

V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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。）第15条第4項及びその「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の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、機器の損壊又は配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するとともに、技術基準規則第54条第1項第5号及びその解釈に基づき、悪影響防止として高速回転機器が飛散物とならないことについて説明するものである。

配管の破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁E12-F009から弁E12-F008まで及び弁E12-F053A，Bから弁E12-F050A，Bまでの主配管（以下「RCPB拡大範囲」という。）が今回の申請範囲となることから、RCPB拡大範囲の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

また、機器の損壊に関しては、高速回転機器のうち新たな設計基準対象施設、改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備が今回の申請範囲となることにより、これらの高速回転機器がオーバースピードに起因する損壊に伴う飛散物とならないことを説明する。

なお、重大事故等対処設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、ディーゼル発電機等については、設計基準事故時と使用する系統設備及び使用方法に変更がないこと並びに設計基準対象施設に関しては技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

③ 2. 基本方針

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4613-1998」（日本電気協会）（以下「J E A G 4613」という。）に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用原子炉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こととする。

また、新たな設計基準対象施設、改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備については、高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等により、オーバースピードとならない設計とする。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第19条 流体振動等による損傷防止】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

① 流体振動等による損傷防止

既工事計画においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に係る容器、管、ポンプ及び弁は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とすることとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

a. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

配管内に円柱状構造物を設置している場合、流れによる流体力及び励起される振動による円柱状構造物への影響を評価する必要がある。今回の配管改造において、評価対象となる円柱状構造物が設置されていないことを確認する。

（既工事計画においては、配管内円柱状構造物が設置されていないため評価不要としている。）

「V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」（1頁参照）

「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】参照」

b. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する場所として高低温水合流部及び閉塞分岐管が考えられる。

既工事計画においては、「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷防止に関する報告書の提出について」（平成20年7月29日付け発室発第235号）により、残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス管合流部を評価対象部位として評価している。

また、閉塞分岐管はないため評価不要としている。今回の配管改造において、当該報告書の評価結果に影響のないことを確認する。

「V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書」（1,2頁参照）

補足-190-1【流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書に係る補足説明資料】 添付2「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果について」（添付2-9, 2-10, 2-11, 2-12頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第19条 流体振動等による損傷防止】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】 V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書	・今回の配管改造により、残留熱除去系の配管内に円柱状構造物を設置しないこと及び系統構成に変更がない（配管閉塞部及び新たな高低温合流部の追加がない）ことを確認した。【①a】
V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書 補足-190-1【流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書に係る補足説明資料】 添付2「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する評価結果について」	・今回の配管改造において、「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷防止に関する報告書の提出について」（平成20年7月29日付け発室発第235号）で評価した「残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス管合流部」の評価結果に影響のないことを確認した。【①b】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第19条 流体振動等による損傷防止】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造において、配管内円柱状構造物の流力振動評価対象となる円柱状構造物が設置されていないことを確認した。
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に係る容器、管、ポンプ及び弁（残留熱除去系熱交換器出口配管とバイパス配管の合流部）は、温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により熱疲労割れが発生する可能性は否定できないため、超音波探傷検査を行い技術基準の適合を確認した。
配管改造後も定期的に技術基準の適合性を確認する方針に変更が無いため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画から設計を変更するものではないが、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象条文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、流体振動等による損傷防止が必要となる設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

V-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書

目次

1. 概要	1
2. 評価範囲	1
3. 基本方針	1
4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価	1
5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価	2
6. まとめ	2

1. 概要

本資料は、「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」第19条及び「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の解釈」に基づき、原子炉冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁が、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の挙動により生じる流体振動、又は温度差のある流体の混合その他の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計となっていることを説明する。

2. 評価範囲

今回の評価範囲は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づき、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部が拡大されることに伴い、以下の範囲の主配管（以下「RCPB拡大範囲」という。）内の設備を対象とする。

- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン第1隔離弁から第2隔離弁まで
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン第1隔離弁から第2隔離弁まで

① a, b

なお、RCPB拡大範囲以外の既設設備における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷防止に関する評価については、「東海第二発電所における配管内円柱状構造物の流体振動による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成18年6月9日付け発室発第122号）にて、既設設備における配管の高サイクル熱疲労に関する評価については、「東海第二発電所における高サイクル熱疲労による損傷の防止に関する報告書の提出について」（平成20年7月29日付け発室発第235号）にて評価し、問題ないことを確認している。

3. 基本方針

原子炉冷却系統、原子炉冷却材浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に係る容器、管、ポンプ及び弁は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

RCPB拡大範囲の管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2 - 1998）による規定に基づく手法及び評価フローに従った評価及び必要な措置を行う。

温度差のある流体の混合等で生じる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7 - 2003）の規定に基づく手法及び評価フローに従って評価及び措置を実施する。

① a

4. 配管内円柱状構造物の流力振動評価

配管内に円柱状構造物を設置している場合、流れによる流体力及び励起される振動による円柱状構造物への影響を評価するが、RCPB拡大範囲には評価対象となる配管内円柱状構造物が設置されていないため、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S 0 1 2 - 1998）の「2. 適用範囲および対象」に該当せず、評価は不要である。

① b

5. 配管の高サイクル熱疲労に関する評価

配管に高サイクル熱疲労を引き起こす熱流動現象が作用する場所として高低温水合流部及び閉塞分岐管が考えられるが、RCPB 拡大範囲には評価対象となる高低温水合流部がなく、また、通常運転時流路の原子炉からみて第 1 隔離弁が閉弁で運用されており、高温水の流入がなく、閉塞分岐管であるドレンライン、ベントラインが評価対象とならないため、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S 0 1 7 - 2 0 0 3）の「2. 疲労評価上考慮すべき熱流動現象 2.2 評価対象とする現象」に該当せず、評価は不要である。

6. まとめ

RCPB 拡大範囲には、流体振動又は温度変動による損傷が懸念される部位はなく、流体振動又は温度変動による損傷を受けない設計となっている。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第26条 燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備の施設

既工事計画においては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備における燃料体等を貯蔵する設備のうち、燃料プール冷却浄化系として残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に影響のないことを確認する。

②燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備の機能

a. 既工事計画においては、通常運転時等において、使用済燃料プールを冷却する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（38頁参照）

b. 既工事計画においては、通常運転時等において、使用済燃料プールに注水する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（38頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第26条 燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	・ 今回の配管改造により、残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）の系統構成に変更がなく、燃料体等を貯蔵する設備が施設されていること、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	・ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、通常運転時等において、使用済燃料プールの冷却及び注水機能を有することを記載しており、今回の配管改造によりその方針に影響のないことを確認した。【②a, ②b】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第26条 燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・今回の配管改造について、残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）の系統構成に変更がないことを確認した。
- ・残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、使用済燃料プールの冷却及び注水機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計を変更するものではないが、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象条文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・今回の電気配線貫通部の改造は、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3. 系統施設毎の設計上の考慮

申請範囲における設計基準対象施設と重大事故等対処設備について、系統施設毎の機能と、機能としての健全性を確保するための設備の多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散について説明する。あわせて、特に設計上考慮すべき事項について、系統施設毎に以下に示す。

なお、流路を形成する配管及び弁並びに電路を形成するケーブル及び盤等への考慮については、その系統内の動的機器（ポンプ、発電機等）を含めた系統としての機能を維持する設計とする。

3.1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(1) 機能

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は主に以下の機能を有する。

- ② a. 通常運転時等において、使用済燃料プールを冷却する機能
- ② b. 通常運転時等において、使用済燃料プールに注水する機能
- c. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
 - ・可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
 - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
 - ・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制
 - ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・使用済燃料プールの監視（放射線管理施設と兼用）
- d. 工場等外への放射線物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（原子炉格納施設と兼用）
- e. 重大事故等の収束に必要となる水を供給する機能
 - ・重大事故等収束のための水源（原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- f. 重大事故等時における計測制御機能

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第27条 原子炉冷却材圧力バウンダリ】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の施設

既工事計画においては、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器を施設することを記載している。

「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】参照」

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に影響のないことを確認する。

②原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の構造強度に関わる設計

既工事計画においては、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とすることを記載している。

「V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書」(2, 5, 12~15, 20~26頁参照)

「V-3-5-3-1-6 管の応力計算書」(2, 4, 5, 10, 11, 70, 74頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計方針に変更がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第27条 原子炉冷却材圧力バウンダリ】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	・今回の配管改造により、原子炉冷却材圧力バウンダリの系統構成に変更がなく、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が施設されていること、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書 V-3-5-3-1-6 管の応力計算書	・今回の配管改造について、必要な強度が確保されていることを左記図書※にて確認した。【②】 ※：2021年3月25日ヒアリング資料「設計及び工事計画認可申請書（東海第二発電所の設計及び工事計画の変更）」

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第27条 原子炉冷却材圧力バウンダリ】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・今回の配管改造について、原子炉冷却材圧力バウンダリの一部に改造はあるものの残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が施設されていることを確認した。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、設計基準事故時等に加わる負荷に耐える設計に影響がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計を変更するものではないが、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象条文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・今回の電気配線貫通部の改造は、原子炉冷却材圧力バウンダリに該当しないため、審査対象条文とならない。

ページ番号は、2021年3月25日ヒアリング資料「設計及び工事計画認可申請書（東海第二発電所の設計及び工事計画の変更）」に、説明用として新たに付番したものである。

V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R0

・評価条件整理表



管No.	既設 or 新設	施設時の 技術基準 に対象と する施設 の規定が あるか	クラスアップするか				条件アップするか						既工認に おける 評価結果 の有無	施設時の 適用規格	評価区分	同等性 評価 区分	評価 クラス
			クラス アップ の有無	施設時 機器 クラス	DB クラス	SA クラス	条件 アップ の有無	DB条件		SA条件							
								圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)						
1	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	8.62	302	8.62	302	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2	
2	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	10.7	302	10.7	302	有	H6告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2	
3	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	10.7	302	10.7	302	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2	
4	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	10.7	302	10.7	302	有	H6告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2	
4	新設	—	—	—	DB-1	SA-2	—	10.7	302	10.7	302	—	—	設計・建設規格	—	DB-1 SA-2	
5	既設	有	無	DB-2	DB-2	SA-2	有	0.31	104.5	0.493	148	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	SA-2	
6	既設	有	無	DB-2	DB-2	SA-2	有	0.86	100	0.86	148	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	SA-2	
7	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	249	3.45	249	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2	
8	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	249	3.45	249	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2	
10	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2	
11	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2	

注記 * : 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大に伴う変更

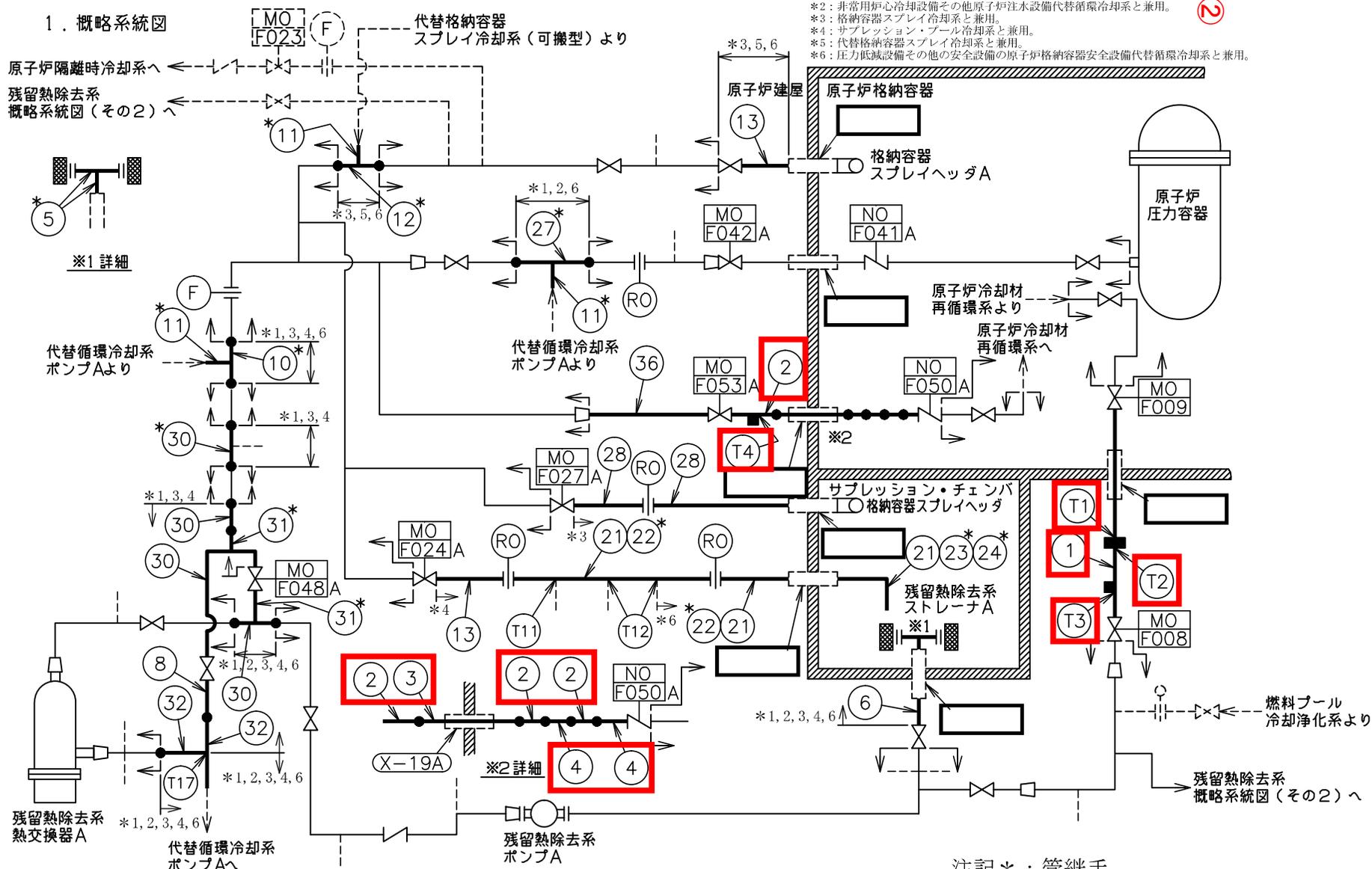
NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R1



管No.	既設 or 新設	施設時の 技術基準 に対象と する施設 の規定が あるか	クラスアップするか				条件アップするか				既工認に おける 評価結果 の有無	施設時の 適用規格	評価区分	同等性 評価 区分	評価 クラス	
			クラス アップ の有無	施設時 機器 クラス	DB クラス	SA クラス	条件 アップ の有無	DB条件		SA条件						
								圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)						温度 (°C)
36	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2
T1	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	8.62	302	8.62	302	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2
T2	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	8.62	302	8.62	302	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2
T3	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	8.62	302	8.62	302	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2
T4	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	10.7	302	10.7	302	有	H6告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2
T5	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	249	3.45	249	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2
T6	既設	有	無	DB-2	DB-2	SA-2	有	0.86	100	0.86	148	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	SA-2
T7	既設	有	無	DB-2	DB-2	SA-2	有	0.86	100	0.86	148	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	SA-2
T8	既設	有	無	DB-2	DB-2	SA-2	有	3.45	100	3.45	148	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	SA-2
T9	既設	有	無	DB-2	DB-2	SA-2	有	3.45	100	3.45	148	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	SA-2
T10	既設	有	無	DB-2	DB-2	SA-2	有	3.45	100	3.45	148	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	SA-2
T11	既設	有	無	DB-2	DB-2	SA-2	有	0.86	100	0.86	148	有	S45告示	設計・建設規格 又は告示	—	SA-2

注記 *：原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大に伴う変更

1. 概略系統図

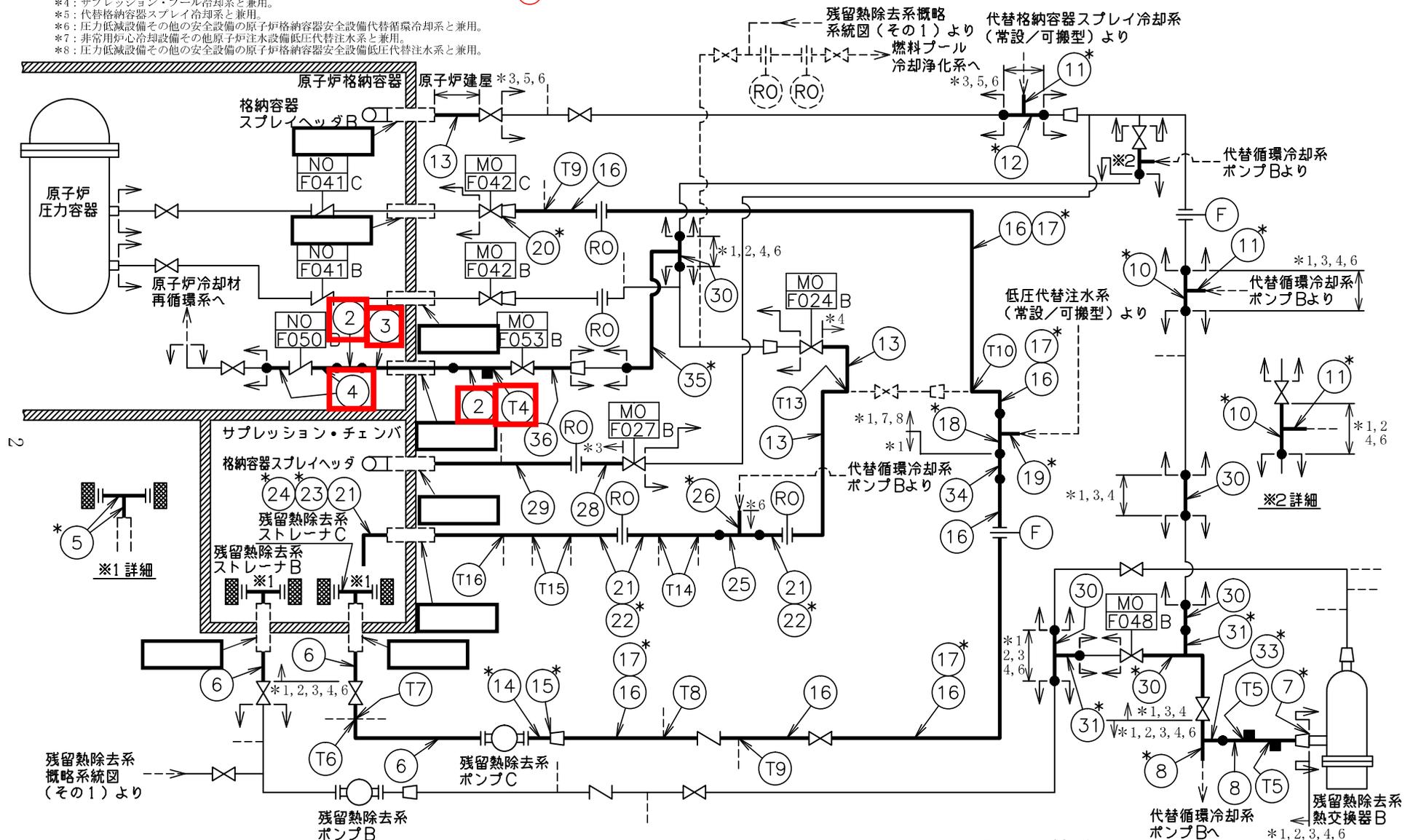


注記*: 管継手
 残留熱除去系概略系統図 (その1)

