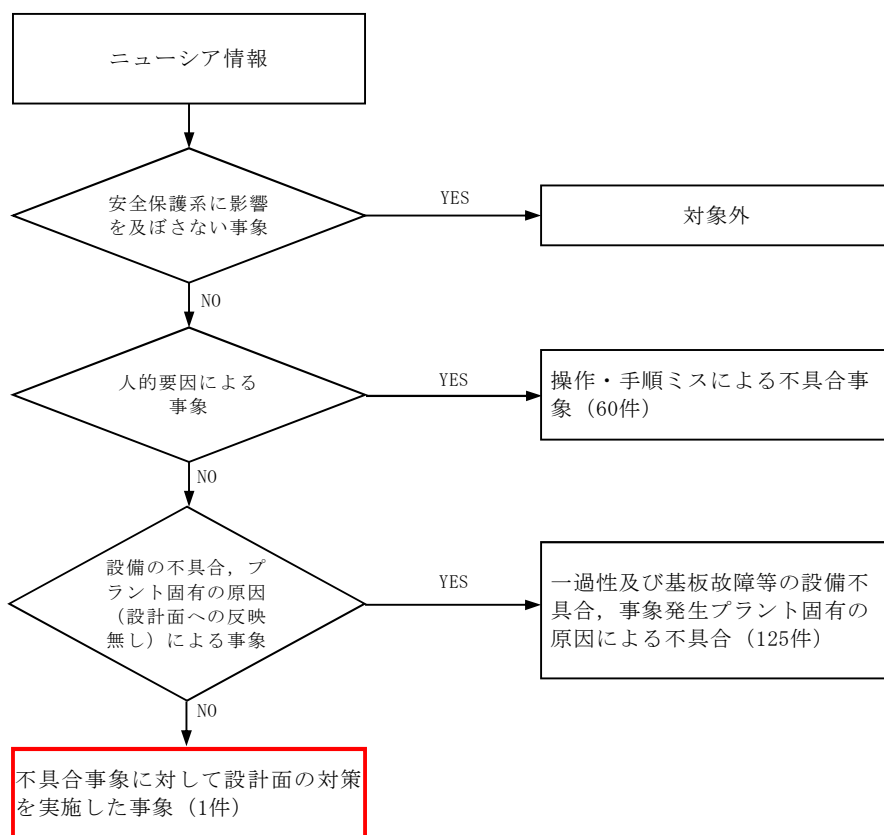
(2) 反映が必要となる事象の選定

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

(3) 過去の不具合事象への対応について

安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、抽出された1件については対応を実施しており、また、その他の不具合事象については反映不要であることを確認した。

なお、今後新知見等が得られれば、設計面への反映を検討していく。



第1図 設計面へ反映すべき事項の抽出フロー

第1表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス，作業手順のミス等	作業手順，作業管理等の人的要因によるものであり，設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合，プラント固有の原因（設計面への反映なし）による事象	計器・部品の単体故障，一過性故障，偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり，設計面へ反映すべき事項ではない。
	プラント固有の原因によるケーブルへのノイズ混入や機器振動の計装配管への伝搬による誤動作	事象発生プラント固有の原因によるものであり，東海第二発電所の設計面へ反映すべき事項ではない。

第2表 抽出された過去の不具合事象

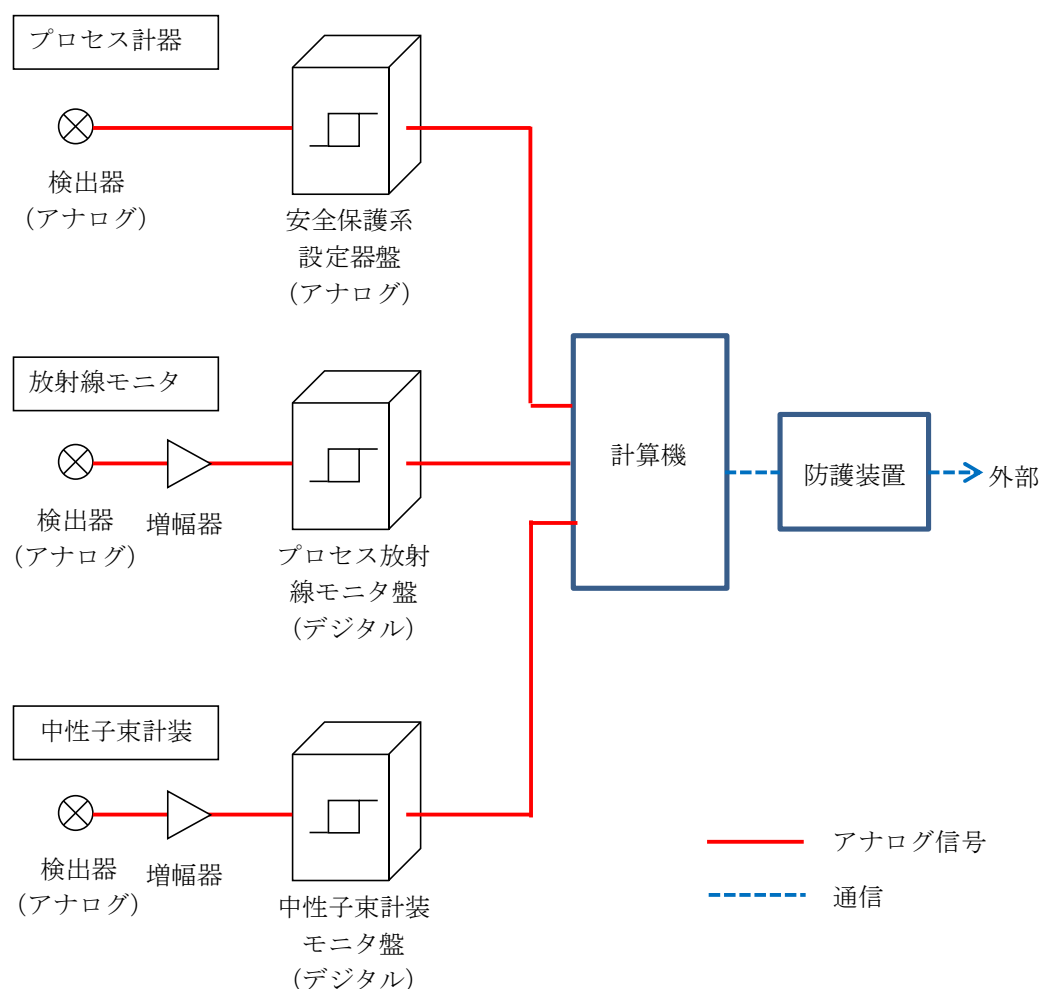
件名	原子炉保護系チャンネルAのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	<p>出力1, 100MWで定常運転中の3月18日16時56分、原子炉保護系チャンネルAが、原子炉圧力高(A2)の動作によりトリップした。</p> <p>関連パラメータには、異常が認められなかったもので、チャンネルAトリップをリセットして、運転を継続した。</p>
原因調査の概要	<p>当該圧力スイッチ(B22-N023C)の較正確認試験を実施した結果、セット値$73.3 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$(原子炉施設保安規定に定める設定値は$74.0 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$)に対し、動作値は$72.1 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$であり、動作値がセット値に対し$1.2 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$低い(ドリフト)ことが判明した。</p> <p>なお、当該圧力スイッチ(B22-N023C)は、昨年7月28, 29日にも同じ事象が発生しており、その後、再現性テスト、配管・サポートの点検、圧力スイッチの固有振動数並びに運転中の圧力変動(脈動)及び振動値(加速度)の測定等の結果、当該圧力スイッチの検出管は、他の検出管に比べ圧力変動(脈動)が大きい(変動巾最大値$1.35 \text{ kg/cm}^2 \text{ g}$)現象が認められた。しかし、動作に至るほどの変動ではなかった。このため、定検後の原子炉起動時(昨年12月)には、検出配管内のフラッシング及び空気抜きを十分に行っていた。</p>
事象の原因	当該圧力スイッチの動作値がドリフトしていたこと及び検出配管内の圧力脈動等を瞬時に検出して、動作したものと考えられる。
再発防止対策	<p>(1) 当該圧力スイッチは動作値がドリフトしていたので、予備の圧力スイッチと交換した。</p> <p>(2) 次回定検時、検出方式を現在の現場圧力スイッチ方式から、圧力変動(脈動)等の影響(誤動作)及びドリフトの少ない、アナログ方式に変更する。</p> <p>(3) 中間停止(今年6月)から次回定検(今年11月開始)までの運転中、関連パラメータをイベントレコーダに接続して、誤動作が生じるような事象の連続監視を行う。</p>