本範囲の強度計算は、昭和50年8月2日付け 50資庁第6924号にて認可された工事計画書の添付書類「Ⅲ-1-2 残留熱除去系配管の規格計算書」、昭和50年10月6日付け 50資庁第8313号にて認可された工事計画書の添付書類「Ⅲ-1-3 残留熱除去系配管の規格計算書」、昭和51年10月22日付け 51資庁第9762号にて認可された工事計画書の添付書類「Ⅲ-1-2 残留熱除去系配管の規格計算書」、昭和51年8月30日付け 建建発第98号にて届出した工事計画書の添付書類「Ⅲ-1-2 残留熱除去系配管の規格計算書」、平成7年2月21日付け 発管業発第180号にて届出した工事計画書の添付書類「Ⅳ-2-1-1 管の基本板厚計算書」及び平成9年12月5日付け 発管業発第153号にて届出した工事計画書の添付書類「Ⅳ-2-1-2 残留熱除去系主配管の基本板厚計算書」による。

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R0

- 注記 *1: 低圧注水系と兼用。
 *2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備代替循環冷却系と兼用。
 *3: 格納容器スプレイ冷却系と兼用。
 *4: サプレッション・プール冷却系と兼用。
 *5: 代替格納容器スプレイ冷却系と兼用。
 *6: 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備代替循環冷却系と兼用。
 *7: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備低圧代替注水系と兼用。
 *8: 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備低圧代替注水系と兼用。



本範囲の強度計算は、昭和50年8月2日付け 50資庁第6924号にて認可された工事計画書の添付書類「Ⅲ-1-2 残留熱除去系配管の規格計算書」、昭和50年10月6日付け 50資庁第8313号にて認可された工事計画書の添付書類「Ⅲ-1-3 残留熱除去系配管の規格計算書」、昭和51年10月22日付け 51資庁第9762号にて認可された工事計画書の添付書類「Ⅲ-1-2 残留熱除去系配管の規格計算書」、昭和51年8月30日付け 建建発第98号にて届出した工事計画書の添付書類「Ⅲ-1-2 残留熱除去系配管の規格計算書」、平成7年2月21日付け 発管業発第180号にて届出した工事計画書の添付書類「Ⅳ-2-1-1 管の基本板厚計算書」及び平成9年12月5日付け 発管業発第153号にて届出した工事計画書の添付書類「Ⅳ-2-1-2 残留熱除去系主配管の基本板厚計算書」による。

注記*: 管継手
 残留熱除去系概略系統図 (その2)



2. 管の強度計算書 (クラス1配管)

告示第501号 第50条 準用, 設計・建設規格 PPB-3551及びPPB-3561

NO.	最高使用圧力 P (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 D _o (mm)	公称厚さ (mm)	材 料	製 法	ク ラ ス	S (MPa)	η	Q	t _s (mm)	t (mm)	算 式	t _r (mm)	最高圧力 P _C P _D (MPa)	許容圧力 P _{aC} P _{aD} (MPa)
1	8.62	302	508.00	32.50	SUS304TP	S	1	99	1.00			21.38	A	21.38	9.31 8.62	12.93 17.24
3	10.70	302	318.50	25.40	SUS304TP	S	1	99	1.00	12.5 %	22.22	16.50	A	16.50	11.07 9.00	16.05 21.40

評価: $t_s \geq t_r$, $P_C \leq P_{aC}$, $P_D \leq P_{aD}$, よって十分である。



管の強度計算書 (クラス 1 配管)

設計・建設規格 PPB-3411, PPB-3551及びPPB-3561

NO.	最高使用圧力 P (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径 D _o (mm)	公称厚さ (mm)	材 料	製 法	ク ラ ス	S _m (MPa)	Q	t _s (mm)	t (mm)	算 式	t _r (mm)	最高圧力 P _C P _D (MPa)	許容圧力 P _{aC} P _{aD} (MPa)
2	10.70	302	318.50	25.40	SUSF316	S	1	118	12.5 %	22.22	13.94	A	13.94	11.07 9.00	16.05 21.40
4	10.70	302	318.50	25.40	SUS316TP	S	1	118	12.5 %	22.22	13.94	A	13.94	11.07 9.00	16.05 21.40

評価: $t_s \geq t_r$, $P_C \leq P_{aC}$, $P_D \leq P_{aD}$, よって十分である。

②

3. 管の穴と補強計算書（クラス1配管）

補強を要しない穴の最大径

告示第501号 第52条（第31条第5項及び第6項） 準用

NO.		T1	
形 式		A	
最高使用圧力	P (MPa)	8.62	
最高使用温度	(°C)	302	
主管と管台の角度	α (°)		
主 管	材 料	SUS304TP	
	許容引張応力	S_r (MPa)	99
	外 径	D_{or} (mm)	508.00
	内 径	D_{ir} (mm)	
	公称厚さ	t_{ro} (mm)	32.50
	厚さの負の許容差	Q_r	
	最小厚さ	t_r (mm)	
継手効率	η	1.00	
管 台	材 料	SUS304	
	外 径	D_{ob} (mm)	50.00
	内 径	D_{ib} (mm)	28.20
	公称厚さ	t_{bn} (mm)	12.50
穴の径		d (mm)	28.20
$d_{r1} = D_{ir} / 4$		(mm)	111.55
61, d_{r1} の小さい値		(mm)	61.00
K			0.7865
200, d_{r2} の小さい値		(mm)	120.46
補強不要な穴の最大径		d_{fr} (mm)	120.46
<p>評価： $d \leq d_{fr}$</p> <p>よって管の穴の補強計算は必要ない。</p>			

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R1

②

管の穴と補強計算書 (クラス1配管)

設計・建設規格 PPB-3420

NO.	T1	r_1 (mm)	0
形式	2	r_2 (mm)	0
最高使用圧力 P (MPa)	8.62	L_1 (mm)	32.00
最高使用温度 (°C)	302	L_2 (mm)	32.00
主管と管台の角度 α (°)			
傾斜面の傾き角 θ (°)		d (mm)	28.20
		d_{fr} (mm)	17.17
主管材料	SUS304TP		
S_{mr} (MPa)	114		
D_{or} (mm)	508.00		
D_{ir} (mm)		L_N (mm)	7.30
t_{ro} (mm)	32.50	L_A (mm)	55.90
Q_r		L_{AD} (mm)	57.03
t_r (mm)			
t_{rr} (mm)	18.65	A_r (mm ²)	525.9
		A_{r23} (mm ²)	350.6
管台材料	SUS304	A_1 (mm ²)	132.3
S_{mb} (MPa)	114	A_3 (mm ²)	1.024×10^3
r_p (mm)	25.00	A_{D3} (mm ²)	1.052×10^3
r_{ib} (mm)		A_0 (mm ²)	1.156×10^3
t_{bo} (mm)	12.50	A_{0D} (mm ²)	1.184×10^3
Q_b		評価: $A_0 > A_r$ $A_{0D} \geq A_{r23}$ よって十分である。	
t_b (mm)			
t_{br} (mm)	1.84		
D_{ob} (mm)	50.00		
t_{bDo} (mm)	12.50		
Q_{bD}			
t_{bD} (mm)			
t_{bn} (mm)	—		
y (mm)	—		

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R1

②

管の穴と補強計算書（クラス1配管）

補強を要しない穴の最大径

告示第501号 第52条（第31条第5項及び第6項） 準用

NO.		T2	
形 式		A	
最高使用圧力	P (MPa)	8.62	
最高使用温度	(°C)	302	
主管と管台の角度	α (°)		
主 管	材 料	SUS304TP	
	許容引張応力	S_r (MPa)	99
	外 径	D_{or} (mm)	508.00
	内 径	D_{ir} (mm)	
	公称厚さ	t_{ro} (mm)	32.50
	厚さの負の許容差	Q_r	
	最小厚さ	t_r (mm)	
継手効率	η	1.00	
管 台	材 料	SUS304	
	外 径	D_{ob} (mm)	39.00
	内 径	D_{ib} (mm)	22.60
	公称厚さ	t_{bn} (mm)	9.80
穴の径	d (mm)	22.60	
$d_{r1} = D_{ir} / 4$	(mm)	111.55	
61, d_{r1} の小さい値	(mm)	61.00	
K		0.7865	
200, d_{r2} の小さい値	(mm)	120.46	
補強不要な穴の最大径	d_{fr} (mm)	120.46	
<p>評価： $d \leq d_{fr}$</p> <p>よって管の穴の補強計算は必要ない。</p>			

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R1

②

管の穴と補強計算書 (クラス 1 配管)

設計・建設規格 PPB-3420

NO.	T2	r_1 (mm)	0
形 式	2	r_2 (mm)	0
最高使用圧力 P (MPa)	8.62	L_1 (mm)	27.00
最高使用温度 (°C)	302	L_2 (mm)	27.00
主管と管台の角度 α (°)			
傾斜面の傾き角 θ (°)		d (mm)	22.60
		d_{fr} (mm)	17.17
主管材料	SUS304TP		
S_{mr} (MPa)	114		
D_{or} (mm)	508.00		
D_{ir} (mm)		L_N (mm)	5.62
t_{ro} (mm)	32.50	L_A (mm)	50.40
Q_r		L_{AD} (mm)	54.23
t_r (mm)			
t_{rr} (mm)	18.65	A_r (mm ²)	421.5
		A_{r23} (mm ²)	281.0
管台材料	SUS304	A_1 (mm ²)	75.97
S_{mb} (MPa)	114	A_3 (mm ²)	958.0
r_p (mm)	19.50	A_{D3} (mm ²)	1.052×10^3
r_{ib} (mm)		A_0 (mm ²)	1.034×10^3
t_{bo} (mm)	9.80	A_{0D} (mm ²)	1.128×10^3
Q_b		評価: $A_0 > A_r$ $A_{0D} \geq A_{r23}$ よって十分である。	
t_b (mm)			
t_{br} (mm)	1.44		
D_{ob} (mm)	39.00		
t_{bDo} (mm)	9.80		
Q_{bD}			
t_{bD} (mm)			
t_{bn} (mm)	—		
y (mm)	—		

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R1

②

管の穴と補強計算書（クラス1配管）

補強を要しない穴の最大径

告示第501号 第52条（第31条第5項及び第6項） 準用

NO.		T3
形 式		A
最高使用圧力	P (MPa)	8.62
最高使用温度	(°C)	302
主管と管台の角度	α (°)	90
主 管	材 料	SUS304TP
	許容引張応力	S_r (MPa) 99
	外 径	D_{or} (mm) 508.00
	内 径	D_{ir} (mm)
	公称厚さ	t_{ro} (mm) 32.50
	厚さの負の許容差	Q_r
	最小厚さ	t_r (mm)
継手効率	η	1.00
管 台	材 料	SUS304
	外 径	D_{ob} (mm) 49.00
	内 径	D_{ib} (mm) 19.40
	公称厚さ	t_{bn} (mm) 16.40
穴の径	d (mm)	19.40
$d_{r1} = D_{ir} / 4$	(mm)	
61, d_{r1} の小さい値	(mm)	61.00
K		0.7865
200, d_{r2} の小さい値	(mm)	120.46
補強不要な穴の最大径	d_{fr} (mm)	120.46
<p>評価： $d \leq d_{fr}$</p> <p>よって管の穴の補強計算は必要ない。</p>		

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R1

②

管の穴と補強計算書 (クラス 1 配管)

設計・建設規格 PPB-3420

NO.	T3	r_1 (mm)	0
形式	2	r_2 (mm)	0
最高使用圧力 P (MPa)	8.62	L_1 (mm)	23.80
最高使用温度 (°C)	302	L_2 (mm)	23.80
主管と管台の角度 α (°)			
傾斜面の傾き角 θ (°)		d (mm)	19.40
		d_{fr} (mm)	17.17
主管材料	SUS304TP		
S_{mr} (MPa)	114		
D_{or} (mm)	508.00		
D_{ir} (mm)		L_N (mm)	7.95
t_{ro} (mm)	32.50	L_A (mm)	55.40
Q_r		L_{AD} (mm)	52.63
t_r (mm)			
t_{rr} (mm)	18.65	A_r (mm ²)	361.8
		A_{r23} (mm ²)	241.2
管台材料	SUS304	A_1 (mm ²)	206.8
S_{mb} (MPa)	114	A_3 (mm ²)	1.120×10^3
r_p (mm)	24.50	A_{D3} (mm ²)	1.052×10^3
r_{ib} (mm)		A_0 (mm ²)	1.326×10^3
t_{bo} (mm)	16.40	A_{0D} (mm ²)	1.259×10^3
Q_b		評価: $A_0 > A_r$ $A_{0D} \geq A_{r23}$ よって十分である。	
t_b (mm)			
t_{br} (mm)	1.80		
D_{ob} (mm)	49.00		
t_{bDo} (mm)	16.40		
Q_{bD}			
t_{bD} (mm)			
t_{bn} (mm)	—		
y (mm)	—		

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R1

②

管の穴と補強計算書 (クラス 1 配管)

設計・建設規格 PPB-3420

NO.	T4	r_1 (mm)	7.00
形式	3	r_2 (mm)	15.00
最高使用圧力 P (MPa)	10.70	L_1 (mm)	24.90
最高使用温度 (°C)	302	L_2 (mm)	40.00
主管と管台の角度 α (°)			
傾斜面の傾き角 θ (°)		d (mm)	22.60
		d_{fr} (mm)	11.47
主管材料	SUSF316		
S_{mr} (MPa)	118		
D_{or} (mm)	318.50		
D_{ir} (mm)	274.06	L_N (mm)	12.68
t_{ro} (mm)	25.40	L_A (mm)	40.72
Q_r	12.5 %	L_{AD} (mm)	39.99
t_r (mm)	22.22		
t_{rr} (mm)	13.94	A_r (mm ²)	336.1
		A_{r23} (mm ²)	224.0
管台材料	SUSF316	A_1 (mm ²)	152.4
S_{mb} (MPa)	118	A_3 (mm ²)	487.2
r_p (mm)	18.50	A_{D3} (mm ²)	475.0
r_{ib} (mm)		A_0 (mm ²)	639.6
t_{bo} (mm)	8.80	A_{0D} (mm ²)	627.4
Q_b			
t_b (mm)			
t_{br} (mm)	1.19		
D_{ob} (mm)	27.20		
t_{bDo} (mm)	3.90		
Q_{bD}			
t_{bD} (mm)			
t_{bn} (mm)	—		
y (mm)	4.90		

評価: $A_0 > A_r$
 $A_{0D} \geq A_{r23}$
よって十分である。

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R1

ページ番号は、2021年3月25日ヒアリング資料「設計及び工事計画認可申請書（東海第二発電所の設計及び工事計画の変更）」に、説明用として新たに付番したものである。

V-3-5-3-1-6 管の応力計算書

NT2 補③ V-3-5-3-1-6 R0

・評価条件整理表



応力計算 モデルNo.	既設 or 新設	施設時の 技術基準 に対象と する施設 の規定が あるか	クラスアップするか				条件アップするか				既工認に おける 評価結果 の有無	施設時の 適用規格	評価区分	同等性 評価 区分	評価 クラス	
			クラス アップ の有無	施設時 機器 クラス	DB クラス	SA クラス	条件 アップ の有無	DB条件		SA条件						
								圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)						温度 (°C)
PLR-PD-1	既設	無	—	DB-1	DB-1	SA-2	—	8.62	302	8.62	302	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-1*	SA-2	—	8.62	302	8.62	302	—	—	設計・建設規格	—	DB-1 SA-2
	既設	無	—	DB-1	DB-1	SA-2	—	10.7	302	10.7	302	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-1*	SA-2	—	10.7	302	10.7	302	—	—	設計・建設規格	—	DB-1 SA-2
	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	10.7	302	10.7	302	有	H6告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2
PLR-PD-2	既設	無	—	DB-1	DB-1	SA-2	—	10.7	302	10.7	302	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-1*	SA-2	—	10.7	302	10.7	302	—	—	設計・建設規格	—	DB-1 SA-2
	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	10.7	302	10.7	302	有	H6告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2
RHR-PD-29	既設	無	—	DB-1	DB-1	SA-2	—	8.62	302	8.62	302	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
RHR-PD-35	既設	無	—	DB-1	DB-1	SA-2	—	8.62	302	8.62	302	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
RHR-PD-36	既設	無	—	DB-1	DB-1	SA-2	—	8.62	302	8.62	302	—	—	設計・建設規格	—	SA-2

※：原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大に伴う変更

NT2 補③ V-3-5-3-1-6 R1



応力計算 モデルNo.	既設 or 新設	施設時の 技術基準 に 対象と する施設 の規定が あるか	クラスアップするか				条件アップするか				既工認に おける 評価結果 の有無	施設時の 適用規格	評価区分	同等性 評価 区分	評価 クラス	
			クラス アップ の有無	施設時 機器 クラス	DB クラス	SA クラス	条件 アップ の有無	DB条件		SA条件						
								圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)						温度 (°C)
RHR-12	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	3.45	100	3.45	148	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
RHR-15, 16	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	0.86	100	0.86	148	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
RHR-31	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	0.86	100	0.86	148	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2
	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	148	3.45	148	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2
RHR- 34, 37, 38, 39, 50	既設	無	—	DB-1	DB-1	SA-2	—	8.62	302	8.62	302	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	10.7	302	10.7	302	有	H6告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	8.62	302	8.62	302	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	3.45	77 100	3.45	148	—	—	設計・建設規格	—	SA-2