参考 1

サイバー攻撃（ランサムウェア）による安全保護回路への影響について

チェルノブイリ原子力発電所周辺において、ランサムウェアによる攻撃により、ウィンドウズ・システムを使う放射線センサが作動しなくなったため手動に切り替えたとの報道がある。

安全保護回路は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護回路とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、また外部ネットワークへ直接接続されておらず、外部からのランサムウェア等のサイバー攻撃に対して安全保護回路が影響を受けることはないと考える。



参考 2

安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項において、柏崎の落雷事象を反映不要とした理由

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機で発生した落雷によるスクラム事象は、原子炉建屋外壁埋設となっていた信号ケーブルに雷サージ電流が侵入したことが原因と考えられる。

東海第二発電所における安全保護回路のケーブルは、建屋内に集約されており、原子炉建屋外壁埋設となっていないため、上記事象はプラント固有の原因と判断し、設計面へ反映すべき事項の抽出フロー（別紙 7-2 第 1 図）により反映不要としている。

なお、安全保護回路を含む重要安全施設に対する落雷影響については、6 条「外部からの衝撃による損傷の防止」（7. 落雷影響評価について）において評価し、機能が損なわれないことを確認している。

別 添

東海第二発電所

運用，手順説明資料
安全保護回路

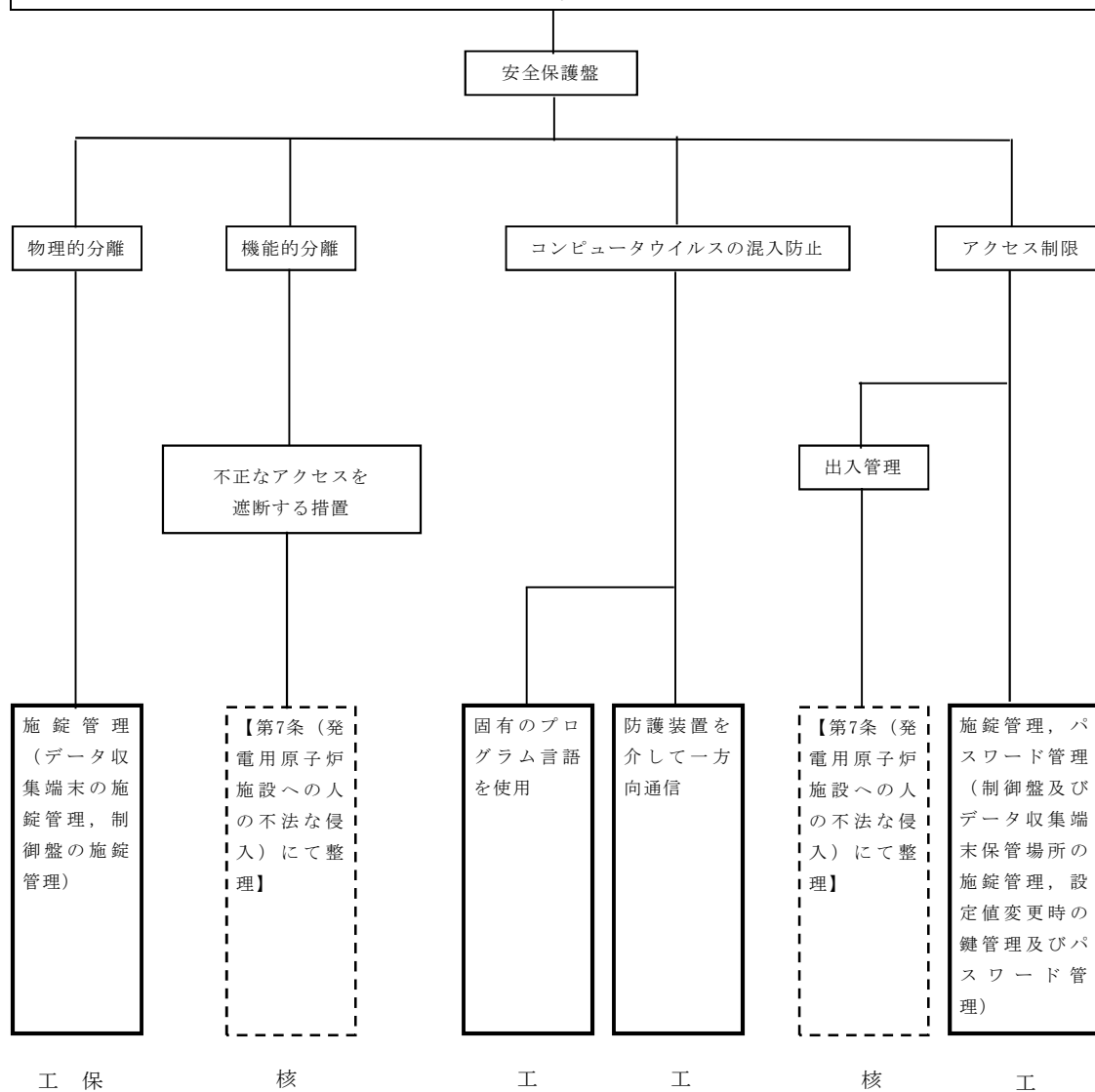
第 24 条 安全保護回路

設置許可基準 第 24 条 第 1 項 第 6 号

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(解釈)

第 6 号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは，ハードウェアの物理的分離，機能的分離に加え，システムの導入段階，更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等，承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。



【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針，添付書類）

保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）

核：核物質防護規定（下位文書含む）

【添付六，八への反映事項】

：添付六，八に反映

：当該条文に該当しない

(他条文での反映事項他)

第 1 表 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 24 条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	（運転員，保修員による識別及び施錠管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	パスワード 管理	運用・手順	・管理（設定値変更時のパスワード管理の 手順整備含む） ・操作（パスワード入力手順の整備含む）
		体制	（保修員によるパスワード管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—

東海第二発電所

保安電源設備

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第33条 保安電源設備

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 追加要求事項に対する適合方針
 - 1.3 気象等
 - 1.4 設備等（手順含む）
2. 保安電源設備
 - 2.1 保安電源設備の概要
 - 2.1.1 常用電源設備の概要
 - 2.1.2 非常用電源設備の概要
 - 2.2 保安電源の信頼性
 - 2.2.1 発電所構内における電気系統の信頼性
 - 2.2.1.1 安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止
 - 2.2.1.2 電気系統の信頼性
 - 2.2.2 電線路の独立性
 - 2.2.2.1 外部電源受電回路について
 - 2.2.2.2 複数の変電所との接続について
 - 2.2.3 電線路の物理的分離
 - 2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について
 - 2.2.3.2 送電線の信頼性向上対策
 - 2.2.4 送受電設備の信頼性
 - 2.2.4.1 開閉所設備等の耐震性評価について
 - 2.2.4.2 送変電設備の碍子及び遮断器等の耐震性

- 2.2.4.3 開閉所基礎の設置地盤の支持性能について
 - 2.2.4.4 ケーブル洞道設置地盤の支持性能について
 - 2.2.4.5 基礎及び洞道の不等沈下による影響について
 - 2.2.4.6 津波の影響，塩害対策