※：原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大に伴う変更

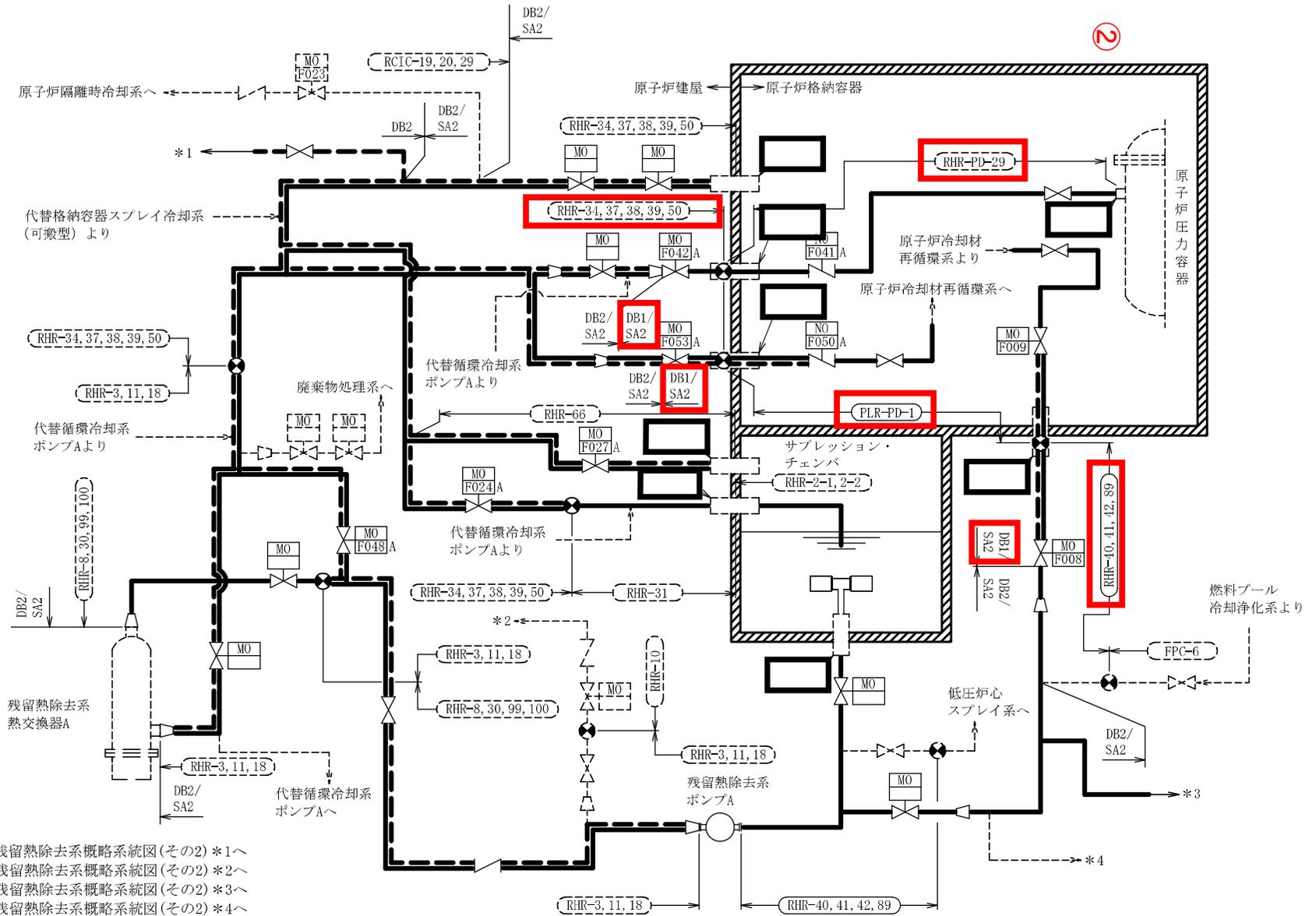
NT2 補③ V-3-5-3-1-6 R2



応力計算 モデルNo.	既設 or 新設	施設時の 技術基準 に対象と する施設 の規定が あるか	クラスアップするか				条件アップするか				既工認に おける 評価結果 の有無	施設時の 適用規格	評価区分	同等性 評価 区分	評価 クラス	
			クラス アップ の有無	施設時 機器 クラス	DB クラス	SA クラス	条件 アップ の有無	DB条件		SA条件						
								圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)						温度 (°C)
	既設	無	—	DB-2	DB-1*	SA-2	—	8.62	302	8.62	302	—	—	設計・建設規格	—	DB-1 SA-2
RHR- 40, 41, 42, 89	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	0.86	100	0.86	148	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	1.52	174	1.52	174	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
RHR-48	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	3.45	77	3.45	148	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
RHR-66																
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	有	有	DB-2	DB-1*	SA-2	無	10.7	302	10.7	302	有	H6告示	設計・建設規格 又は告示	—	DB-1 SA-2
RHR-70	新設	—	—	—	DB-2	SA-2	—	3.45	77	3.45	148	—	—	設計・建設規格	—	DB-2 SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	3.45	174	3.45	174	—	—	設計・建設規格	—	SA-2
	既設	無	—	DB-2	DB-2	SA-2	—	3.45	77	3.45	148	—	—	設計・建設規格	—	SA-2

※：原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大に伴う変更

NT2 補③ V-3-5-3-1-6 R2

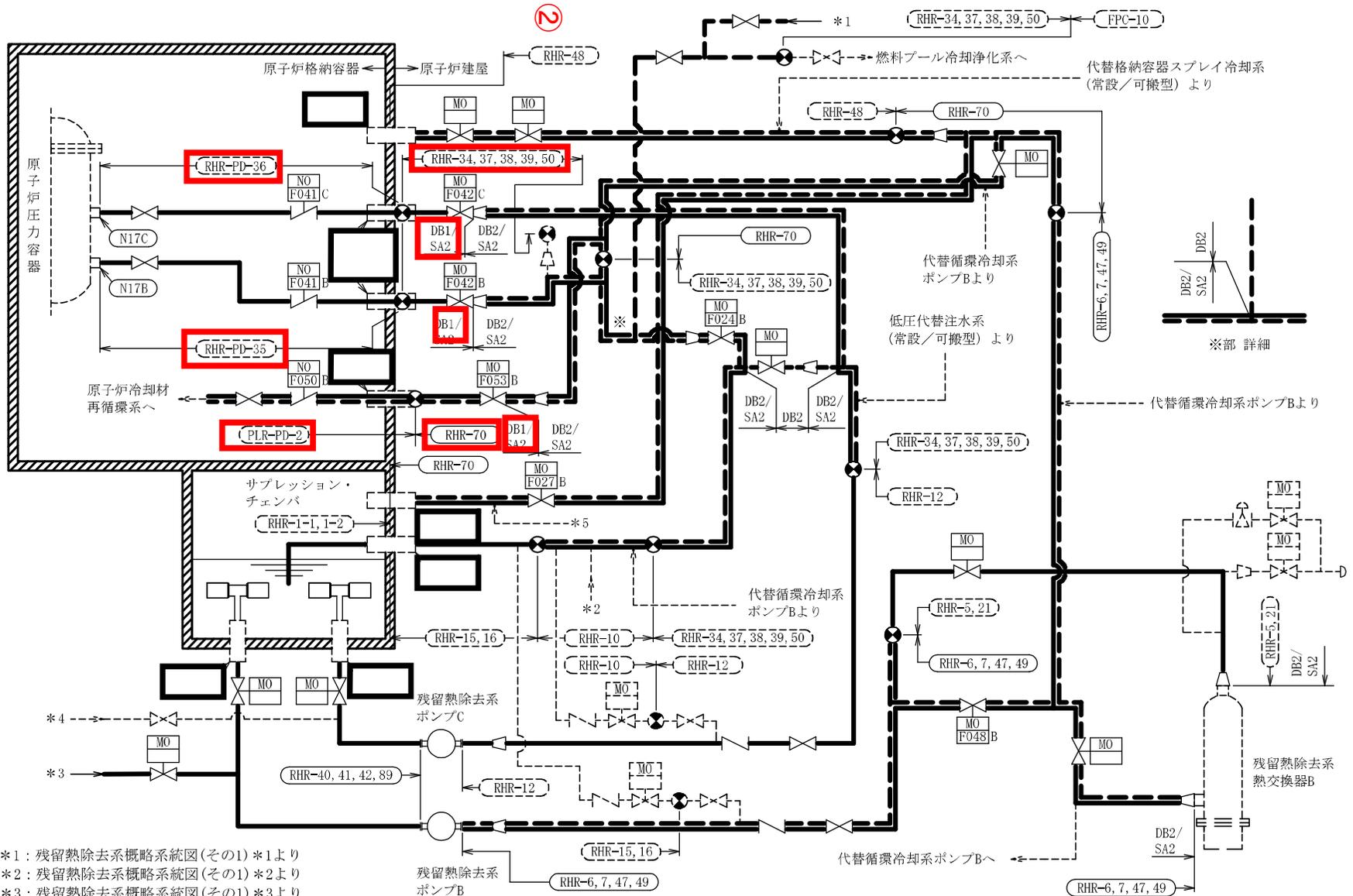


注記 *1: 残留熱除去系概略系統図(その2) *1へ
 *2: 残留熱除去系概略系統図(その2) *2へ
 *3: 残留熱除去系概略系統図(その2) *3へ
 *4: 残留熱除去系概略系統図(その2) *4へ

注記 ※1: 低圧注水系と兼用。
 ※2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備代替循環冷却系と兼用。
 ※3: 格納容器スプレー冷却系と兼用。
 ※4: サプレッション・プール冷却系と兼用。
 ※5: 代替格納容器スプレー冷却系と兼用。
 ※6: 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備代替循環冷却系と兼用。

残留熱除去系概略系統図(その1)

NT2 補③ V-3-5-3-1-6 R2



注記 *1: 残留熱除去系概略系統図(その1) *1より
 *2: 残留熱除去系概略系統図(その1) *2より
 *3: 残留熱除去系概略系統図(その1) *3より
 *4: 残留熱除去系概略系統図(その1) *4より
 *5: サプレッション・プール水 pH制御装置より

注記 ※1: 低圧注水系と兼用。
 ※2: 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備代替循環冷却系と兼用。
 ※3: 格納容器スプレイ冷却系と兼用。
 ※4: サプレッション・プール冷却系と兼用。
 ※5: 代替格納容器スプレイ冷却系と兼用。
 ※6: 圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備代替循環冷却系と兼用。

残留熱除去系概略系統図(その2)

4. 計算結果

下表に示すとおり最大応力及び疲労累積係数はそれぞれの許容値以下である。

クラス1管

設計・建設規格 PPB-3500の規定に基づく評価

鳥瞰図	供用状態	最大応力評価点	配管要素名称	最大応力区分	一次応力評価 (MPa)		一次+二次応力評価 (MPa)				熱応力評価 (°C)		疲労評価 疲労累積係数 U
					一次応力 $S_{pr m}$	許容応力 $1.5 S_m$ $\text{Min}(2.25 S_m, 1.8 S_y)$ $\text{Min}(3 S_m, 2 S_y)$	一次+二次 応力 S_n	熱膨張 応力 S_e	熱を除いた 一次+二次 応力 S_n'	許容 応力 $3 S_m$	温度差の 変動範囲 ΔT	許容 温度差	
PLR-PD-1	(A, B)	330	SUP. PT	$S_{pr m}(1)$	60	171	—	—	—	—	—	—	—
RHR-70	(A, B)	81	ELBOW	S_n	—	—	124	—	—	354	—	—	—
—	(A, B)	—	—	S_e	—	—	—	—	—	—	—	—	—
—	(A, B)	—	—	S_n'	—	—	—	—	—	—	—	—	—
RHR-40, 41, 42, 89	(A, B)	1952	ELBOW	U	—	—	—	—	—	—	—	—	0.0009
PLR-PD-1	C (III)	330	SUP. PT	$S_{pr m}(2)$	63	226	—	—	—	—	—	—	—
PLR-PD-1	D (IV)	330	SUP. PT	$S_{pr m}(3)$	60	252	—	—	—	—	—	—	—



5. 代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果

代表モデルは各モデルの最大応力点の応力と裕度を算出し、応力分類毎に裕度最小のモデルを選定して鳥瞰図、計算条件及び評価結果を記載している。下表に、代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果を示す。

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果（クラス1範囲）

No.	配管モデル	供用状態(A, B)									
		一次応力(膜+曲げ)					一次+二次応力(S _n)				
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表
1	RHR-34(X-19)	1731	49	177	3.61	—	1731	115	354	3.07	—
2	RHR-70	82	57	177	3.10	—	81	124	354	2.85	○
3	RHR-40, 41, 42, 89	1952	37	171	4.62	—	196	118	342	2.89	—
4	PLR-PD-1	330	60	171	2.85	○	335	106	342	3.22	—
5	PLR-PD-2	202	49	171	3.48	—	209	105	354	3.37	—
6	RHR-34(X-12)	670	60	207	3.45	—	2420	82	414	5.04	—

No.	配管モデル	供用状態(A, B)			供用状態C					供用状態D				
		疲労評価			一次応力(膜+曲げ)					一次応力(膜+曲げ)				
		評価点	疲労累積係数	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表
1	RHR-34(X-19)	1731	0.0002	—	1731	52	234	4.50	—	1731	49	260	5.30	—
2	RHR-70	81	0.0003	—	82	60	234	3.90	—	82	57	260	4.56	—
3	RHR-40, 41, 42, 89	1952	0.0009	○	1952	41	226	5.51	—	1952	37	252	6.81	—
4	PLR-PD-1	334	0.0008	—	330	63	226	3.58	○	330	60	252	4.20	○
5	PLR-PD-2	200	0.0001	—	202	53	226	4.26	—	202	49	252	5.14	—
6	RHR-34(X-12)	67	0.0000	—	670	64	310	4.84	—	670	60	414	6.90	—

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第32条 非常用炉心冷却設備】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①非常用炉心冷却設備の施設

既工事計画においては、非常用炉心冷却設備として残留熱除去系（低圧注水系）を施設することとしており、今回の改造範囲については、「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】」に記載している。

今回の変更認可申請に伴い、系統構成及び主要仕様に影響がないことを確認する。

②非常用炉心冷却設備の機能

a. 既工事計画においては、原子炉冷却系統施設は、設計基準事故時等において炉心を冷却する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件のもとにおける健全性に関する説明書」（40頁参照）

b. 既工事計画においては、残留熱除去系に設置された安全弁の吹出量を評価している。

「V-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」（13～20頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能及び設計に影響がないことを確認する。

③圧力及び温度並びに冷却材中の異物による影響

a. 既工事計画においては、安全施設は想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とすることを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（16～18頁参照）

b. 既工事計画においては、非常用炉心冷却設備のうちサプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭において、正常に機能することを記載している。

「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」（1,6頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に影響がないことを確認する。

④運転中の試験

既工事計画においては、設計基準対象施設は、技術基準に定められた試験及び検査ができるように考慮した設計とすることを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（26, 29～31頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、試験及び検査性に影響がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第32条 非常用炉心冷却設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により、残留熱除去系（低圧注水系）の系統構成に変更がないこと、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統施設は、設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能を有することとしており、今回の配管改造によりその方針に影響がないことを確認した。【②a】 今回の配管改造により、主配管の配置に変更はなく、設計基準事故時の環境条件に影響がないことを確認した。【③a】 今回の配管改造により、系統構成や主配管の配置に変更はなく、試験・検査性の方針に変更がないため、運転中に試験可能なように施設されていることを確認した。【④】
V-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により、残留熱除去系に設置された安全弁について、変更がないことを確認した。【②b】
V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の改造により、有効吸込水頭の評価条件に影響がないことを確認した。【③b】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第32条 非常用炉心冷却設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・今回の配管改造について、残留熱除去系（低圧注水系）の系統構成に変更はないことを確認した。
- ・残留熱除去系（低圧注水系）の系統構成、主配管の配置、環境条件及び配管圧損（配管内径、配管ルート）に変更がないことから、非常用炉心冷却設備の機能に影響はなく、試験及び検査性にも影響がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計を変更するものではないが、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象条文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

今回の電気配線貫通部の改造は、非常用炉心冷却設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

③ a

2.3 環境条件等

安全施設及び重大事故等対処設備は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

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。

安全施設の環境条件には、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おける圧力、温度、湿度、放射線のみならず、荷重、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

重大事故等対処設備は、重大事故等時の温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。重大事故等発生時の環境条件については、温度（環境温度及び使用温度）、放射線、荷重のみならず、その他の使用条件として、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。

荷重としては、重大事故等時の機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。

安全施設及び重大事故等対処設備について、これらの環境条件の考慮事項毎に、環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、荷重、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響並びに設置場所における放射線の影響に分け、以下(1)から(6)に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

③ a

(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重

- ・安全施設は、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おける環境条件を考慮した設計とする。
- ・原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。
- ・原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、横滑りも含めて地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の

落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステム L O C A時、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。

- ・原子炉建屋付属棟内（中央制御室含む。）、緊急時対策所建屋内、常設代替高压電源装置置場（地下階）内、格納容器圧力逃がし装置格納槽内、常設低压代替注水系ポンプ室内、緊急用海水ポンプピット内及び立坑内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。
- ・屋外及び常設代替高压電源装置置場（地上階）の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。さらに、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、浮き上がり又は横滑りによって設計基準事故対処設備や同じ機能を有する他の重大事故等対処設備に衝突して損傷することを防止するとともに、積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。
- ・屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるよう、位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。
- ・原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対し、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。
- ・安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるように、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。

a. 環境圧力

原子炉格納容器外の安全施設及び重大事故等対処設備については、事故時に想定される環境圧力が、原子炉建屋原子炉棟内は事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当、原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内並びに屋外は大気圧であり、大気圧にて機能を損なわない設計とする。

③ a

原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

原子炉格納施設内の安全施設に対しては、発電用原子炉設置変更許可申請書「十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ロ.