 - 2.3 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保
 - 2.3.1 非常用電源設備及びその付属設備の信頼性
 - 2.3.1.1 多重性又は多様性及び独立性
 - 2.3.1.2 容量について
 - 2.3.1.3 燃料貯蔵設備
-
- 別紙 1 鉄塔基礎の安定性について
 - 別紙 2 吊り下げ設置型高圧遮断器について
 - 別紙 3 変圧器一次側の 1 相開放故障について
 - 別紙 4 1 相開放故障発生箇所の識別とその後の対応操作について
 - 別紙 5 那珂変電所または茨城変電所が全停した場合の東海第二発電所への電力供給の確実性について
 - 別紙 6 現状の発電所敷地周辺の鉄塔配置
 - 別紙 7 非常用電源設備の配置の基本方針について
 - 別紙 8 蓄電池容量について
 - 別紙 9 ケーブル及び電線路敷設計の考え方
 - 別紙 10 揺すり込み沈下量の算定方法について
-
- 3. 運用，手順説明資料
 - (別添資料) 保安電源設備

＜ 概 要 ＞

1. において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

保安電源設備について，設置許可基準規則第 33 条並及び技術基準規則第 45 条において，追加要求事項を明確化する。

設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条 要求事項を，第 1.1－1 表に示す。

第 1.1－1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条
要求事項 (1/3)

設置許可基準規則 第 33 条（保安電源設備）	技術基準規則 第 45 条（保安電源設備）	備 考
発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系したものでなければならない。	—	変更なし
2 発電用原子炉施設には，非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	発電用原子炉施設には，電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため，内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。	変更なし
	2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には，無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を設置しなければならない。	変更なし

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項 (2/3)

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
<u>3 保安電源設備 (安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)</u> は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。	<u>3 保安電源設備 (安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)</u> には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置を講じなければならない。	追加 要求事項
<u>4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。</u>	<u>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。</u>	追加 要求事項
<u>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。</u>	<u>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。</u>	追加 要求事項

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 33 条及び技術基準規則第 45 条

要求事項 (3/3)

設置許可基準規則 第 33 条 (保安電源設備)	技術基準規則 第 45 条 (保安電源設備)	備 考
6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。	6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。	追加 要求事項
7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。	7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。	追加 要求事項
8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。	8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。	追加 要求事項