③ a

において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する圧力として、0.31 MPa [gage]を設定する。

原子炉格納施設内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗(+全交流動力電源喪失)」を包絡する圧力として、原則として、0.62 MPa [gage]を設定する。

ただし、重大事故等発生初期に機能が求められるものは、機能が求められるときの環境圧力を考慮して、環境圧力を設定する。

③ a

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、絶縁や回転等の機能が阻害される圧力に到達しないことを確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う安全弁等については、環境圧力において吹出量が確保できる設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリに属する逃がし安全弁は、サブプレッション・チェンバからの背圧の影響を受けないようベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁とし、吹出量に係る設計については、添付書類「V-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書」に示す。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較の他、環境圧力を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等によるものとする。

b. 環境温度及び湿度による影響

③ a

安全施設及び重大事故等対処設備は、それぞれ事故時に想定される環境温度及び湿度にて機能を損なわない設計とする。環境温度及び湿度については、設備の設置場所の適切な区分（原子炉格納容器内、建屋内、屋外）毎に想定事故時に到達する最高値とし、区分毎の環境温度及び湿度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉格納容器内の安全施設に対しては、「許可申請書十号」ロ.において評価した設計基準事故の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」を包絡する温度及び湿度として、温度は171℃、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗(+全交流動力電源喪失)」を包絡する温度及び湿度として、原則として、温度は200℃（最高235℃）、湿度は100%（蒸気）を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の安全施設に対しては、原子炉建屋原子炉棟内の温度が最も高くなる「主蒸気管破断」を考慮し、事故等時の設備の使用状態に応じて、原則として、温度は65.6℃（事象初期：100℃）、湿度は90%（事象初期：100%（蒸気））を設定する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）の重大事故等対処設備に対しては、原則として、温度は65.6℃、湿度は100%を設定する。その他、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、エリアの温度が上昇する事象を選定する。

2.4 操作性及び試験・検査性

安全施設は、誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とし、重大事故等対処設備は、確実に操作できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、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。）を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とする。

なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

④

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、原則として、系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。

また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するのは、他の系統と独立して機能・性能確認（特性確認を含む。）が可能な設計とする。

以下に操作性及び試験・検査性に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 操作性

安全施設及び重大事故等対処設備は、操作性を考慮して以下の設計とする。

- ・安全施設は、プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。中央制御室制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統毎にグループ化して中央制御室操作盤に集約し、操作器具の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、操作器具の操作方法に統一性を持たせること等により、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができる設計とする。
- ・当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において操作に必要な照明の確保等により容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても運転時

お、東海発電所の排気筒の短尺化及びサービス建屋減築等によりアクセスルートへの影響を防止する設計とする。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

- アクセスルートは、敷地に遡上する津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さに高所のアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する設計とする。
- 自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、迂回路を考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。落雷及び電磁的障害に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。
- 屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールロードによる崩壊箇所の復旧又は迂回路の通行を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う設計とする。
- 屋外アクセスルートは、自然現象のうち凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両についてはタイヤチェーン等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。
- 屋内アクセスルートは、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、その他の自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、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及び高潮）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下）、爆発、近隣工場等の火災、危険物を搭載した車両、有毒ガス及び船舶の衝突）に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋等内に確保する設計とする。
- 屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器及び水素内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包溢水の影響を考慮するとともに、別ルートも考慮した複数のルート選定が可能な配置設計とする。

アクセスルートの確保について、周辺斜面の崩壊等に対する考慮を別添1「可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート」に示す。

(2) 試験・検査性

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に、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。）が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間及びアクセス性を備えた設計とする。

④

また、設計基準対象施設は、使用前検査、溶接安全管理検査、施設定期検査、定期安全管理検査並びに技術基準規則に定められた試験及び検査ができるように以下について考慮した設計とする。

④

・発電用原子炉の運転中に待機状態にある設計基準対象施設は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験及び検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性又は多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

・設計基準対象施設のうち構造、強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

重大事故等対処設備は、設計基準対象施設と同様な設計に加えて、以下について考慮した設計とする。

・重大事故等対処設備のうち代替電源設備は、電気系統の重要な部分として適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、具体的に以下の機器区分毎に示す試験・検査が実施可能な設計とし、その設計に該当しない設備は個別の設計とする。

a. ポンプ、ファン、圧縮機

・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。

・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。

・ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

b. 弁（手動弁、電動弁、空気作動弁、安全弁）

・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。

・分解が可能な設計とする。

・人力による手動開閉機構を有する弁は、規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。

c. 容器（タンク類）

・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。

・内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける、又は外観の確認が可能な設計とする。

・原子炉格納容器は、全体漏えい率試験が可能な設計とする。

・ボンベは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

・ほう酸水貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位を確認できる設計とする。

・よう素フィルタは、銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。

・軽油貯蔵タンク等は、油量を確認できる設計とする。

・タンクローリは、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

d. 熱交換器

・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影

響を及ぼさず試験可能な設計とする。

- ・分解が可能な設計とする。

e. 空調ユニット

- ・機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部確認が可能なように、点検口を設けるとともに、性能の確認が可能なように、フィルタを取り出すことが可能な設計とする。
- ・分解又は取替が可能な設計とする。

④

f. 流路

- ・機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。
- ・熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。

g. 内燃機関

- ・機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・性能確認ができる系統設計とする。
- ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。

h. 発電機

- ・機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。
- ・分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は、分解又は取替が可能な設計とする。
- ・電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

i. その他電源設備

- ・各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。
- ・鉛蓄電池は、電圧測定が可能な系統設計とする。ただし、鉛蓄電池（ベント型）は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。

j. 計測制御設備

- ・模擬入力により機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。
- ・論理回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、論理回路作動確認が可能な設計とする。

k. 遮蔽

- ・主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。
- ・外観の確認が可能な設計とする。

l. 通信連絡設備

- ・機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、適切に炉心を冷却する機能（原子炉压力容器及び一次冷却材設備）
- ② a b. 設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能（非常用炉心冷却系）
- c. 設計基準事故時等において、原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能（原子炉隔離時冷却系）
- d. 通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）
- e. 通常運転時等において、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能（残留熱除去系海水系）
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 高圧代替注水系による原子炉注水
 - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
 - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）
 - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 逃がし安全弁
 - ・ インターフェイスシステムLOCA隔離弁
- h. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
 - ・ 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

V-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書

② b

3.2 吹出量の計算 (E12-F005)	
3.2.1 設計条件	
名 称	E12-F005
種 類	非平衡型
形 式	揚程式
呼び径 (入口)	25 A
の ど 部 の 径 $d_t =$	
弁 座 口 の 径 $D =$	
リ フ ト $L =$	
流 体 の 種 類	水
吹 出 圧 力 (MPa)	1.52
最 高 使 用 温 度 (°C)	174 (DB/SA)
個 数	1
必 要 吹 出 量 (kg/h)	

3.2.2 吹出量の計算式

逃がし弁としての吹出量は、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2001 及び 2005 【事例規格】過圧防護に関する規定 N C - C C - 0 0 1）（日本機械学会）OPP-7000 により、設計・建設規格 SRV-3112 に従う。

$$W = 5.04 \cdot A \cdot n \sqrt{1.1 \cdot \Delta P \cdot G}$$

ここで、

W : 弁の容量 (kg/h)

A : 弁の流体通路の最小面積 (mm²) (有効数字 4 桁で切捨て)

n : 流量係数 (実験的に求めた値以外は 0.5 とする。) 0.5

ΔP : 逃し弁入口の圧力と逃し弁出口の圧力との差 (MPa) 1.52

G : 入口側の流体の密度 (kg/m³) 1000.0

3.2.3 逃がし弁の吹出量

3.2.2 節の式よりWは以下となる。

$$W = 5.04 \times \square \times 0.5 \times \sqrt{1.1 \times 1.52 \times 1000.0}$$
$$= \square \text{ kg/h (10 kg/h 未満切捨て)}$$

3.2.4 必要吹出量の設定根拠

設計基準対象施設として必要な吹出量は、原子炉圧力容器と残留熱除去系との隔離弁からの弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、質量流量で \square kg/h とする。

また、重大事故等時に使用する場合においても、使用する系統設備及び使用方法が設計基準事故時と変わらないため、必要な吹出量の設定根拠は同じである。

3.2.5 評価結果

弁の容量は、必要な吹出量以上であるので容量は十分である。

② b

3.3 吹出量の計算 (E12-F025A, B)		
3.3.1 設計条件		
名 称		E12-F025A, B
種 類		非平衡型
形 式		全量式
呼び径 (入口)		25 A
の ど 部 の 径 $d_t =$		
弁 座 口 の 径 $D =$		
リ フ ト $L =$		
流 体 の 種 類		水
吹 出 圧 力 (MPa)		3.45
最 高 使 用 温 度 (°C)		174 (DB/SA)
個 数		2
必 要 吹 出 量 (kg/h)		

3.3.2 吹出量の計算式

逃がし弁としての吹出量は、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2001 及び 2005 【事例規格】 過圧防護に関する規定 N C - C C - 0 0 1）（日本機械学会）OPP-7000 により、設計・建設規格 SRV-3112 に従う。

$$W = 5.04 \cdot A \cdot n \sqrt{1.1 \cdot \Delta P \cdot G}$$

ここで、

W : 弁の容量 (kg/h)

A : 弁の流体通路の最小面積 (mm²) (有効数字 4 桁で切捨て)

n : 流量係数 (実験的に求めた値以外は 0.5 とする。) 0.5

ΔP : 逃し弁入口の圧力と逃し弁出口の圧力との差 (MPa) 3.45

G : 入口側の流体の密度 (kg/m³) 1000.0

3.3.3 逃がし弁の吹出量

3.3.2 節の式よりWは以下となる。

$$W = 5.04 \times \boxed{} \times 0.5 \times \sqrt{1.1 \times 3.45 \times 1000.0}$$
$$= \boxed{} \text{ kg/h (10 kg/h 未満切捨て)}$$

3.3.4 必要吹出量の設定根拠

設計基準対象施設として必要な吹出量は、原子炉圧力容器と残留熱除去系との隔離弁からの弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、質量流量で $\boxed{}$ kg/h とする。

また、重大事故等時に使用する場合においても、使用する系統設備及び使用方法が設計基準事故時と変わらないため、必要な吹出量の設定根拠は同じである。

3.3.5 評価結果

弁の容量は、必要な吹出量以上であるので容量は十分である。

② b

3.4 吹出量の計算 (E12-F025C)		
3.4.1 設計条件		
名 称		E12-F025C
種 類		非平衡型
形 式		全量式
呼び径 (入口)		25 A
の ど 部 の 径 $d_t =$		
弁 座 口 の 径 $D =$		
リ フ ト $L =$		
流 体 の 種 類		水
吹 出 圧 力 (MPa)		3.45
最 高 使 用 温 度 (°C)		100 (DB) /148 (SA)
個 数		1
必 要 吹 出 量 (kg/h)		

3.4.2 吹出量の計算式

逃がし弁としての吹出量は、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 JSME S NC 1-2001 及び 2005【事例規格】過圧防護に関する規定 NC-CC-001）（日本機械学会）OPP-7000 により、設計・建設規格 SRV-3112 に従う。

$$W = 5.04 \cdot A \cdot n \sqrt{1.1 \cdot \Delta P \cdot G}$$

ここで、

W : 弁の容量 (kg/h)

A : 弁の流体通路の最小面積 (mm²) (有効数字 4 桁で切捨て)

n : 流量係数 (実験的に求めた値以外は 0.5 とする。) 0.5

ΔP : 逃し弁入口の圧力と逃し弁出口の圧力との差 (MPa) 3.45

G : 入口側の流体の密度 (kg/m³) 1000.0

3.4.3 逃がし弁の吹出量

3.4.2 節の式よりWは以下となる。

$$W = 5.04 \times \square \times 0.5 \times \sqrt{1.1 \times 3.45 \times 1000.0}$$
$$= \square \text{ kg/h (10 kg/h 未満切捨て)}$$

3.4.4 必要吹出量の設定根拠

設計基準対象施設として必要な吹出量は、原子炉圧力容器と残留熱除去系との隔離弁からの弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、質量流量で \square kg/h とする。

また、重大事故等時に使用する場合においても、使用する系統設備及び使用方法が設計基準事故時と変わらないため、必要な吹出量の設定根拠は同じである。

3.4.5 評価結果

弁の容量は、必要な吹出量以上であるので容量は十分である。

② b

3.5 吹出量の計算 (E12-FF028)	
3.5.1 設計条件	
名 称	E12-FF028
種 類	平衡型
形 式	揚程式
呼び径 (入口)	25 A
の ど 部 の 径 $d_t =$	
弁 座 口 の 径 $D =$	
リ フ ト $L =$	
流 体 の 種 類	水
吹 出 圧 力 (MPa)	8.62
最 高 使 用 温 度 (°C)	302 (DB/SA)
個 数	1
必 要 吹 出 量 (kg/h)	

3.5.2 吹出量の計算式

逃がし弁としての吹出量は、発電用原子力設備規格（設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2001 及び 2005 【事例規格】 過圧防護に関する規定 N C - C C - 0 0 1）（日本機械学会）OPP-7000 により、設計・建設規格 SRV-3112 に従う。

$$W = 5.04 \cdot A \cdot n \sqrt{1.1 \cdot \Delta P \cdot G}$$

ここで、

W : 弁の容量 (kg/h)

A : 弁の流体通路の最小面積 (mm²) (有効数字 4 桁で切捨て)

n : 流量係数 (実験的に求めた値以外は 0.5 とする。) 0.5

ΔP : 逃し弁入口の圧力と逃し弁出口の圧力との差 (MPa) 7.09

G : 入口側の流体の密度 (kg/m³) 1000.0

3.5.3 逃がし弁の吹出量

3.5.2 節の式よりWは以下となる。

$$W = 5.04 \times \square \times 0.5 \times \sqrt{1.1 \times 7.09 \times 1000.0}$$
$$= \square \text{ kg/h (10 kg/h 未満切捨て)}$$

3.5.4 必要吹出量の設定根拠

設計基準対象施設として必要な吹出量は、原子炉圧力容器と残留熱除去系との隔離弁からの弁座漏えいが生じた場合に、その漏えい量を全量逃がし得る容量として、質量流量で \square kg/h とする。

また、重大事故等時に使用する場合においても、使用する系統設備及び使用方法が設計基準事故時と変わらないため、必要な吹出量の設定根拠は同じである。

3.5.5 評価結果

弁の容量は、必要な吹出量以上であるので容量は十分である。

V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸
込水頭に関する説明書

1. 概要

本資料は、「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。）」第32条第3項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「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の解釈」（以下「解釈」という。）に

③ b

より、原子炉冷却系統施設の「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、常設高圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水する常設低圧代替注水系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについて、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。

理由により、「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。これらの事象では、LOCA事象を想定しないため、異物による圧損影響については考慮しない。

なお、「i 大破断LOCA時注水機能喪失」及び「j DCH, FCI, MCCI」の事象については、「3.3 評価対象ポンプの選定」に記載のとおり、添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

③ b

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力、サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧を超える。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、保守性を十分考慮した背圧を設定する。

b. サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は、重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

大破断LOCAを想定しないため、ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第33条 循環設備等】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①循環設備等の施設

既工事計画においては、循環設備等のうち、発電用原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に影響のないことを確認する。

なお、循環設備等のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）以外は、今回の配管改造に関係しない設備*¹であることから、基準適合性の確認範囲には含めない。

*1：原子炉冷却材再循環系，原子炉圧力制御系，原子炉給水制御系，原子炉隔離時冷却系，制御棒駆動水圧系，原子炉冷却材浄化系，残留熱除去系海水系

②循環設備等の機能

既工事計画においては、原子炉冷却系統施設は、通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（40頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第33条 循環設備等】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none">今回の配管改造により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統構成に変更がなく、発電用原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備が施設されていること、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	<ul style="list-style-type: none">原子炉冷却系統施設は、通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）を有することとしており、今回の配管改造によりその方針に影響のないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第33条 循環設備等】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・今回の配管改造について、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統構成に変更がないことを確認した。
- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統構成，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことから，残留熱除去系の機能に影響はないため，技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計を変更するものではないが，変更の工事の内容（本申請内容）に関連し，審査対象条文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・今回の電気配線貫通部の改造は，循環設備等（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系））に該当しないため，審査対象条文とならない。

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、適切に炉心を冷却する機能（原子炉压力容器及び一次冷却材設備）
- b. 設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能（非常用炉心冷却系）
- c. 設計基準事故時等において、原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能（原子炉隔離時冷却系）
- ② d. 通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）
- e. 通常運転時等において、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能（残留熱除去系海水系）
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 高圧代替注水系による原子炉注水
 - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
 - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）
 - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 逃がし安全弁
 - ・ インターフェイスシステム L O C A 隔離弁
- h. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
 - ・ 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第44条 原子炉格納施設】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①原子炉格納容器隔離弁の設置

既工事計画においては、原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とすることを記載している。

「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】」

「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(2, 10, 11, 13頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、原子炉格納容器の隔離機能に影響のないことを確認する。

②原子炉格納容器の除熱及び放射性物質の濃度低減

既工事計画においては、原子炉冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)を設置する設計とすることを記載している。

「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】」

「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(2, 21頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の原子炉格納容器を除熱する機能及び放射性物質濃度を低減する機能に影響のないことを確認する。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

①原子炉格納容器バウンダリの健全性

既工事計画においては、原子炉格納容器の開口部である機器搬入口ハッチ、所員用エアロック、配管貫通部等を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とすることを記載している。

「補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】」

「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」(2, 7, 9, 別添1-8-1～別添1-8-13頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、原子炉格納容器バウンダリ機能に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第44条 原子炉格納施設】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 配管の改造により、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことを確認した。【(1)①, (1)②】 配管の改造により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の系統構成に変更はないことを確認した。【(1)①, (1)②】
V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> 配管の改造により、原子炉格納容器の隔離弁に変更はなく、原子炉格納容器の隔離機能に影響のないことを確認した。【(1)①】 配管の改造により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の系統構成に変更はなく、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の原子炉格納容器を除熱する機能及び放射性物質濃度を低減する機能に影響のないことを確認した。【(1)②】 電気配線貫通部の改造により、スリーブ長を短尺化するのみで、材料の変更はなく、原子炉格納容器の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリ機能に影響のないことを確認した。【(2)①】
補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部の改造により、配置、最高使用圧力、最高使用温度、外径及び個数に変更がないことを確認した。【(2)①】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第44条 原子炉格納施設】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・今回の配管改造については、原子炉格納容器の隔離弁及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の系統構成に変更はないことを確認した。
- ・原子炉格納容器隔離弁の変更がないため原子炉格納容器の隔離機能に影響しないこと、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の系統構成及び主要仕様に変更がないため除熱する機能及び放射性物質濃度を低減する機能に影響しないことから、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計を変更するものではないが、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象条文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・今回の電気配線貫通部の改造については、スリーブ長を短尺化するのみで、材料の変更はなく、原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計に影響がないことを確認した。
- ・原子炉格納容器のバウンダリ機能に影響しないことから、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計を変更するものではないが、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象条文とする。

V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書

2. 基本方針

原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

設計基準事故時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、設計基準事故時において原子炉冷却材配管のもっとも苛酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最大の圧力及び最高の温度に耐える設計とする。また、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、「BWR. MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に基づき実施する。

(2) ①

原子炉格納容器の開口部である機器搬入口ハッチ、所員用エアロック、配管貫通部等を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。

(1) ①

原子炉格納容器は、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おいて、原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

(1) ②

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を設置する設計とする。また、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、可燃性ガス濃度制御系及び不活性ガス系を設置する設計とする。なお、原子炉冷却材喪失事故後、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に、サプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウエルとサプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止するため、真空破壊装置を設置する設計とする。

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉建屋原子炉棟から直接大気に放射性物質が漏えいしないように、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系を設置する設計とする。

また、重大事故等時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出

3. 原子炉格納施設の設計条件

原子炉格納施設の設計条件としては設計基準事故時における設計条件と、重大事故等時における設計条件に分類し、項目ごとに説明する。

3.1 設計基準事故時における設計条件

原子炉格納容器の設計基準事故時の設計条件として、施設時に適用した「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和45年通商産業省令 告示第501号、以下「告示第501号」という。）に基づき最高使用圧力（設計圧力）、最高使用温度（設計温度）、最低使用温度等を設定し、原子炉格納容器の強度評価等も含めた設計条件として使用する。以下に設計条件として使用する項目について示す。

3.1.1 最高使用圧力及び最高使用温度

原子炉格納容器は原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えるものでなくてはならないため、解析から得られる原子炉格納容器の最高内圧及び最高温度を上回るように設定する。

解析の際の初期条件は、表3-1に示す通常運転中の圧力及び温度である。

表3-1 解析に用いた初期条件

	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ
圧 力	□ kPa [gage]	□ kPa [gage]
温 度	□ °C	□ °C

解析結果による最高圧力及び最高温度は表3-2に示す値となる。

表3-2 解析結果による最高圧力及び最高温度*1

	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ
圧 力	□ kPa	□ kPa
温 度	□ °C	□ °C

注記 *1：記載内容は、昭和48年10月22日付け48公第8316号にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-1-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。

上記の解析結果に余裕をもたせて最高使用圧力及び最高使用温度を表3-3に示す値とする。

表3-3 最高使用圧力及び最高使用温度

	ドライウエル	サブプレッション・チェンバ
圧 力	310 kPa	310 kPa
温 度	171 °C	104.5 °C

(2) ①

3.1.2 漏えい率に対する設計条件

設計基準対象施設として使用する原子炉格納容器の設計漏えい率は、安全評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の環境への放射性物質の異常な放出において、判断基準（実効線量 5 mSv 以下）を満足することが確認されている設計漏えい率 0.5 %/d 以下（常温、空気、最高使用圧力の 0.9 倍において）とする*1。

注記 *1：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」、平成30年5月31日付け「総室発第18号」、平成30年6月21日付け「総室発第24号」、平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.4.4原子炉冷却材喪失 における解析条件

3.1.3 最低使用温度

告示第 5 0 1 号で規定されている原子炉格納容器バウンダリの最低使用温度を表 3-4 に示す。

表3-4 原子炉格納容器の最低使用温度

	ドライウエル	サプレッション・チェンバ
最低使用温度	0 °C	0 °C

ドライウエル、サプレッション・チェンバとも同じ値である。この最低使用温度は耐圧漏えい試験時を考慮して決めたものであり、建設時を除けば、原子炉建屋内にあるため、常用換気系により 10 °C 以上に保たれる。

3.1.4 使用材料

原子炉格納容器バウンダリに使用するフェライト系材料は原子炉格納容器の最低使用温度に対して脆性破壊を防止するため、告示第 5 0 1 号の規定により衝撃試験又は落重試験を行い、これに合格したものを使用する。

原子炉格納容器本体の脆性破壊防止に関する確認事項を以下に示す。

(1) 原子炉格納容器本体の脆性破壊防止

a. 概要

原子炉格納容器本体は、施設時に適用された「告示第 5 0 1 号」及び「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（昭和45年通商産業省令第 8 1 号）（以下「省令第 8 1 号」という。）に基づき、材料、設計及び製作において、次の試験を実施し、脆性破壊に対し十分安全であることを確認されたものを使用する。

- (a) 原子炉格納容器本体の材料は、告示第 5 0 1 号第20条第3項に規定する衝撃試験を行い、同条第4項に規定する合格基準に示す合格基準に適合するものを使用する。
- (b) 原子炉格納容器本体の溶接部は、省令第 8 1 号第37条第4項に規定する試験板について第40条の規定に基づき、衝撃試験を行い、同条に規定する合格基準に適合することを確認されたものを使用する。

試験片の吸収エネルギーが次の表の値以上であるものを合格とする。

なお、再試験は省令第81号第42条の規定による。

吸収エネルギー	
3個の平均	最小値
J (kg・m)	J (kg・m)
27 (2.8)	21 (2.1)

3.1.5 耐圧試験圧力

原子炉格納容器の耐圧試験圧力は、施設時に適用された告示第501号第74条に基づき、設計圧力279 kPa (2.85 kg/cm²) の1.25倍である349 kPa (3.56 kg/cm²) で気圧試験を行い原子炉格納容器の健全性を確認する。

以上より、原子炉格納容器の耐圧試験圧力 349 kPa (3.56 kg/cm²) とする。

3.1.6 開口部

開口部となるドライウェルヘッドフランジ、機器搬入口ハッチ、サプレッション・チェンバアクセスハッチ（以下「ハッチ類」という。）及び所員用エアロックは十分な気密性を保つ設計とし、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。

所員用エアロックは、扉の開閉状態を管理するため、所員用エアロックの扉が開いた場合には中央制御室に警報を発信する。また、所員用エアロックの扉は、両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける設計とする。

ハッチ類は、原子炉格納容器の貫通部にフランジ付の胴板が溶接固定されており、ハッチ類の外周側から蓋フランジをガスケットとボルトで固定し、気密性を保つ設計とする。

3.1.7 配管貫通部

原子炉格納容器配管貫通部は、原子炉冷却材喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できる設計とする。

(2) ①

3.1.8 電気配線貫通部

電気配線貫通部は、原子炉冷却喪失時において想定される原子炉格納容器内の圧力を考慮した最高使用圧力、温度を考慮した最高使用温度、湿度、放射線等の環境条件の下でも機能を発揮できるように、それらの試験条件を考慮した試験により健全性が確認されたものを使用する設計とする。

(1) ①

3.1.9 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁（以下「隔離弁」という。）は、施設時に適用された「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（昭和40年通商産業省令第62号，以下「省令第62号」という。）第32条第3項に基づくとともに以下に示す設計方針及び設計仕様にに基づき設置する。

(1) 設計方針

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁，チェーンロックが可能な手動弁，キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の外側又は内側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。

また、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。

貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。

原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。

設計基準事故時及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却系、可燃性ガス濃度制御系、不活性ガス系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。

ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可

(1) ①

能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したのと同等の隔離機能を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。

隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能を喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。

隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は、動作試験ができる設計とする。

(2) 設備仕様

原子炉格納容器を貫通する配管系に設ける隔離弁は、以下の項目を満足し、原子炉格納容器バウンダリを構成する。

- a. 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な設備に係る配管の隔離弁は、隔離信号により自動的に閉止しないが、必要に応じて遠隔操作により閉止できる弁又は逆止弁動作により閉止する弁であり、原子炉格納容器の隔離機能を確保できる。
- b. 2個の隔離弁を必要とする配管の弁駆動は、駆動動力源の単一故障によって両方の弁を閉止する能力を損なわない。さらに、閉止後駆動動力源の喪失によっても閉止状態が維持され、隔離機能は喪失しない。
- c. 隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない。
自動隔離弁への隔離信号は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高あるいは、放射能レベル高及び手動である。

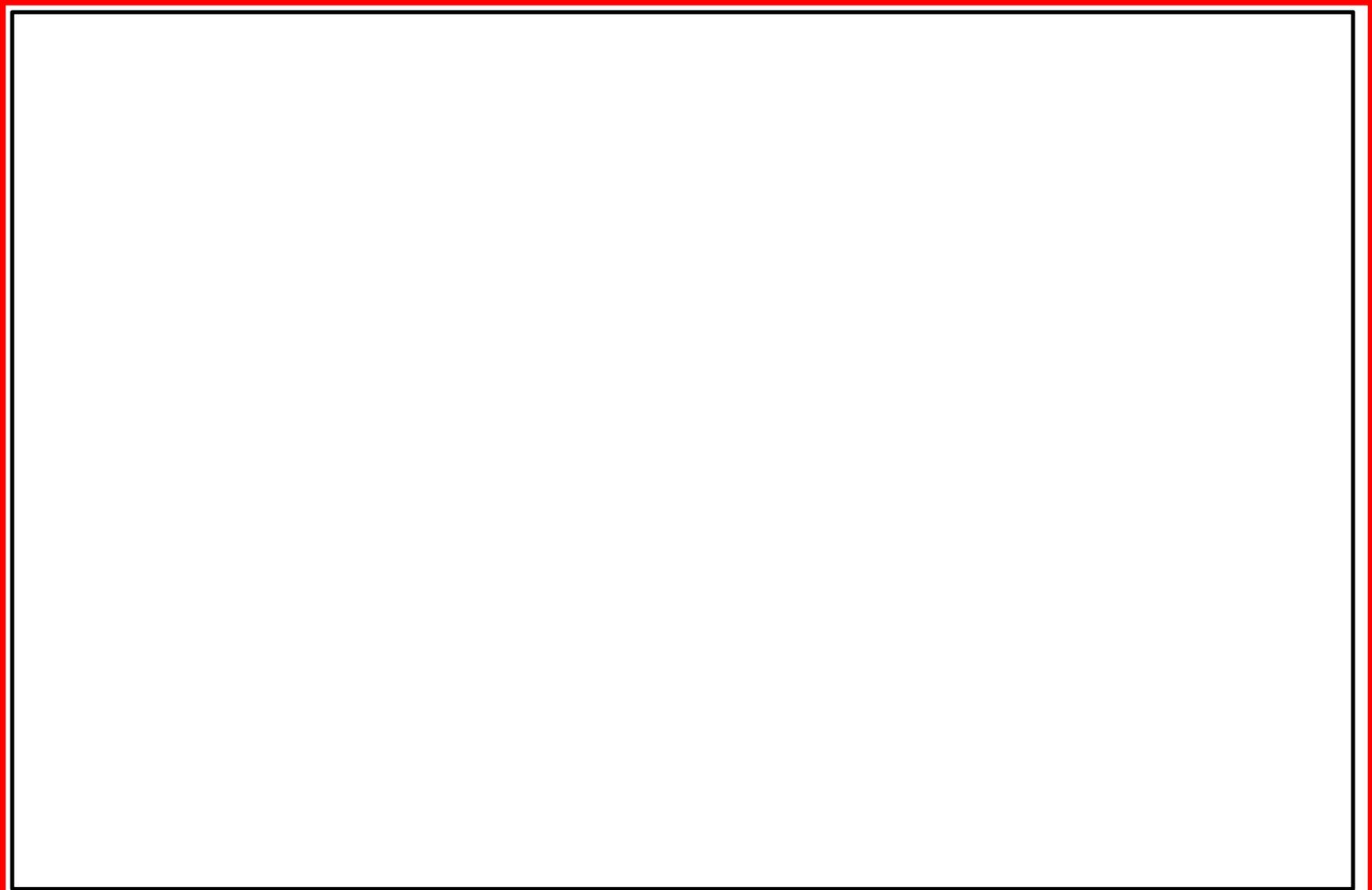


図 3-2 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図

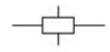
(注)

- ①：原子炉格納容器に取り付ける管の貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ②：原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損傷の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に1個の隔離弁を設置する。
- ③：貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側に設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの（湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管）にあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に2個の隔離弁を設置する。
- ④：隔離弁を設けることを要しない箇所
設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。
- ⑤：隔離弁を設けることを要しない箇所
計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの。

1. ラインの表示記号

 原子炉格納容器バウンダリ

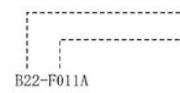
2. 機器の表示記号

 原子炉格納容器貫通部

 閉止フランジ

 溶接キャップ

3. 弁の表示記号

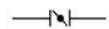
 システム記号 (系統)
機器番号
B22-F011A

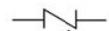
 開放弁

 閉止弁

 仕切弁

 玉形弁

 バタフライ弁

 逆止弁

 電動弁

 空気作動弁

 窒素作動弁

 電磁弁

 過流量阻止弁

 安全弁又は逃がし弁

4. 計装の表示記号

 計装

5. 機器等の略号表示

 貫通部番号

図 3-8 原子炉格納容器バウンダリ及び隔離弁 全体概要図の記号及び略号

3.1.10 原子炉格納容器体積

設計基準事故時における原子炉冷却材喪失事故直後の圧力上昇に耐えうるよう、ドライウエル空間容積（約 5700 m³）、サブプレッション・チェンバ空間容積（約 4100 m³）の自由体積を有している。

(1) ②

3.1.11 原子炉格納容器安全設備

設計基準対象施設としての残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、サブプレッション・チェンバのプール水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度以下に維持できる設計とする。

サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系ポンプは、予想されるもっとも小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする*1。サブプレッション・チェンバは、設計基準事故及び重大事故等時に必要な水源として容量 3400 m³、個数 1 個を有する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去系ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、原子炉冷却材喪失事故後、サブプレッション・チェンバ内のプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるよう設計する。

注記 *1：詳細は、V-1-8-4「圧力低減設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」に示す。

3.1.12 許容外圧

原子炉格納容器の許容外圧は、施設時に適用された告示第 5 0 1 号第 22 条第 3 項第 2 号ハ、チ及び第 23 条第 2 項第 2 号ロにより、

円筒部 約 kPa

円錐部 約 kPa

鏡板 約 kPa となる。

許容外圧は、原子炉格納容器の設計外圧（約 13.7 kPa）を上回る値となっている。

なお、通常運転中においては、原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。

3.1.13 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法

蒸気凝縮による圧力抑制効果については、パシフィック・ガス・アンド・エレクトリック社と GE 社が米国モスランディング発電所において、フンボルトベイ及びボデガベイ原子力発電所用として行った実験結果に基づいており、この実験により構造及び寸法等のパラメータを定めている。

(2) ①

8. 電気配線貫通部

8.1 概要

電気配線貫通部の 200 °C, 2 Pd 環境下における健全性を確認する。

電気配線貫通部は、高圧用と低圧用の構造上 2 種類に大別される。高圧用電気配線貫通部の構造図を図 8-1, 低圧用電気配線貫通部の構造図を図 8-2 に示す。

高圧用電気配線貫通部は、モジュールがヘッドに溶接されており、モジュール内に封入された E P ゴム, スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

低圧用電気配線貫通部は、ヘッドとモジュール固定部の O リング (E P ゴム), モジュール内に封入されたエポキシ樹脂, スリーブ及びアダプタにより気密性を維持する構造となっている。

上記を踏まえ、以下の構成で健全性を確認する。

8.2 項では、電気配線貫通部 (アダプタ) の構造健全性を確認する。

8.3 項では、電気配線貫通部 (ヘッド) の構造健全性を確認する。

8.4 項では、電気配線貫通部 (モジュール) のシール部の機能維持を確認する。

なお、スリーブについては、配管貫通部 (スリーブ) の評価において評価している。

(2) ①

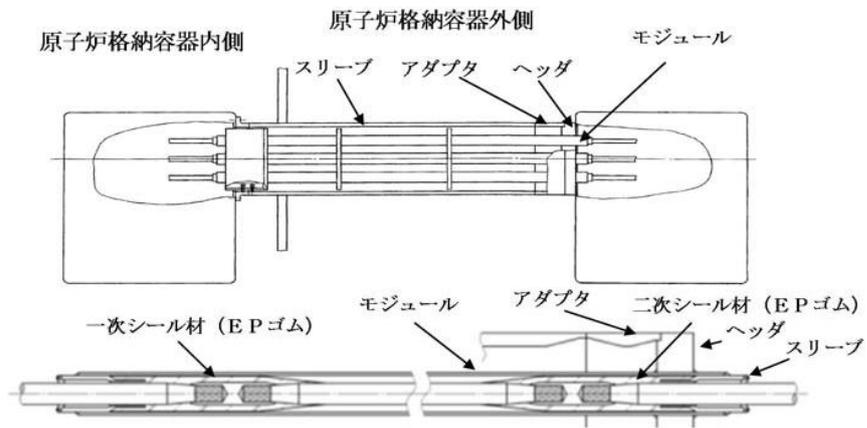


図 8-1 高圧用電気配線貫通部構造図

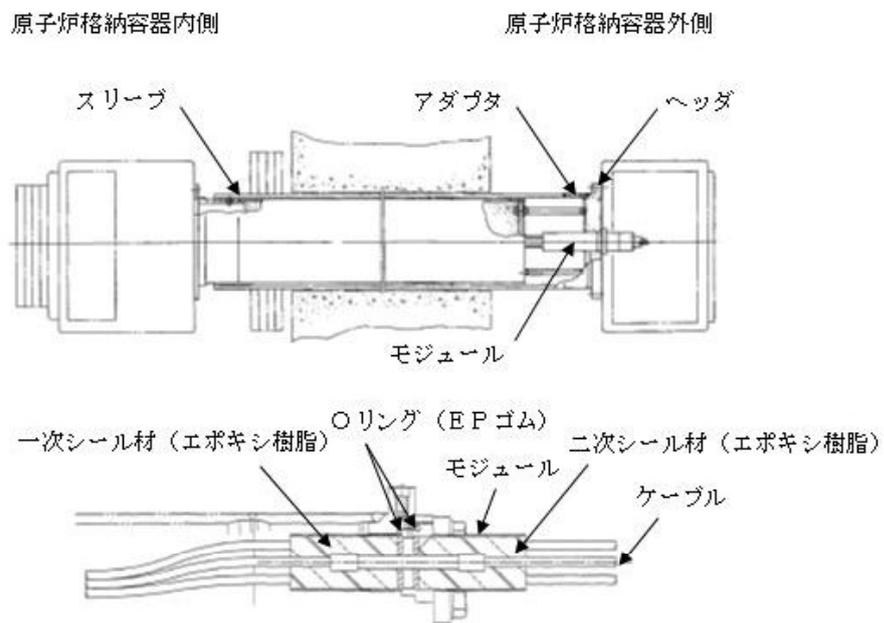


図 8-2 低圧用電気配線貫通部構造図

(2) ①

8.2 電気配線貫通部（アダプタ）

8.2.1 評価方針

アダプタの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力がアダプタに生じないことから、脆性破壊及び疲労破壊及び座屈は評価対象外とする。

したがって、アダプタの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。このため、200℃、2Pdでのアダプタの健全性評価について、表8-1に示す評価方法により評価を実施する。

なお、電気配線貫通部は複数設置されているが、構造上は高圧用と低圧用の2種類であることから、それぞれについて評価を実施する。

表 8-1 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価

8.2.2 評価

アダプタについて、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2Pdを上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ S_u 値）に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には1.5として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3 S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できる。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラスMC容器）の供用状態Dに対する許容値と同じ考え方である（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）。

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した200℃を用いる。

(1) 計算に使用する記号の定義

アダプタの許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200℃における $2/3 S_u$ 値を使用)
η	—	継手効率
t	mm	板厚
D_o	mm	アダプタの外径

(2) ①

(2) 許容圧力の計算方法

アダプタの許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = \frac{P D_o}{2 S \eta + 0.8 P} \quad [\text{設計・建設規格 解説 PVE-3611}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{2 S \eta t}{D_o - 0.8 t}$$

上式を用いて、アダプタの許容圧力を計算する。

8.2.3 評価結果

以下に示すとおり、アダプタの 200 °C における許容圧力は 2 Pd 以上である。これより、200 °C、2 Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

アダプタ : (SF440A 相当) (低圧用)
 : STS410 (高圧用)

許容圧力計算式 : PVE-3611 を準用

$$P = 2 S \eta t / (D_o - 0.8 t)$$

項目		低圧用	高圧用
S	許容引張応力 (MPa) (200 °C における 2/3Su 値を使用)	267	269
η	継手効率 (-)	1.0	1.0
t	板厚 (mm)		
D _o	アダプタ外径 (mm)		
P	200 °C における許容圧力 (MPa)		
	低圧用 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		
	高圧用 MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)		