1.2 追加要求事項に対する適合方針

(1) 位置，構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は，(1)耐震構造，(2)耐津波構造に加え，以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(ab)保安電源設備

発電用原子炉施設は，重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため，電力系統に連系した設計とする。

また，発電用原子炉施設には，非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下本項において同じ。）を設ける設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条-62～67）（2.1.2：P33 条-68, 69）】

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は，電線路，発電用原子炉施設において常時使用される発電機，外部電源系及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように，発電機，送電線，変圧器，母線等に保護継電器を設置し，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，異常を検知した場合は，ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより，その拡大を防止する設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33 条-70～73, 90, 91）】

特に重要安全施設においては，多重性を有し，系統分離が可能である母線で構成し，信頼性の高い機器を設置するとともに，非

常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。

【説明資料（2.2.1.2：P33 条-93～100）】

また、変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。

【説明資料（2.2.1.1：P33 条-74～89）】

設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するとともに、電線路のうち少なくとも1回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計とする。

【説明資料（2.2.2：P33 条-100～106）（2.2.3.1：P33 条-107）】

設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の発電所内の2以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とする。

【説明資料（2.2.3：P33 条-108～115）（2.2.4：P33 条-116～127）】

非常用電源設備及びその付属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分

な容量を有する設計とする。

【説明資料（2.3.1.1：P33 条-128～134）（2.3.1.2：P33 条-135～141）】

7 日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間連続運転することにより必要とする電力を供給できるよう、7 日分の容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3：P33 条-142～144）】

設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しない設計とする。

ヌ その他発電用原子炉施設の附属施設の構造及び設備

(1) 常用電源設備の構造

(i) 発電機

台	数	1
容	量	約 1,300,000kVA

(ii) 外部電源系

275kV 2 回線（「非常用電源設備」と兼用）

154kV 1 回線（「非常用電源設備」と兼用）

発電機，外部電源系，非常用所内電源系，その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流に対し，検知できる設計とする。

(iii) 変圧器

a. 主要変圧器

台 数 1

容 量 約 1,300,000kVA

電 圧 18.525kV／275kV（一次／二次）

b．所内変圧器

台 数 2

容 量 約 50,000kVA（1 台当たり）

電 圧 18.525kV／6.9kV（一次／二次）

c．起動変圧器

台 数 2

容 量 約 50,000kVA（1 台当たり）

電 圧 275kV／6.9kV（一次／二次）

d．予備変圧器

台 数 1

容 量 約 38,000kVA

電 圧 147kV／6.9kV（一次／二次）

(2) 非常用電源設備の構造

(i) 受電系統

275kV 2 回線（「常用電源設備」と兼用）

154kV 1 回線（「常用電源設備」と兼用）

(ii) 非常用ディーゼル発電機

a．非常用ディーゼル発電機（「代替電源設備」と兼用）

台 数 2

出 力 約 5,200kW（1 台当たり）

起動時間 約 10 秒

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（「代替電源設備」と兼用）

台 数 1

出 力 約 2,800kW

起動時間 約 10 秒

c. 軽油貯蔵タンク（「代替電源設備」と兼用）

基 数 2

容 量 約 400kL（1 基当たり）

7 日間の外部電源喪失を仮定しても，非常用ディーゼル発電機 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台を 7 日間並びに常設代替高圧電源装置 2 台を 1 日間連続運転することにより必要とする電力を供給できるよう，7 日分の容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

(iii) 蓄電池

a. 蓄電池（非常用）（「代替電源設備」と兼用）

型 式 鉛蓄電池

組 数 5

容 量 約 6,000Ah（2 組）

約 500Ah（1 組）

約 150Ah（2 組）

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(保安電源設備)

第三十三条 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。

4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。

5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。

6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。

7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保

し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

- 8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

【説明資料（2.1.1：P33 条-62～67）】

第2項について

発電用原子炉施設に、非常用所内電源設備として非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及び非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。また、それらに必要な燃料等を備える設計とする。

【説明資料（2.1.2：P33 条-68～69）】

第3項について

保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機、外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じ、安全施設への電力の供給が不安定になった場合においては、自動（地絡や過電流による保護継電器の動作により）若しくは手動操作で、故障箇所の隔離又は非常用母線の健全な電源からの受電へ切り替えることにより安全施設への電力の供給の安定性を回復できる設計とする。また、送電線は複数回線との接続を確保し、巡視点検による異常の早期検知ができるよう、送電線引留部の外観確認が可能な設計とする。

また、保安電源設備は、重要安全施設の機能を維持するために必要となる電力の供給が停止することがないように、以下の設計とする。

- ・送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、電気系統の系統分離を考慮して、275kV母線を1母線、154kV母線を1母線で構成する。275kV送電線は起動変圧器を介して、154kV送電線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ給電する設計とする。非常用高圧母線を3母線確保することで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とする。

- ・電気系統を構成する送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線及び東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とすることを確認している。また、電気系統を構成する母線、変圧器、非常用所内電源設備、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定し、信頼性の高い設計とする。
- ・非常用所内電源系からの受電時等の母線切替えは、故障を検知した場合、自動又は手動で容易に切り替わる設計とする。

【説明資料（2.2.1:33条-70～99）】

第4項について

設計基準対処施設は、送受電可能な回線として275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回路として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線にて、電力系統に接続する。

275kV送電線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また、154kV送電線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し、さらに、上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記2ルート3回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源から電力供給が可能となるよう、東京

電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から本発電所への電力供給については、予め定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

【説明資料（2.2.2:33条-100～106）】

第5項について

同一の送電鉄塔に架線しない275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）から設計基準対象施設に電線路を接続する設計とする。

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時及び着氷雪の事故防止対策を図ることにより、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのない設計であることを確認している。

さらに、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原

子力1号線)の近接箇所については、鉄塔を移設することにより、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない水平距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

【説明資料 (2.2.3:33条-107~115)】

第6項について

本発電所においては、電線路について、2以上の発電用原子炉施設を電力系統に接続しないとしたうえで、設計基準対象施設に連系する送電線は、275kV送電線2回線と154kV送電線1回線とで構成する。