(2) ①

8.3 電気配線貫通部（ヘッド）

8.3.1 評価方針

ヘッドの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200 °C、2 Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、脆性破壊及び疲労破壊は評価対象外とする。

したがって、ヘッドの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が想定される。

このため、200 °C、2 Pd でのヘッドの健全性評価について、表 8-2 に示す評価方法により評価を実施する。

なお、電気配線貫通部は複数設置されているが、構造上は高压用と低压用の 2 種類であることから、それぞれについて評価を実施する。

表 8-2 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
構造部	延性破壊	設計・建設規格の評価式を準用した評価

8.3.2 評価

ヘッドについて、設計・建設規格に示される必要最小板厚の式を用い許容圧力を求め、2 Pd を上回ることを確認する。

その際、部材に発生する応力強さの許容値は、今回の評価が設計基準を超えた限界温度、圧力の評価であることを踏まえ、設計引張強さ（ S_u 値）に対する割下げ率を P_m （一次一般膜応力強さ）には 1.5 として評価を行う。すなわち、部材に発生する応力 P_m が $2/3 S_u$ 値以下であれば、延性破壊に至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格において示される原子炉格納容器（クラス MC 容器）の供用状態 D に対する許容値と同じ考え方である。（設計・建設規格 解説 PVB-3111 参照）

S_u 値を算出する際の温度は、限界温度として設定した 200 °C を用いる。

(1) 計算に使用する記号の定義

ヘッドの許容圧力の計算に使用する記号の定義について、以下に示す。

記号	単位	説明
P	MPa	圧力
S	MPa	許容引張応力 (200 °C における $2/3 S_u$ 値を使用)
K	—	平板の取付方法による係数
t	mm	板厚
d	mm	平板の径または最小内のり

(2) ①

(2) 許容圧力の計算方法

ヘッダの許容圧力は、設計・建設規格の評価式を用いて計算する。

$$t = d \sqrt{\frac{K P}{S}} \quad [\text{設計・建設規格 解説 PVE-3410}]$$

設計・建設規格の評価式を圧力について解くと

$$P = \frac{S}{K} \left(\frac{t}{d} \right)^2$$

上式を用いて、ヘッダの許容圧力を計算する。

(3) 穴の補強計算

東海第二発電所に設置されている電気配線貫通部のヘッダにはモジュール取付用の貫通穴があるため、既工事計画認可申請書の強度計算書と同様に穴の補強を評価する。

ここで、

A_0 : 補強に有効な面積

A_r : 補強に必要な面積

d_p : ヘッダの穴の径

t_{pr} : ヘッダの計算上必要な厚さ

t_p : ヘッダの厚さ

Y : 補強に有効な範囲

F : 係数

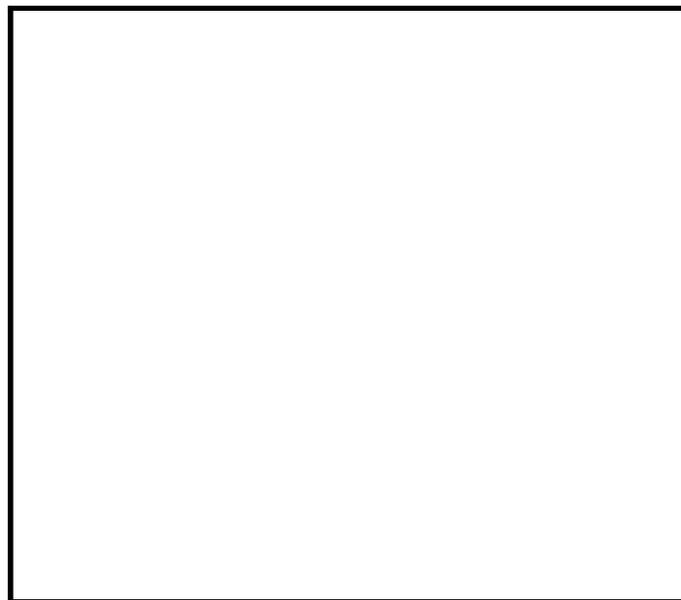


図 8-3 穴部の形状及び寸法 (単位 : mm)

(2) ①

8.3.3 評価結果

以下に示すとおり、ヘッダの 200 °C における許容圧力は 2 Pd 以上である。これより、200 °C、2 Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

ヘッダ : (SUSF304 相当) (低圧用)
 : SUS304 (高圧用)

許容圧力計算式 : PVE-3410 を準用

$$P = S / K \times (t / d)^2$$

項目		低圧用	高圧用
S	許容引張応力 (MPa) (200 °C における 2/3 S _u 値を使用)	251	268
K	平板の取付方法による係数	0.33	0.33
t	板厚 (mm)	<input type="text"/>	
d	平板の径または最小内のり (mm)		
P	200 °C における許容圧力 (MPa)		
低圧用 <input type="text"/> MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)			
高圧用 <input type="text"/> MPa[gage] > 0.62 MPa[gage] (2 Pd)			

ヘッダの計算上必要な厚さ t_{or} は、設計建設規格 PVE-3410 より

$$t_{pr} = d \sqrt{\frac{K P}{S}}$$

$$= 11.92 \text{ mm}$$

K : 0.33

P : 0.62 MPa (=2 Pd)

S : 268 MPa (200 °C における 2/3S_u)

補強に必要な面積 A_r

$$A_r = d_p \cdot t_{pr} \cdot F = \text{} \times 11.92 \times 1.0 = \text{} \text{ mm}^2$$

補強に有効な面積 A_o

$$A_o = (2Y - d_p) \cdot (t_p - t_{pr})$$

$$= (2 \times \text{} - \text{} - \text{

$$= \text{} \text{ mm}^2$$$$

よって A_o > A_r / 2 = mm²
 であり、穴の補強は十分である。

(2) ①

8.4 電気配線貫通部（モジュール）

8.4.1 評価方針

モジュールのシール材には、高圧用モジュールにはE P ゴム、低圧用モジュールには、エポキシ樹脂及びE P ゴムを使用しているため、高温劣化によるシール機能の低下が想定される。

なお、モジュールの接合部は、原子炉格納容器貫通部付け根から十分距離を確保し、原子炉格納容器胴側の変形影響が減衰する位置に設けていることから、200 ℃、2 Pd による格納容器胴側の不均一な変形に伴う影響は及ばない。

このため、200 ℃、2 Pd でのモジュールの健全性確認について、表 8-3 に示す評価方法により評価を実施する。

表 8-3 評価対象と評価方法

評価対象	機能喪失要因	評価方法
シール部 (モジュール)	シール材劣化	試験結果等を用いた評価

(2) ①

8.4.2 評価

(1) 電気ペネ共研の試験結果を用いた評価

電気ペネ共研において、LOCA時の圧力、温度条件を超える条件下での、電気配線貫通部の知見を得るため、東海第二発電所を含む国内BWR電力実機の電気配線貫通部の構造を反映した試験体を用い、電気配線貫通部モジュールの気密性能について検証を行っている。図8-4に電気ペネ共研の試験概要図を、表8-4、図8-5及び図8-6に試験結果を示す。

試験結果より、高圧用モジュールのEPゴムシール部は194℃/62時間、低圧用モジュールの樹脂シール部は137℃/62時間の熱劣化に対して、漏えいがないことが確認できている。

なお、本試験においては、放射線による照射が行われていないが、電気ペネトレーションの二次シール部は格納容器本体から離れた位置に取り付けられ、スリーブ周囲は遮へい壁で覆われていることから、温度と同様に格納容器内の積算線量に比べ小さいものとする。

したがって、実機においてもシール部の耐性に対し有意な影響を及ぼさない範囲と考えられるため、シール部の劣化要因としては温度が主要なパラメータであると考える。

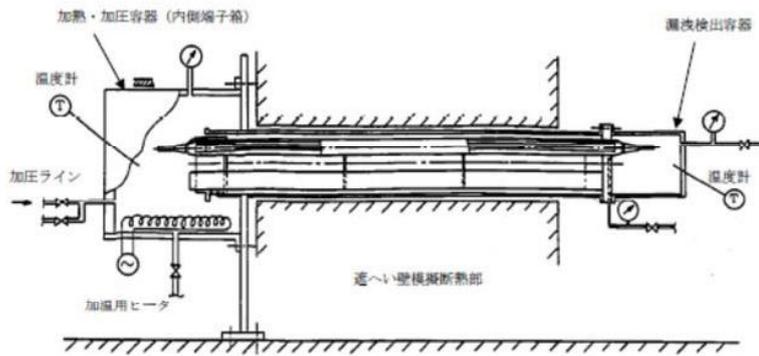


図8-4 電気ペネ共研の試験概要

表8-4 電気ペネ共研の試験結果

種類	試験条件					シール部温度 (°C) / 漏えい有無	
	雰囲気	温度 (°C)	圧力 (MPa)	放射線照射	時間 (h)	一次シール	二次シール
高圧	乾熱	200 (220) *1	(0.61~0.79) *1	なし	62	194/漏えいなし	44/漏えいなし
低圧	乾熱	200 (220) *1	(0.60~0.81) *1	なし	62	137/漏えいなし	68/漏えいなし

注記 *1: () 内は記録グラフからの読み取り値

(2) ①

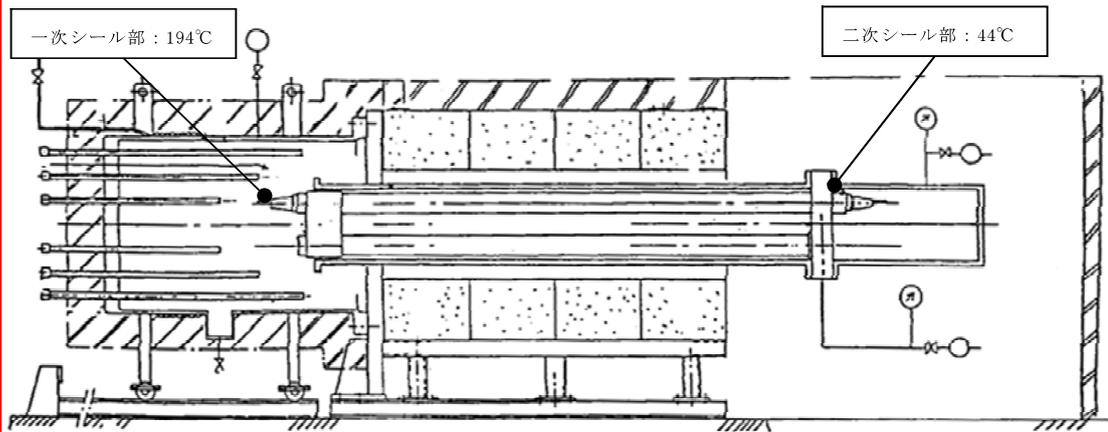


図 8-5 高圧用モジュール試験体 温度分布図

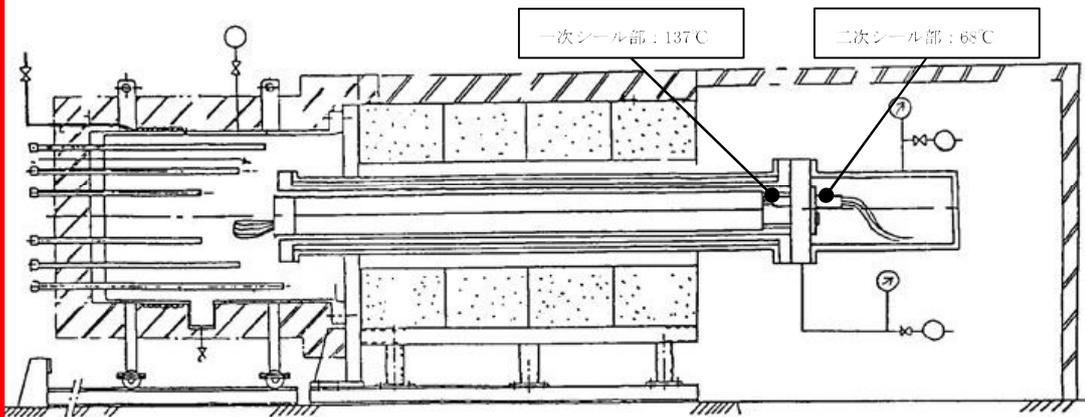


図 8-6 低圧用モジュール試験体 温度分布図

(2) 過去の環境試験結果を用いた評価

過去の電気配線貫通部の環境試験では、電気配線貫通部（高圧用）及び電気配線貫通部（低圧用）を対象として、冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、健全性が確認されている。図 8-7 及び図 8-8 に試験装置の概要図，図 8-9 に冷却材喪失事故模擬試験における二次シール部の温度測定結果を示す。

図 8-7 及び図 8-8 に示すとおり，試験においては電気ペネモジュールとカバーのみの構成であり，実機に比べ簡略的な構造である。そのため，実機に比べカバー外側からの入熱量が多く，結果として二次シール部の温度が実機に比べ高くなる傾向にあるものと考えられる。一方，電気ペネ共研における試験は電気ペネトレーションの接続箱内を加熱する構造であり，モジュール部への伝熱の観点からはより実機に即した構造であると言える。

したがって，格納容器内環境が 200 °C となった場合の実際の温度は電気ペネ共研の温度（高圧用 44 °C，低圧用 68 °C）で得られた結果が実機に則したものと考えていること及び本試験において原子炉格納容器内を模擬した電気ペネ共研の試験（二次シール部において高圧用 44 °C，低圧用 68 °C）よりも厳しい温度条件下で，13 日間のシール機能の健全性が確認された結果から，格納容器が 200 °C の状況において格納容器閉じ込め機能が確保できると考える。

(2) ①

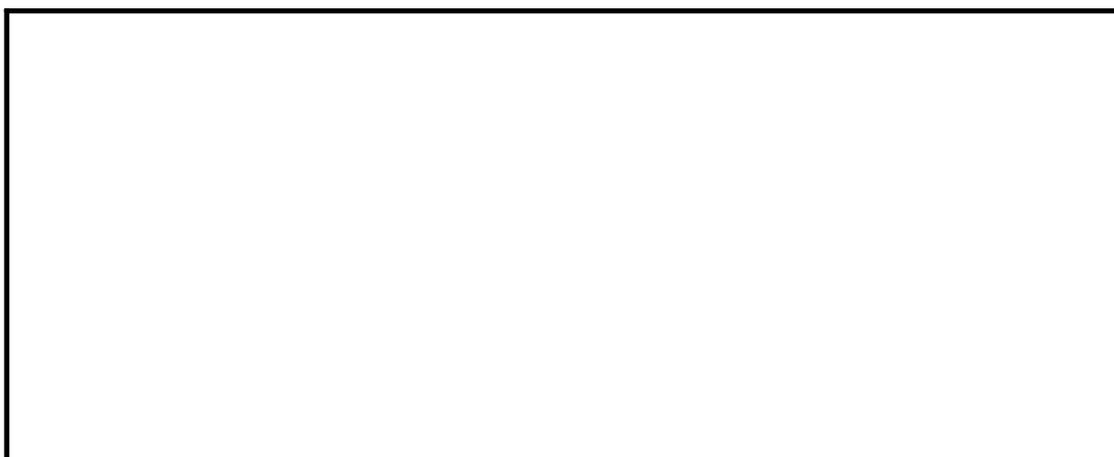


図 8-7 冷却材喪失事故模擬試験の試験概要図（高圧用）



図 8-8 冷却材喪失事故模擬試験の試験概要図（低圧用）

NT2 補② V-1-8-1-別添 1 R2

(2) ①



図8-9 冷却材喪失事故模擬試験温度測定結果

なお，図 8-9 で示した試験については，経年劣化を踏まえた冷却材喪失事故模擬試験であり，劣化を考慮して表 8-5 に示す試験を実施している。

表8-5 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し，60サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前後2回実施。1サイクルは□°C—□°C—□°C を□時間で変化させている。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量□kGyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進により，40年間に相当する加速熱劣化として□°C，□日間を加える。

これらのことから，原子炉格納容器に使用されているシール材は，運転中の環境を考慮しても事故時に耐漏えい性能を確保されるものと考えられる。

(2) ①

(3) NUPECの試験結果を用いた評価

NUPEC試験において、実機を模擬したモジュール試験体を使用して、高温時におけるシール部の漏えい確認試験が行われている。表 8-6 に試験結果、図 8-10 に漏えい発生温度の圧力依存性を示す。

漏えい発生温度は、圧力が 0.4 MPa～1.0 MPa の範囲においては、圧力に依存せず、ほぼ一定となることが報告されている。

また、放射線照射の影響については、エポキシ樹脂に 800 kGy の放射線照射を行った場合においても、放射線照射を行わなかった場合に比べ、シート部からの漏えい発生温度が著しく低くなることはなかった。

表 8-6 漏えい発生条件確認試験結果

種類	雰囲気	圧力 (MPa)	放射線照射量 (kGy)	漏えい発生温度 (°C)
高圧用	蒸気	0.8	800	400 °Cまで漏えいなし
低圧用	蒸気	0.4	800	284
	蒸気	0.8	800	284～303
	蒸気	0.8	なし	285
	蒸気	1.0	なし	266

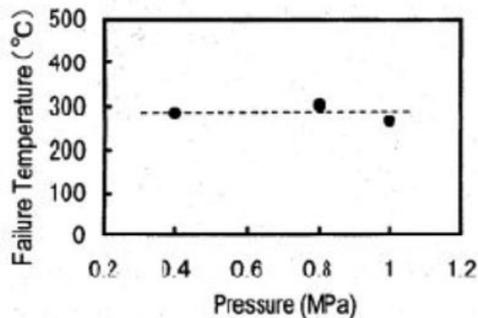


図 8-10 低圧モジュールの漏えい発生温度の圧力依存

8.4.3 評価結果

モジュールについては、200 °C、2 Pd 環境下でも、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第49条 重大事故等対処施設の地盤】

1. 基準適合性の確認範囲

①地盤の健全性評価及び評価方法

- a. 既工事計画においては、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置することを記載している。

「V-2-1-1 耐震設計の基本方針の概要」(1, 2頁参照)

「V-2-2-2 原子炉建屋の耐震性についての計算書」(1頁参照)

- b. 既工事計画においては、地盤の健全性は最大接地圧と許容支持力度を基に評価している。

「V-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書」(2, 3, 11頁参照)

「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」(7, 11, 48頁参照)

「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」(7, 10, 37頁参照)

- c. 既工事計画においては、評価フローにおいて接地圧は地震応答解析を基に評価している。

「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」(9頁参照)

「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」(8頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、上記の地盤の健全性に係る基本方針及び評価方法に影響がないことを確認する。

②接地圧の算出

既工事計画においては、接地圧を算出するための地震応答解析は、質点系モデルに基づき評価している。

「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」(1, 11, 12, 38, 39, 41, 71頁参照)

「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】参照」

「補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】参照」

今回の変更認可申請に伴い、接地圧の解析モデルに影響がないことを確認する。

③地盤の支持力の算出

既工事計画においては、地盤の支持性能の許容限界である極限支持力は、**建築基礎構造設計指針(日本建築学会, 2001)**の支持力算定式に基づき対象施設の岩盤の室内試験結果等より設定している。