これらの送電線は1回線で発電用原子炉の停止に必要な電力を供給し得る容量とし、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成とする。

なお、275kV送電線2回線は起動変圧器を介して、154kV送電線1回線は予備変圧器を介して発電用原子炉施設へ接続する設計とする。

開閉所からの送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用する。

さらに防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、275kV送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄ができる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

【説明資料 (2.1.1:33条-62~67) (2.2.4:33条-116~127)】

第7項について

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）及びその付属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続する。

蓄電池は、非常用3系統をそれぞれ異なる区画に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とする。

これらにより、その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とする。

7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間連続運転することにより必要とする電力を供給できるよう、7日分の容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1:33条-128～144）】

第8項について

設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。

1.3 気象等

該当なし

1.4 設備等（手順等含む）

10. その他発電用原子炉の附属設備

10.1 非常用電源設備

10.1.1 概要

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する設計とする。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

非常用の所内高圧母線は3母線で構成し、常用母線及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）のいずれからも受電できる設計とする。

非常用の所内低圧母線は2母線で構成し、非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する。

所内機器は、工学的安全施設に関係する機器とその他の一般機器に分類する。

工学的安全施設に関係する機器は非常用母線に、その他の一般機器は原則として常用母線に接続する。

所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

安全保護系及び工学的安全施設に関係する機器は、単一の非常用母線の故障があっても、他の系統に波及して多重性を損なうことがないよう系統ごとに分離して非常用母線に接続する。

2 C 非常用ディーゼル発電機は、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電した場合に非常用母線に電力を供給する。また 2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、

275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）が停電し、かつ154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給する。

1台の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が作動しないと仮定した場合でも燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき、あるいは、原子炉冷却材喪失時にも炉心の冷却とともに、格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池（非常用）を設置し、安定した交流電源を必要とするものに対しては、非常用の無停電電源装置を設置する。非常用直流電源設備は、非常用所内電源系として3系統から構成し、3系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。

外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また、非常用所内電源設備からの受電時に、容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料（2.1.2:33条-68～69）】

10.1.2 設計方針

10.1.2.1 非常用所内電源系

安全上重要な構築物，系統及び機器の安全機能を確保するため非常用所内電源系を設ける。安全上重要な系統及び機器へ電力を供給する電気施設は，その電力の供給が停止することがないように，外部電源，非常用所内電源設備，その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし，検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，非常用所内電源設備からの受電時に，容易に母線切替操作が可能な設計とする。

【説明資料（2.2.1.1:33条-70～91）（2.1.2:33条-68～69）】

非常用所内電源系である非常用所内電源設備及びその付属設備は，多重性及び独立性を確保し，その系統を構成する機器の単一故障が発生した場合であっても，運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において原子炉の安全性が確保できる設計とする。

【説明資料（2.3.1.1:33条-128～134）（2.3.1.2:33条-135～141）】

非常用電源設備のうち非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）については，燃料体及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく炉心を冷却でき，あるいは，冷却材喪失事故時にも炉心の冷却とともに，原子炉格納容器等安全上重要な系統機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計とする。

また，7日間の外部電源喪失を仮定しても，非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間連続運転することにより必要とする電力を供給できるよう，

7日分の容量以上の燃料を敷地内の軽油貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。

【説明資料（2.3.1.3:33条-142～144）】

10.1.2.2 全交流動力電源喪失

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）を設ける設計とする。

【説明資料（2.3.1.2:33条-140～141）】

10.1.3 主要設備

10.1.3.1 所内高圧系統

非常用の所内高圧系統は、6.9kVで第10.1-1図に示すように3母線で構成する。

非常用高圧母線

- ・ 常用高圧母線，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機を含む。）から受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、耐震性を有した原子炉建屋付属棟内に設置する。

非常用高圧母線には、工学的安全施設に関係する機器を振り分ける。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器又は、起動変圧器から、また、275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線に給電する。さらに、外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機を含む。）から非常用高圧母線に給電する。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1-1表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-68～69）】

10.1.3.2 所内低圧系統

非常用の所内低圧系統は、480Vで第10.1-1図に示すように2母線で構成する。

非常用低圧母線…非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線
これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は気中遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響が局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

非常用低圧母線のパワーセンタは、耐震性を有した原子炉建屋付属棟内に設置する。

【説明資料（2.1.2:33条-68～69）】

工学的安全施設に関係する機器を接続している非常用低圧母線には、非常用高圧母線から動力変圧器を通して降圧し給電する。

275kV送電線が使用できる場合は所内変圧器又は起動変圧器から、また、

275kV送電線が使用できなくなった場合には予備変圧器から非常用高圧母線を通して非常用低圧母線に給電する。

さらに、全ての外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線を通して給電する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1-2表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-68～69）】

10.1.3.3 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、外部電源が喪失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電力を供給し、また、外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失が発生した場合には工学的安全施設作動のための電力を供給する。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は多重性を考慮して、3台を備え、各々非常用高圧母線に接続する。各非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、耐震性を有した原子炉建屋付属棟内のそれぞれ独立した部屋に設置する。

【説明資料（2.3.1.1:33条-128～134）】

非常用高圧母線が停電若しくは原子炉冷却材喪失事故が発生すると、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）が起動する。

非常用高圧母線が停電した場合には、非常用高圧母線に接続される負荷は、動力用変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。その後、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）電圧及び周波数が定格値になると、非常用

ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は非常用高圧母線に自動的に接続され，原子炉を安全に停止するために必要な負荷が自動的に投入される。

冷却材喪失事故により非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）が起動した場合で，非常用高圧母線が停電していない場合は，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は待機運転状態となり，手動で停止するまで運転を継続する。

また，冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合，各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に工学的安全施設に関する負荷が自動的に投入される。

なお，7日間の外部電源喪失を仮定しても，非常用ディーゼル発電機1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台を7日間並びに常設代替高圧電源装置2台を1日間連続運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

各非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）に接続する主要な負荷は以下の系統に属するものである。

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅰ）

低圧炉心スプレイ系

残留熱除去系

原子炉補機冷却系

換気空調系（中央制御室，非常用ディーゼル発電機室等）

ほう酸水注入系

制御棒駆動水压系

原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

制御棒駆動水压系

充電器

非常灯

非常用ディーゼル発電機（区分Ⅱ）

残留熱除去系

原子炉補機冷却系

換気空調系（中央制御室，非常用ディーゼル発電機室等）

ほう酸水注入系

原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

制御棒駆動水压系

充電器

非常灯

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（区分Ⅲ）

高圧炉心スプレイ系

換気空調系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機室等）

充電器

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

負荷が最も大きくなる冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合の負荷曲線例を第10.1-2図に示す。

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

の設備仕様を第10.1-3表に示す。

【説明資料（2.3.1.2:33条-135～141）】

10.1.3.4 直流電源設備

非常用直流電源設備は、第10.1－3図に示すように、非常用電源設備として、直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V系統及び±24V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器9個、蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統及び±24V系統2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また、これらは、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり、非常用直流電源設備5組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため、原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ）、125V系蓄電池B系及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池H P C S系（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah（125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系）、500Ah（125V系蓄電池H P C S系）、150Ah（中性子モ

ニタ用蓄電池A系及びB系)であり、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は、例えば、発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等、発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、発電用原子炉の停止、冷却、原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【説明資料 (2.1.2:33条-68～69) (2.3.1.2:33条-135～141)】

10.1.3.5 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用主母線盤120V/240V 2母線及び計装用分電盤120V 3母線で構成する。

計装用分電盤2A及び2Bは、2系統に分離独立させ、それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため、非常用直流電源設備である蓄電池(非常用)から電力が供給されることにより、非常用の無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し、2A及び2Bの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は、原子炉核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確保のため、全交流動力電源喪失時から

重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分間を包絡した約8時間、電源供給が可能である。

そのため、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認を可能とする。

なお、これらの電源を保守点検する場合は、必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。また、計装用主母線盤は、分離された非常用低圧母線から給電する。計装用分電盤H P C Sは非常用低圧母線から給電する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【説明資料（2.1.2:33条-68～69）（2.3.1.2:33条-135～141）】

10.1.3.6 ケーブル及び電線路

安全保護系並びに工学的安全施設に関係する動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、その多重性及び独立性を確保するため、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管を使用して敷設し、相互に独立性を侵害することのないようにする。

また、これらのケーブル、ケーブルトレイ、電線管材料には不燃性材料又は難燃性材料のものを使用する設計とする。非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確認した複合体を使用する設計とする。

さらにケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また、格納容器貫通部は、冷却材喪失事故時の環境条件に適合するものを使用する。

【説明資料（2.3.1.1:33条-128～134）】

10.1.3.7 母線切替

通常運転時は、275kV送電線2回線を使用して運転するが、275kV送電線1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

外部電源、非常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【説明資料（2.1.2:33条-68～69）】

また、275kV送電線が全て停止するような場合、発電用原子炉を安全に停止するために必要な所内電力は、154kV送電線又は非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）から受電する。

【説明資料（2.2.1.2:33条-93～99）】

(1) 予備変圧器（154kV系）への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している非常用高圧母線は、275kV送電線が2回線とも停電し、154kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から受電して、発電用原子炉の安全停止に必要な補機を運転する。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

【説明資料（2.2.1.2:33条-93～99）】

(2) 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）への切替

非常用高圧母線 **2 C** は、所内変圧器及び起動変圧器を介した受電ができ

なくなった場合には、非常用高压母線 2 C に接続された負荷は、動力用変圧器及び非常用低压母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。2 C 非常用ディーゼル発電機は、自動起動し電圧及び周波数が定格値になると、2 C 非常用高压母線に自動的に接続され、発電用原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

また、非常用高压母線 2 D 及び高压炉心スプレイ系母線は、所内変圧器、起動変圧器及び予備変圧器を介した受電ができなくなった場合には、非常用高压母線 2 D 及び高压炉心スプレイ系母線に接続された負荷は、動力用変圧器及び非常用低压母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。2 D 非常用ディーゼル発電機及び、高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、自動起動し電圧及び周波数が定格値になると、非常用高压母線 2 C 及び高压炉心スプレイ系母線に自動的に接続され、発電用原子炉の安全停止に必要な負荷が自動的に順次投入される。

【説明資料 (2. 2. 1. 2:33条-93～99)】

(3) 275kV又は154kV送電線電圧回復後の切替

非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）で所内負荷運転中、275kV送電線又は154kV送電線の電圧が回復すれば、非常用ディーゼル発電機（高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）を外部電源に同期並列させることにより、無停電切替（手動）で所内負荷を元の状態にもどす。

【説明資料 (2. 2. 1. 2:33条-93～99)】

10. 1. 4 主要仕様

主要仕様を第10. 1－1表から第10. 1－5表に示す。

10.1.5 試験検査

10.1.5.1 非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）

非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）は、定期的に起動試験を行って、電圧確立時間や負荷を印加して運転状態を確認するなど、その運転性能を確認する。

10.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

10.3 常用電源設備

10.3.1 概要

設計基準対象施設は、275kV送電線1ルート2回線にて、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。また、154kV送電線1ルート1回線にて、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系し、さらに、上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

上記2ルート3回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社の新筑波変電所から西水戸及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計であることを確認している。また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電

カパワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、予め定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計であることを確認している。

これら送電線は、発電所を安全に停止するために必要な電力が供給可能な容量とする。

275kV送電線2回線は、1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る能力がある。

通常運転時には、所内電力は、主として発電機から所内変圧器を通して受電するが、275kV送電線より受電する起動変圧器を通して受電することができる。また、154kV送電線を予備電源として使用することができる。

常用高圧母線は7母線で構成し、所内変圧器、起動変圧器または予備変圧器から受電できる設計とする。

常用低圧母線は11母線で構成し、常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる設計とする。

所内機器で2台以上設置するものは、非常用、常用ともに、各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