「V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」(1, 17, 18頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、地盤の支持力に影響がないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第49条 重大事故等対処施設の地盤】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
V-2-1-1 耐震設計の基本方針の概要	<ul style="list-style-type: none"> 地盤の健全性に係る基本方針であり、配管及び電気配線貫通部の改造により影響がないことを確認した。【①a】
V-2-2-2 原子炉建屋の耐震性についての計算書	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋は、重大事故等対処施設においては「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の間接支持構造物」に分類される。原子炉建屋のうち、二次格納施設となる原子炉建屋原子炉棟は、「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備」に分類されており、この分類について配管及び電気配線貫通部の改造により影響がないとを確認した。【①a】
V-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書 V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書 V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書	<ul style="list-style-type: none"> 地盤の健全性は最大接地圧と許容支持力度を基に評価しており、接地圧は地震応答解析に基づく動的解析の結果から算出しているため、配管及び電気配線貫通部の改造により評価方法に影響がないことを確認した。【①b, c】
補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】 補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管及び電気配線貫通部の改造により、配管及び電気配線貫通部の配置に変更がないことを確認した。また、配管については大幅な質量増加となる改造はなく、電気配線貫通部については短尺化により質量は軽くなることを確認した。【②】
V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書	<ul style="list-style-type: none"> 地震応答解析モデルにおける各標高の質点重量のうち、当該配管及び電気配線貫通部が設置される標高2.00mから標高20.30mの各質点重量はそれぞれ20万kN規模（質量換算：約2万t規模）であり、当該配管及び電気配線貫通部の改造による重量の増減に比べて、各標高の質点重量は非常に大きいことから、当該配管及び電気配線貫通部の改造による影響がないことを確認した。【②】
V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針	<ul style="list-style-type: none"> 地盤の支持性能の許容限界である極限支持力度は、地盤物性等により算出されるため、配管及び電気配線貫通部の改造による影響がないことを確認した。【③】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第49条 重大事故等対処施設の地盤】

3. まとめ

- 今回の配管及び電気配線貫通部の改造に伴う地盤の健全性に係る基本方針，建屋の耐震分類及び評価方法に変更はない。
- 設備の配置の変更はなく，配管及び電気配線貫通部の改造による質量の増減としては，配管改造により100kg程度増加，電気配線貫通部の短尺化により280kg程度減少するものの，当該配管及び電気配線貫通部が設置される各標高の質点重量は非常に大きいことから，地震応答解析モデルへ影響を及ぼすことはないため，原子炉建屋基礎盤の接地圧の評価に影響しない。また，地盤の支持力は地盤物性等により算出されるため，今回の改造に伴う影響はないことから，今回の配管及び電気配線貫通部の改造は技術基準の適合性に影響を与えない。
- 重大事故等対処施設の地盤に係る設計に影響を与えるものではないことから，既工事計画から設計内容に変更がないため，審査対象条文とならない。

V-2-1-1 耐震設計の基本方針の概要

1. 概要

本資料は、発電用原子炉施設の耐震設計が「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。）第4条及び第49条（地盤）並びに第5条及び第50条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。なお、上記条文以外への適合性を説明する各資料にて基準地震動 S_s に対して機能を保持するとしているものとして、第11条及び第52条に係る火災防護設備の耐震性については添付書類「V-2-別添1」に、第12条に係る溢水防護に係る設備の耐震性については添付書類「V-2-別添2」に、第54条に係る可搬型重大事故等対処設備等の耐震性については添付書類「V-2-別添3」にて説明する。

① a

2. 耐震設計の基本方針

2.1 基本方針

発電用原子炉施設の耐震設計は、設計基準対象施設については地震により安全機能が損なわれるおそれがないこと、重大事故等対処施設については地震により重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的とし、「技術基準規則」に適合する設計とする。施設の設計に当たり考慮する、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の概要を添付書類「V-2-1-2 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d の策定概要」に示す。

- (1) 設計基準対象施設のうち、地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動 S_s による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

- (2) 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類（以下「耐震重要度分類」という。）し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。

重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等時に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故等対処設備に耐震設計上の区分を分類する。重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。本施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設に

については、基準地震動 S_s による地震力を適用するものとする。なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。

- (3) 設計基準対象施設における建物・構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

① a.

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

耐震重要施設については、地盤変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、地盤変状が生じた場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、適切な対策を講ずる設計とする。

また、耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、その周辺地盤を強制的に液状化させることを仮定した場合においても、支持機能及び構造健全性が確保される設計とする。

これらの地盤の評価については、添付書類「V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」に示す。

- (4) Sクラスの施設（(6)に記載のものを除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。

Sクラスの施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせで算定するものとする。

- (5) Sクラスの施設（(6)に記載のものを除く。）は、基準地震動 S_s による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。動的機器等については、基準地震動 S_s による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えないことを確認する。

また、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐える設計とする。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設

V-2-2-2 原子炉建屋の耐震性についての計算書

1. 概要

本資料は、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき、原子炉建屋の地震時の構造強度及び機能維持の確認について説明するものであり、その評価は、地震応答解析による評価により行う。

また、原子炉建屋の設備の補強や追加等の改造工事に伴う重量増加を考慮した応答増幅の影響についての検討を行う。

- ① a 原子炉建屋は、設計基準対象施設においては「Sクラスの施設の間接支持構造物」に、重大事故等対処施設においては「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の間接支持構造物」に分類される。ただし、原子炉建屋のうち、使用済燃料プール、中央制御室遮蔽及び二次格納施設となる原子炉建屋原子炉棟（以下「原子炉棟」という。）は、設計基準対象施設においては「Sクラスの施設」に、重大事故等対処施設においては「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備」に分類される。また、原子炉建屋を構成する壁及びスラブの一部は、原子炉建屋の二次遮蔽に該当し、その二次遮蔽は、重大事故等対処施設において、「常設重大事故緩和設備」に分類される。

以下、原子炉建屋の「Sクラスの施設の間接支持構造物」及び「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の間接支持構造物」としての分類に応じた耐震評価を示す。なお、「Sクラスの施設」及び「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備」としての分類に応じた耐震評価は、使用済燃料プールの評価については、添付書類「V-2-4-2-1 使用済燃料プールの耐震性についての計算書」にて、中央制御室遮蔽の評価については、添付書類「V-2-8-4-2 中央制御室遮蔽の耐震性についての計算書」にて、原子炉棟については、添付書類「V-2-9-3-1 原子炉建屋原子炉棟の耐震性についての計算書」にて、二次遮蔽については、添付書類「V-2-8-4-1 二次遮蔽の耐震性についての計算書」にて実施する。

V-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書

NT2 補① V-1-8-3 R0

① b

2. 基本方針

今回、基準地震動の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い、原子炉格納施設の基礎が、基準地震動による地震力に対して、また、重大事故等時の状態において、十分な強度を有すること（以下「基礎の健全性評価」という。）及びそれを支持する地盤が十分な支持力を有すること（以下「地盤の健全性評価」という。）ができる設計とする。ここで、原子炉格納施設の基礎は、原子炉格納施設である原子炉格納容器及び原子炉建屋原子炉棟（以下「原子炉棟」という。）並びに原子炉建屋附属棟（以下「附属棟」という。）で共有されていることから、以降、原子炉格納施設の基礎となる原子炉建屋基礎盤として検討を行う。

なお、基準地震動の策定及び原子炉格納容器が重大事故等対処施設として申請範囲となったことに伴い必要となる基礎の健全性評価及び地盤の健全性評価は、表 2-1 に示すとおりであり、その詳細は、同表に示すとおり、添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」、添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」及び添付書類「V-3-9-1-1-7 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」において説明する。また、それ以外の評価は、既工事計画認可申請書 第 1 回申請 添付書類「Ⅲ-3-3-14 原子炉格納容器底部コンクリートマット強度計算書」及び添付書類「Ⅲ-4 原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（47 公第 12076 号 昭和 48 年 4 月 9 日認可）にて評価を実施している。

表 2-1 原子炉建屋基礎盤の評価についての整理

項目	部位	荷重状態* ¹	荷重時	記載資料* ²
基礎の健全性評価	原子炉格納容器 底部	荷重状態Ⅰ	通常運転時	①
		荷重状態Ⅱ	逃がし安全弁作動時	①
			試験時	①
		荷重状態Ⅲ	地震時	③
			異常時	①
			(異常+地震)時	③
		荷重状態Ⅳ	地震時	③
			異常時	①
			ジェット力作用時	①
			(異常+地震)時	③
荷重状態Ⅴ	異常時	②		
	(異常+地震)時	③		
	原子炉棟及び付属棟 基礎スラブ	S _s 地震時, S _d 地震時		④
①b 地盤の健全性	地盤	荷重状態Ⅲ	地震時	③及び④
			(異常+地震)時	③
		荷重状態Ⅳ	地震時* ³	③及び④
			(異常+地震)時	③
		荷重状態Ⅴ	(異常+地震)時	③

注記 *1: 荷重状態Ⅲ: 「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格(社)日本機械学会, 2003」(以下「CCV規格」という。)に基づく荷重状態で, 荷重状態Ⅰ(通常運転時の状態), 荷重状態Ⅱ(逃し安全弁作動時, 試験時または積雪時の状態)及び荷重状態Ⅳ以外の状態

荷重状態Ⅳ: 「CCV規格」に基づく荷重状態で, 格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態

荷重状態Ⅴ: 発電用原子炉施設が重大事故に至るおそれがある事故, 又は重大事故の状態に重大事故等対処施設の機能が必要とされる状態

*2: ① 既工事計画認可申請書 第1回申請 添付書類「Ⅲ-3-3-14 原子炉格納容器底部コンクリートマット強度計算書」及び添付書類「Ⅲ-4 原子炉格納施設の基礎に関する説明書」(47公第12076号 昭和48年4月9日認可)

② 添付書類「V-3-9-1-1-7 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」

③ 添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」

④ 添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」

*3: 原子炉棟及び付属棟基礎スラブの評価におけるS_s地震時の評価に相当する。

NT2 補① V-1-8-3 R0

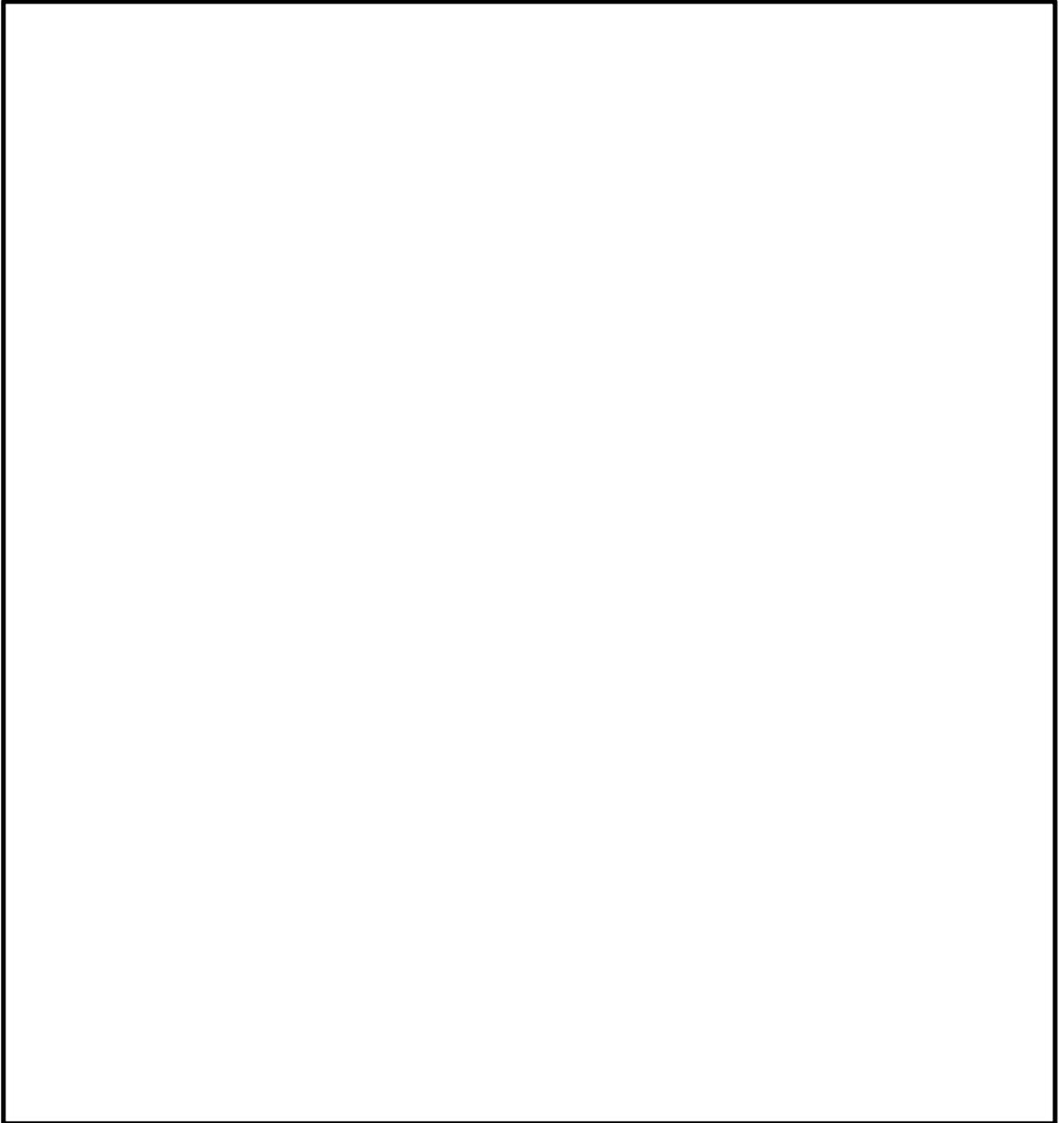


図 2-2 (1/2) 原子炉建屋基礎盤の概略断面図 (A-A 断面 EW 方向)

NT2 補① V-1-8-3 R0

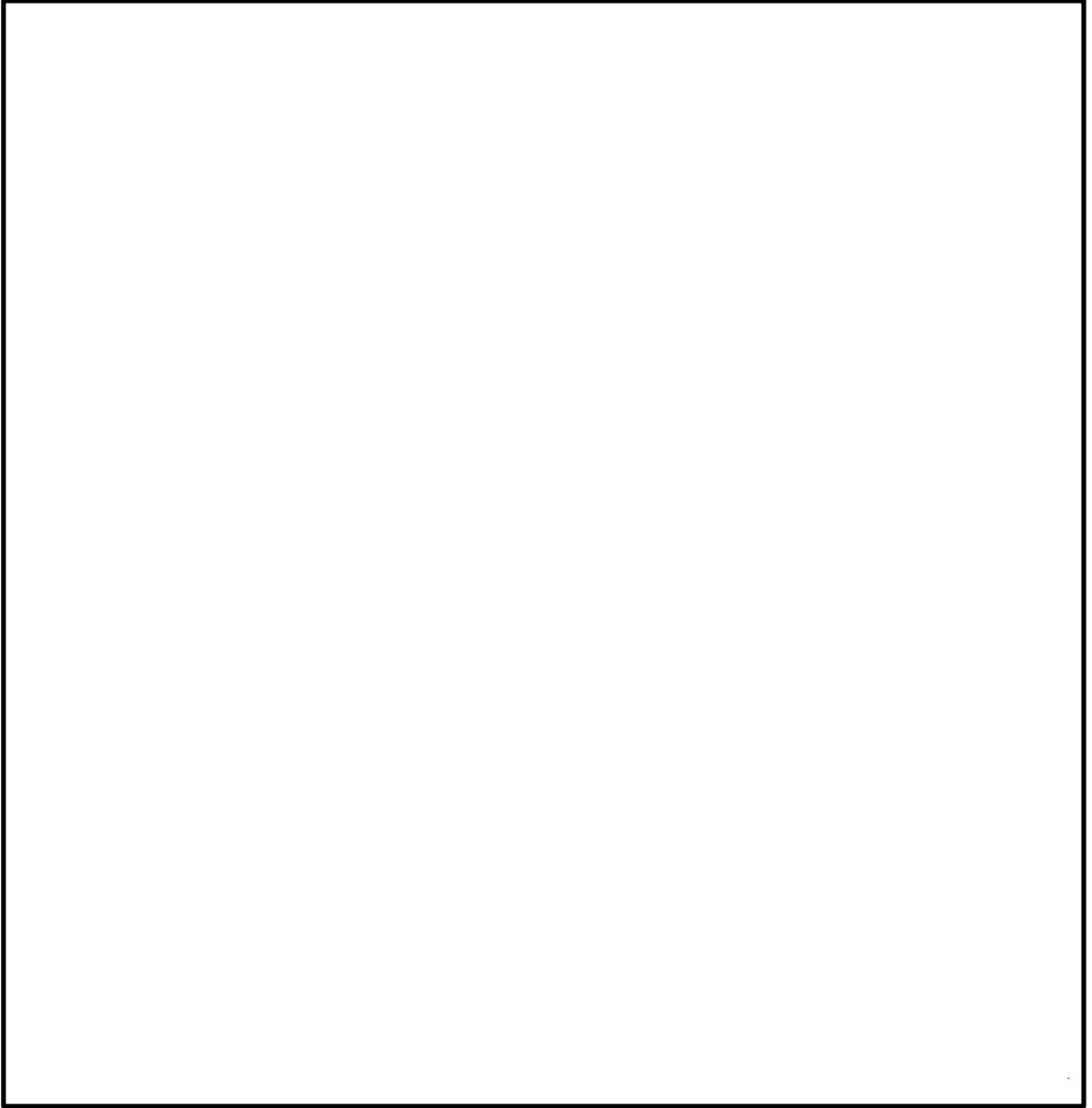


図 2-2 (2/2) 原子炉建屋基礎盤の概略断面図 (B-B 断面 NS 方向)

①b

3.2 地盤の健全性評価

地盤の健全性において、地震応答解析は、質点系モデルによることとし、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき評価を行う。耐震設計の詳細は、添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」及び添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」に示す通りであり、地盤は十分な支持力を有する。以下に概要を示す。

(1) 荷重

荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の接地圧は、基礎及びその上部構造物の自重並びに弾性設計用地震動 S_d に対する地震応答解析より算出される地盤の接地圧とし、地盤物性のばらつきを考慮する。

荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の接地圧は、基礎及びその上構造物の自重並びに基準地震動 S_s に対する地震応答解析より算定される地盤の接地圧とし、地盤物性のばらつきを考慮する。

(2) 許容支持力度

原子炉建屋基礎盤は、砂質泥岩上に人工岩盤を介して設置されており、その許容支持力度は、添付書類「V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき設定する。本検討で用いる地盤の許容支持力度は、保守性を考慮して荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の接地圧に対しては、1650 kN/m²（短期許容支持力度）を、荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の接地圧に対しては2480 kN/m²（極限支持力度）を用いる。