また、直流電源設備は、常用所内電源系として直流250V 1系統から構成する。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

10.3.2 設計方針

10.3.2.1 外部電源系

重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、外部電源系を設ける。重要安全施設へ電力を供給する電気施設は、その電力の供給が停止することがないように、送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、電気系統の系統分離を考慮して、275kV母線を1母線、154kV母線を1母線で構成する。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

また、発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流、変圧器一次側における1相開放故障等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

【説明資料（2.2.1:33条-72～98）】

外部電源系の少なくとも2回線は、それぞれ独立した送電線により電力系統に連系させるため、万一、送電線の上流側接続先である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とすることを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、予め定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、

東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計であることを確認している。

少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離された設計とし、全ての送電線が同一鉄塔等に架線されない設計とすることにより、これらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計であることを確認している。

さらに、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計であることを確認している。

【説明資料 (2.2.2:33条-99～105)】

開閉所及び送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する。

碍子、遮断器等は耐震性の高いものを使用する。さらに、防潮堤により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮した設計とする。

【説明資料 (2.2.4:33条-115～126)】

10.3.3 主要設備

10.3.3.1 送電線

発電所は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、第10.3-1図に示すとおり、送受電可能な回線として275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び受電専用の回線として154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線の合計2ルート3回線で電力系統に連系する。

275kV送電線は、約17km離れた東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。

また、154kV送電線は、約9km離れた東京電力パワーグリッド株式会社茨城

変電所に連系する。

【説明資料（2.1.1:33条-62～63）】

万一、送電線の上流側設備である東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合でも、外部電源からの電力供給が可能となるよう、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から西水戸変電所及び茨城変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計であることを確認している。

また、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所が停止した場合の、東京電力パワーグリッド株式会社新筑波変電所から本発電所への電力供給については、予め定められた手順、体制等に基づき、昼夜問わず、確実に実施されることを確認している。

なお、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所が停止した場合には、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計であることを確認している。

送電線は、1回線で重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を供給できる容量が選定されるとともに、常時、重要安全施設に連系する275kV送電線は、系統事故による停電の減少を図るため2回線接続とする。

【説明資料（2.1.1:33条-99～105）】

275kV送電線については、短絡、地絡検出用保護装置を2系列設置することにより、多重化を図る設計とする。また、送電線両端の発電所及び変電所の送電線引出口に遮断器を配置し、送電線で短絡、地絡等の故障が発生した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計となっていることを確認している。

また、送電線1相の開放が生じた際には、275kV送電線は送受電時、154kV

送電線は受電している場合、保護装置による自動検知又は人的な検知（巡視点検等）を加えることで、一部の保護継電器等による検知が期待できない箇所での1相開放故障の発見や、その兆候を早期に発見できる可能性を高めることとしている。

【説明資料（2.2.1.1:33条-70～91）】

設計基準対象施設に連系する275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）1ルート2回線及び154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線）1ルート1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれのルートに送電鉄塔を備えていることを確認している。

【説明資料（2.2.3.1:33条-106）】

また、送電線は、大規模な盛土の崩壊、大規模な地すべり、急傾斜の崩壊による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保することで、鉄塔の倒壊を防止するとともに、台風等による強風発生時や冬期の着氷雪による事故防止対策が図られており、外部電源系からの電力供給が同時に停止することがない設計となっていることを確認している。

さらに、275kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線）と154kV送電線（東京電力パワーグリッド株式会社原子力1号線）の近接箇所については、鉄塔を移設することにより、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない水平距離を確保する設計とする。

これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とする。

送電線の設備仕様を第10.3-1表に示す。また、送電系統図を第10.3-1図に示す。

【説明資料（2.2.3.2:33条-107～114）】

10.3.3.2 開閉所

275kV超高圧開閉所は、第10.3-2図に示すように、275kV送電線と主要変

圧器及び起動変圧器を連系する遮断器，断路器，275kV母線等で構成する。

154kV特別高圧開閉所は，第10.3-2図に示すように，154kV送電線と予備変圧器を連系する遮断器，断路器等で構成する。

故障を検知した場合には，遮断器により故障箇所を隔離することによって，故障による影響を局所化できるとともに，他の安全機能への影響を限定できる設計とする。

また，開閉所は地盤が不等沈下や傾斜等が起きないような十分な支持性能を持つ場所に設置し，かつ津波の影響を考慮する。

遮断器等は耐震性の高いガス絶縁開閉装置を使用する。

塩害を考慮し，275kV送電線引留部の碍子に対しては，碍子洗浄できる設計とし，遮断器等に対しては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する。

開閉所機器の設備仕様を第10.3-2表に示す。

【説明資料（2.2.4:33条-115～126）】

10.3.3.3 発電機及び励磁装置

発電機は，約1,300,000kVA，1,500rpmで蒸気タービンに直結される横軸円筒回転界磁形，回転子水素直接冷却，固定子水冷却，3相交流同期発電機で励磁装置は交流励磁機である。

発電機及び励磁装置の設備仕様を第10.3-3表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

10.3.3.4 変圧器

本発電用原子炉施設では、次のような変圧器を使用する。

主要変圧器・・・発電機電圧（19kV）を275kV超高圧開閉所電圧（275kV）に昇圧する。

所内変圧器・・・発電機電圧（19kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

起動変圧器・・・275kV超高圧開閉所電圧（275kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

予備変圧器・・・154kV特別高圧開閉所電圧（154kV）を所内高圧母線電圧（6.9kV）に降圧する。

発電機の発生電力は、主要変圧器を通して275kV超高圧開閉所に送る。

所内電力は、通常運転時は発電機から2台の所内変圧器を通して供給するが、発電用原子炉の起動又は停止中は、275kV超高圧開閉所から2台の起動変圧器を通して供給する。さらに、起動変圧器回路の故障時等には、所内電力は、154kV特別高圧開閉所から予備変圧器を通して供給する。

変圧器の設備仕様を第10.3-4表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

10.3.3.5 所内高圧系統

常用の所内高圧系統は、6.9kVで第10.1-1図に示すように常用7母線で構成する。

常用高圧母線・・・所内変圧器，起動変圧器，予備変圧器から受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のメタルクラッド開閉装置で構成し、遮断器には真空遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、

他の安全機能への影響を限定できる。

常用高圧母線のメタルクラッド開閉装置は、原子炉建屋付属棟内等に設置する。

常用高圧母線には、通常運転時に必要な負荷を振り分け、これらの母線は、発電用原子炉の起動又は停止中は、起動変圧器から受電するが、発電機が同期し、並列した後は所内変圧器から受電する。

常用高圧母線への電力は、発電機負荷遮断後しばらくは供給される。

メタルクラッド開閉装置の設備仕様を第10.1-1表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

10.3.3.6 所内低圧系統

常用の所内低圧系統は、480Vで第10.1-1図に示すように常用11母線で構成する。

常用低圧母線・・常用高圧母線から動力変圧器を通して受電する母線

これらの母線は、母線ごとに一連のキュービクルで構成し、遮断器は気中遮断器を使用する。故障を検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる。

常用低圧母線のパワーセンタは、原子炉建屋付属棟内等に設置する。

パワーセンタの設備仕様を第10.1-2表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

10.3.3.7 所内機器

所内機器で2台以上設置するものは、単一の所内母線の故障があっても、全部の機器電源が喪失しないよう2母線以上に分割接続し、所内電力供給の

安定を図る。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

10.3.3.8 直流電源設備

常用の直流電源設備は第10.1-3図に示すように、常用所内電源系として直流250V 1系統から構成する。

常用所内電源系の直流250V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器2個、蓄電池1組等を設ける。

これらすべての蓄電池は、充電器により浮動充電される。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

10.3.3.9 計測制御用電源設備

常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用交流母線4母線で構成する。母線電圧は120V/240V及び120Vである。

常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と常用直流母線に接続する常用の無停電電源装置及び非常用低圧母線に接続する電動発電機（原子炉保護系用M-G装置）で構成する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【説明資料（2.1.1:33条-62～67）】

10.3.3.10 ケーブル及び電線路

動力回路、制御回路、計装回路のケーブルは、それぞれ相互に分離したケーブルトレイ、電線管を使用して敷設する。

また、これらのケーブル、ケーブルトレイ、電線管材料には不燃性材料又

は難燃性材料のものを使用する設計とする。非難燃ケーブルについては、非難燃ケーブル及びケーブルトレイを不燃材の防火シートで覆い、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確認した複合体を使用する設計とする。

さらに、ケーブルトレイ等が隔壁を貫通する場合は、火災対策上隔壁効果を減少させないような構造とする。

また、格納容器貫通部は、原子炉冷却材喪失時の環境条件に適合するものを使用する。

【説明資料 (2.1.1:33条-62～67)】

10.3.3.11 母線切替

通常運転時は、275kV送電線2回線を使用して運転するが、1回線停止時でも本発電所の全発生電力を送電し得る容量がある。

外部電源、常用所内電源設備、その他の関連する電気系統機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知できる設計とし、検知した場合には、遮断器により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる構成とする。

(1) 275kV系への切替

常用高圧母線は、通常運転時は発電機から所内変圧器を通して電力を供給するが、所内変圧器回路の故障時又は発電用原子炉の停止時には、起動変圧器を通して受電するように切り替える。本切替えは中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

(2) 予備変圧器(154kV系)への切替

所内変圧器又は起動変圧器から受電している常用高圧母線は、275kV送電線が2回線とも停電し、154kV送電線に電圧がある場合、予備変圧器から

受電する。本切替えは自動又は中央制御室での手動操作であり容易に実施可能である。

【説明資料（2.2.1.2:33条-93～99）】

10.3.4 主要仕様

主要仕様を第10.1-1表，第10.1-2表，第10.1-4表，第10.1-5表及び第10.3-1表から第10.3-4表に示す。

10.3.5 試験検査

10.3.5.1 蓄電池（常用）

蓄電池（常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

10.3.6 手順等

常用電源設備は，以下の内容を含む手順を定め，適切な管理を行う。

- (1) 外部電源系統切替えを実施する際は、手順を定め、給電操作指令伝票等を活用し、給電運用担当箇所と連携を図り実施する。
- (2) 電気設備の塩害を考慮し，定期的に碍子洗浄操作を実施する。また，碍子の汚損が激しい場合は，臨時に碍子洗浄操作を実施する。
- (3) 変圧器1次側において1相開放を検知した場合，故障箇所の隔離又は非常用母線を健全な電源から受電できるよう切替を実施する。
- (4) 変圧器一次側における1相開放事象への対応として，送電線は複数回線との接続を確保し，送電線引留部の巡視点検を実施する。
- (5) 外部電源系統切替操作に関する教育・訓練を実施する。

2.2.3 電線路の物理的分離

2.2.3.1 送電鉄塔への架線方法について

275kV 東海原子力線，154kV 村松線・原子力1号線それぞれに送電鉄塔を備えており，物理的に分離した設計であることを確認している。

(1) 送電線の交差箇所及び近接箇所について

外部電源線である 275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力1号線において，交差箇所は無い。

また，鉄塔間の近接箇所については，仮に1つの鉄塔が倒壊しても，すべての送電線が同時に機能喪失しない水平距離を確保する設計とする。

尚，鉄塔の水平距離を確保するにあたっては，重大事故等対処設備、防潮堤、アクセスルートへの影響を考慮する。

275kV 東海原子力線及び 154kV 東海原子力線のルート及び近接箇所を，第2.2.3.1-1図に，発電所敷地周辺鉄塔配置図を別紙6に示す。



第2.2.3.1-1図 275kV 東海原子力線及び 154kV 村松線・原子力1号線のルート及び近接箇所（現状の状態）

別紙 6

現状の発電所敷地周辺の送電鉄塔配置

現状の発電所敷地内及び周辺の送電鉄塔の配置を第 1 図に示す。



第 1 図 発電所敷地周辺の送電鉄塔配置