(3) 健全性評価

地盤物性のばらつきを考慮した荷重状態Ⅲ（地震時）の地盤の最大接地圧並びに地盤物性のばらつきを考慮した荷重状態Ⅳ（地震時）の地盤の最大接地圧は、表 3-1 の通りであり、いずれもそれぞれに対応する許容支持力度を超えないため、地盤は十分な支持力を有する。

表 3-1 最大接地圧と許容支持力度の比較

	最大接地圧 (kN/m ²)	許容支持力度 (kN/m ²)
荷重状態Ⅲ（地震時）	764	1650
荷重状態Ⅳ（地震時）	1087	2480

注：荷重状態Ⅴは、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」より、SA(L)時については S_d 地震荷重との組合せであるため荷重状態Ⅲに対する評価と同一であり、SA(LL)時については S_s 地震荷重との組合せであるため荷重状態Ⅳに対する評価と同一となる。

V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの
耐震性についての計算書

NT2 補② V-2-9-2-2 R1

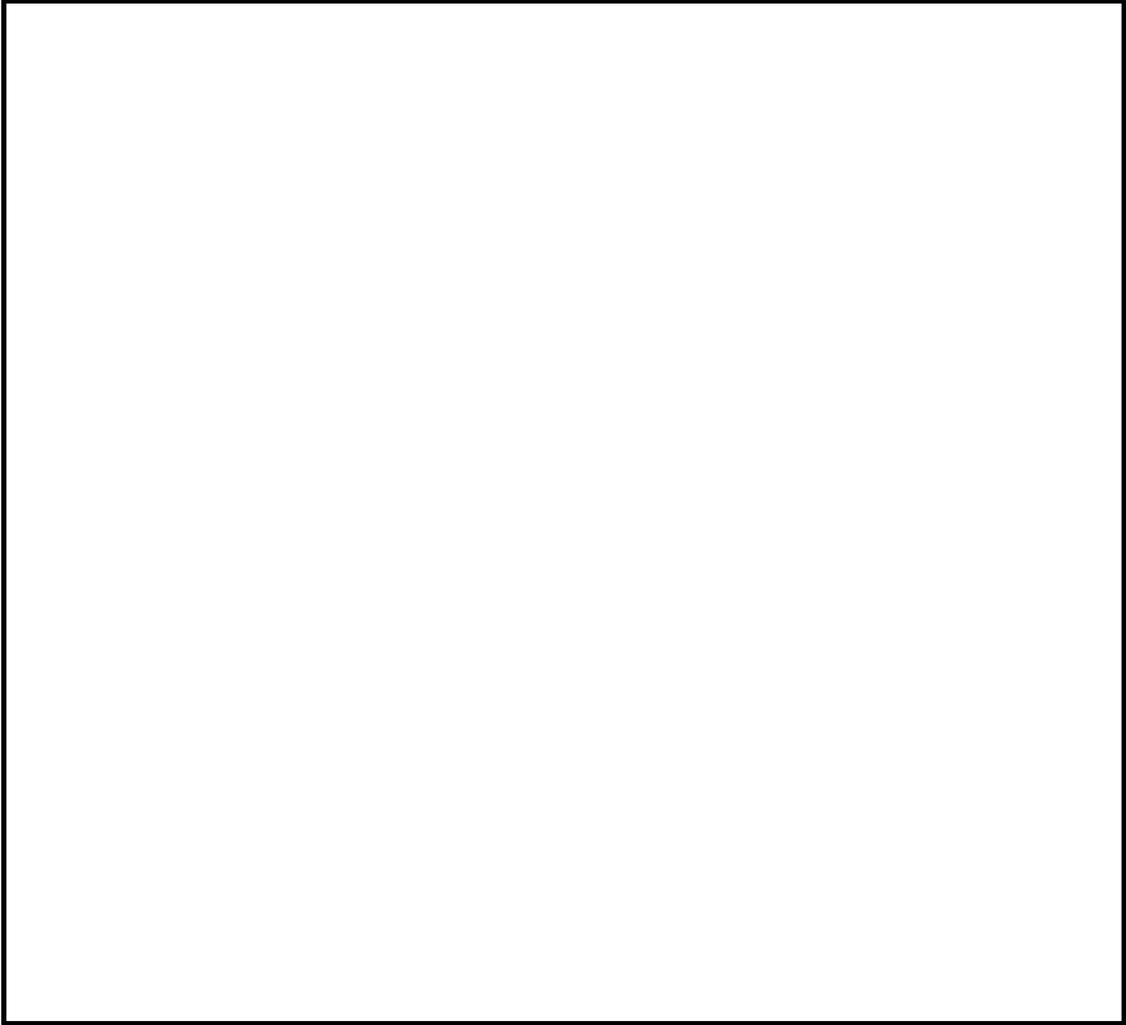


図 2-3 (1/2) 原子炉格納容器底部コンクリートマットを含む原子炉建屋基礎盤の概略断面図 (A-A 断面 EW 方向)

NT2 補② V-2-9-2-2 R0

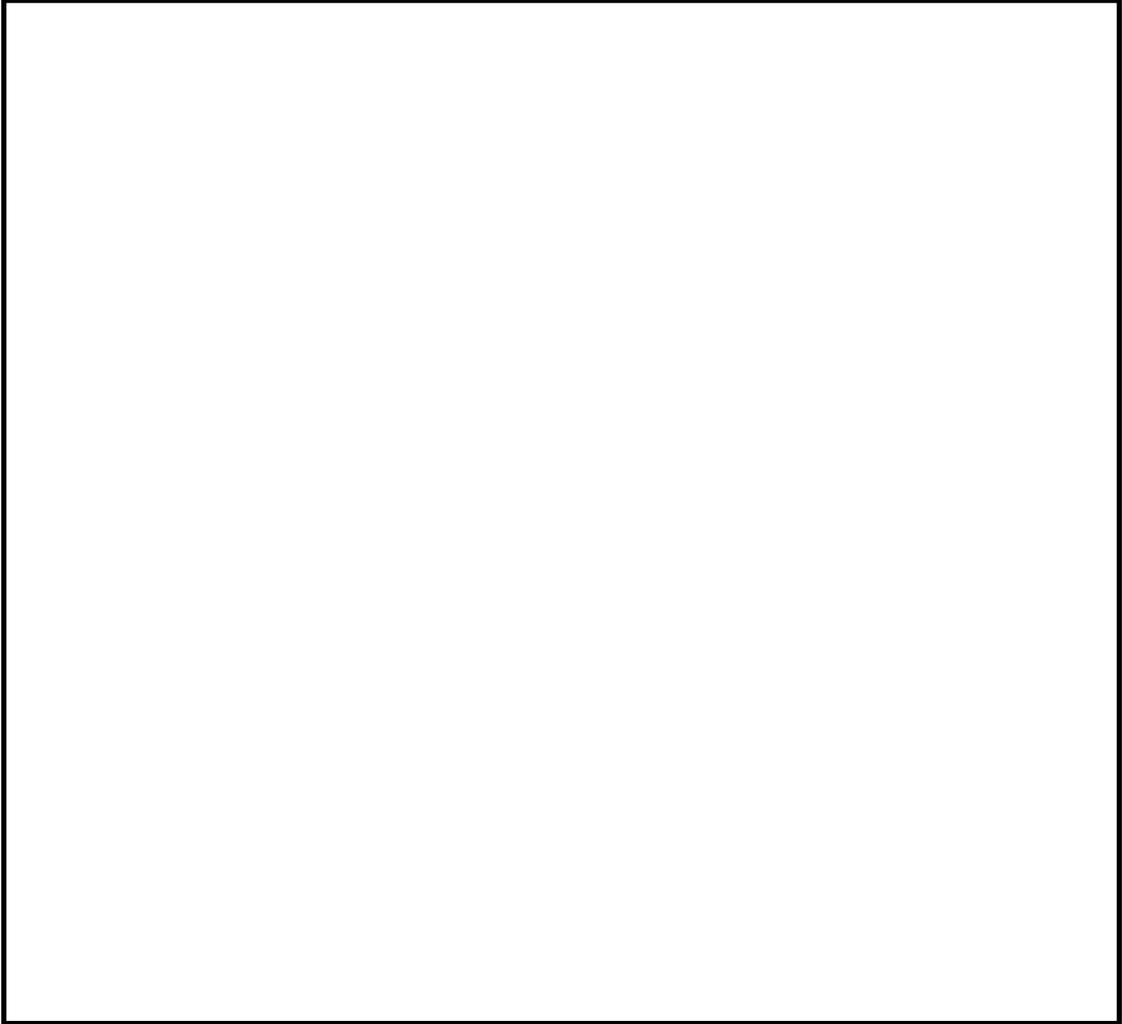


図 2-3 (2/2) 原子炉格納容器底部コンクリートマットを含む原子炉建屋基礎盤の概略断面図 (B-B 断面 NS 方向)

2.3 評価方針

原子炉格納容器底部コンクリートマットは、設計基準対象施設においては「Sクラスの施設」及び「Sクラスの施設の間接支持構造物」に、重大事故等対処施設においては「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備」並びに「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の間接支持構造物」に分類される。

原子炉格納容器底部コンクリートマットの設計基準対象施設としての評価においては、弾性設計用地震動 S_d による地震力または静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対する評価及び基準地震動 S_s による地震力に対する評価を行うこととし、それぞれの評価は、添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」の結果を踏まえたものとする。

また、原子炉建屋の設備の補強や追加等の改造工事に伴う重量増加を考慮した応答増幅の影響について、「別紙2 原子炉建屋における改造工事に伴う重量増加を反映した検討（原子炉格納容器底部コンクリートマット）」に示す。

原子炉格納容器底部コンクリートマットにおいて考慮すべき荷重は、通常荷重、運転時荷重、事故時荷重及び地震荷重等種類が多く、性質を異にしている。また、これらの荷重はその発生確率、他の荷重発生との同時性等が各々異なっている。

従って、以下の4つの荷重状態に分類し、これらのうち荷重状態Ⅲ及びⅣの地震時に関する荷重の組合せについて評価を行う。

- (1) 荷重状態Ⅰ：通常運転時の状態
- (2) 荷重状態Ⅱ：逃がし安全弁作動時、試験時または積雪時の状態
- (3) 荷重状態Ⅲ：荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅳ以外の状態
- (4) 荷重状態Ⅳ：格納容器の安全設計上想定される異常な状態が生じている状態

① b

原子炉格納容器底部コンクリートマットの評価は、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき、地震応答解析による評価においては接地圧の評価を、応力解析による評価においては断面の評価を行うことで、原子炉格納容器底部コンクリートマットの地震時の構造強度及び機能維持の確認を行う。なお、接地圧は、原子炉格納容器底部コンクリートマット並びに原子炉棟基礎及び付属棟基礎を一体として扱い、原子炉建屋基礎盤全体として評価する。機能維持の確認においては、支持機能を確認する。評価にあたっては、 S_d 地震時及び S_s 地震時に対する評価で、添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」による地盤物性のばらつきを考慮する。なお、気密性の確認については、添付書類「V-2-9-2-11 サプレッション・チェンバ底部ライナ部の耐震性についての計算書」にて実施するが、ライナプレートの変形が原子炉格納容器底部コンクリートマットの変形に追従する形で制限されていることから、原子炉格納容器底部コンクリートマットの構造強度を確認する。

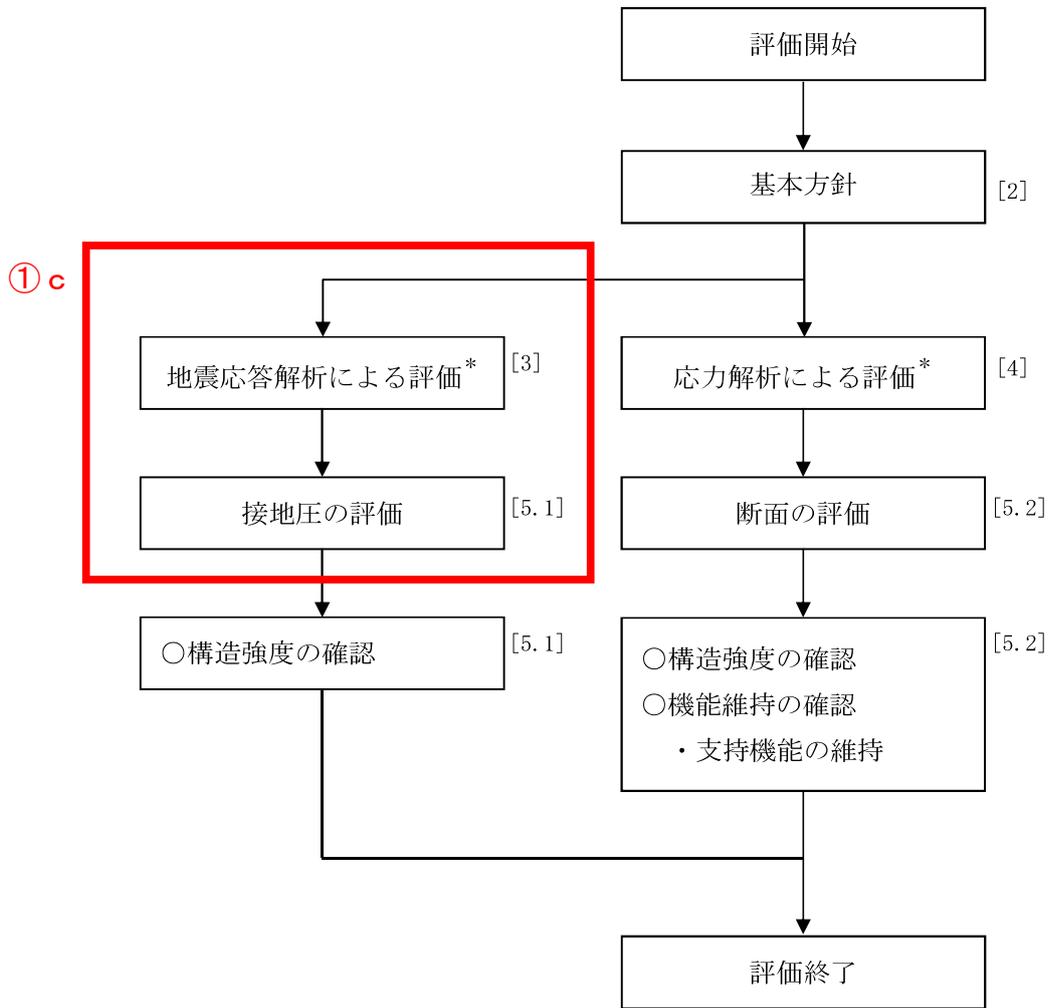
また、重大事故等対処施設としての評価においては、上記の荷重状態ⅠからⅣに以下の荷重状態Ⅴを加えた5つの荷重状態に分類し、これらのうち荷重状態Ⅲ～Ⅴにおける地震時の評価に関する荷重の組合せに対する評価を行う。

- (5) 荷重状態Ⅴ：発電用原子炉施設が重大事故に至るおそれがある事故、または重大事故の状態、重大事故等対処施設の機能が必要とされる状態

ここで、原子炉格納容器底部コンクリートマットにおける荷重状態Ⅲ～Ⅴでは、運転時、設計基準事故時及び重大事故等時の状態において、温度の条件が異なる。コンクリートの温度が

上昇した場合においても、コンクリートの圧縮強度の低下は認められず、剛性低下は認められるがその影響は小さいと考えられる（別紙 1「鉄筋コンクリート構造物の重大事故等時の高温による影響（原子炉格納容器底部コンクリートマット）」参照）こと、また、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」では部材内の温度差及び拘束力により発生する熱応力は自己拘束的な応力であり十分な塑性変形能力がある場合は終局耐力に影響しないこととされていることから、重大事故等対処施設としての評価は、設計基準対象施設と同一となる。

原子炉格納容器底部コンクリートマットの評価フローを図 2-4 に示す。



注：[]内は、本資料における章番号を示す。

注記 *：添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」の結果を踏まえた評価を行う。

図 2-4 原子炉格納容器底部コンクリートマットの評価フロー

① b

3. 地震応答解析による評価方法

地震応答解析による評価において、原子炉格納容器底部コンクリートマットの構造強度については、添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」に基づき、地盤物性のばらつきを考慮した最大接地圧が許容限界を超えないことを確認する。

地震応答解析による評価における原子炉格納容器底部コンクリートマットの許容限界は、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき、表 3-1 及び表 3-2 のとおり設定する。

なお、地震応答解析による評価においては、温度荷重、圧力荷重及び水圧荷重による影響が軽微であることから、 S_s 地震時（荷重状態Ⅳ・地震時）及び S_d 地震時（荷重状態Ⅲ・地震時）の評価を実施することとする。

表 3-1 地震応答解析による評価における許容限界
(設計基準対象施設としての評価)

要求機能	機能設計上の性能目標	地震力	部位	機能維持のための考え方	許容限界
—	構造強度を有すること	基準地震動 S_s	基礎地盤	最大接地圧が構造強度を確保するための許容限界を十分下回ることを確認	極限支持力度*1 2480 kN/m ²
		弾性設計用地震動 S_d 及び 静的地震力	基礎地盤	最大接地圧が構造強度を確保するための許容限界を超えないことを確認	短期許容支持力度*2 1650 kN/m ²

注記 *1 : 極限支持力度は、添付書類「V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき、「基礎指針」より設定する。

*2 : 短期許容支持力度は、「基礎指針」及び原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 ((社) 日本電気協会) より、表 3-1 に示す極限支持力度の 2/3 以下として設定する。

① b

表 3-2 地震応答解析による評価における許容限界
(重大事故等対処施設としての評価)

要求機能	機能設計上の性能目標	地震力	部位	機能維持のための考え方	許容限界
—	構造強度を有すること	基準地震動 S_s	基礎地盤	最大接地圧が構造強度を確保するための許容限界を十分下回ることを確認	極限支持力度 2480 kN/m ²

注 : 極限支持力度は、添付書類「V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき、「基礎指針」より設定する。

① b

5. 評価結果

5.1 地震応答解析による評価結果

地震時の最大接地圧が、地盤の許容限界を超えないことを確認する。

(1) S_s 地震時の確認結果

地盤物性のばらつきを考慮した地震時の最大接地圧が 1087 kN/m^2 (S_s-31 , EW 方向) 以下であることから、地盤の極限支持力度 (2480 kN/m^2) を超えないことを確認した。

S_s 地震時の最大接地圧を表 5-1～表 5-3 に示す。

(2) S_d 地震時の確認結果

地盤物性のばらつきを考慮した地震時の最大接地圧が 764 kN/m^2 (S_d-31 , EW 方向) 以下であることから、地盤の短期許容支持力度 (1650 kN/m^2) を超えないことを確認した。

S_d 地震時の最大接地圧を表 5-4～表 5-6 に示す。

V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書

NT2 補② V-2-9-3-4 R2

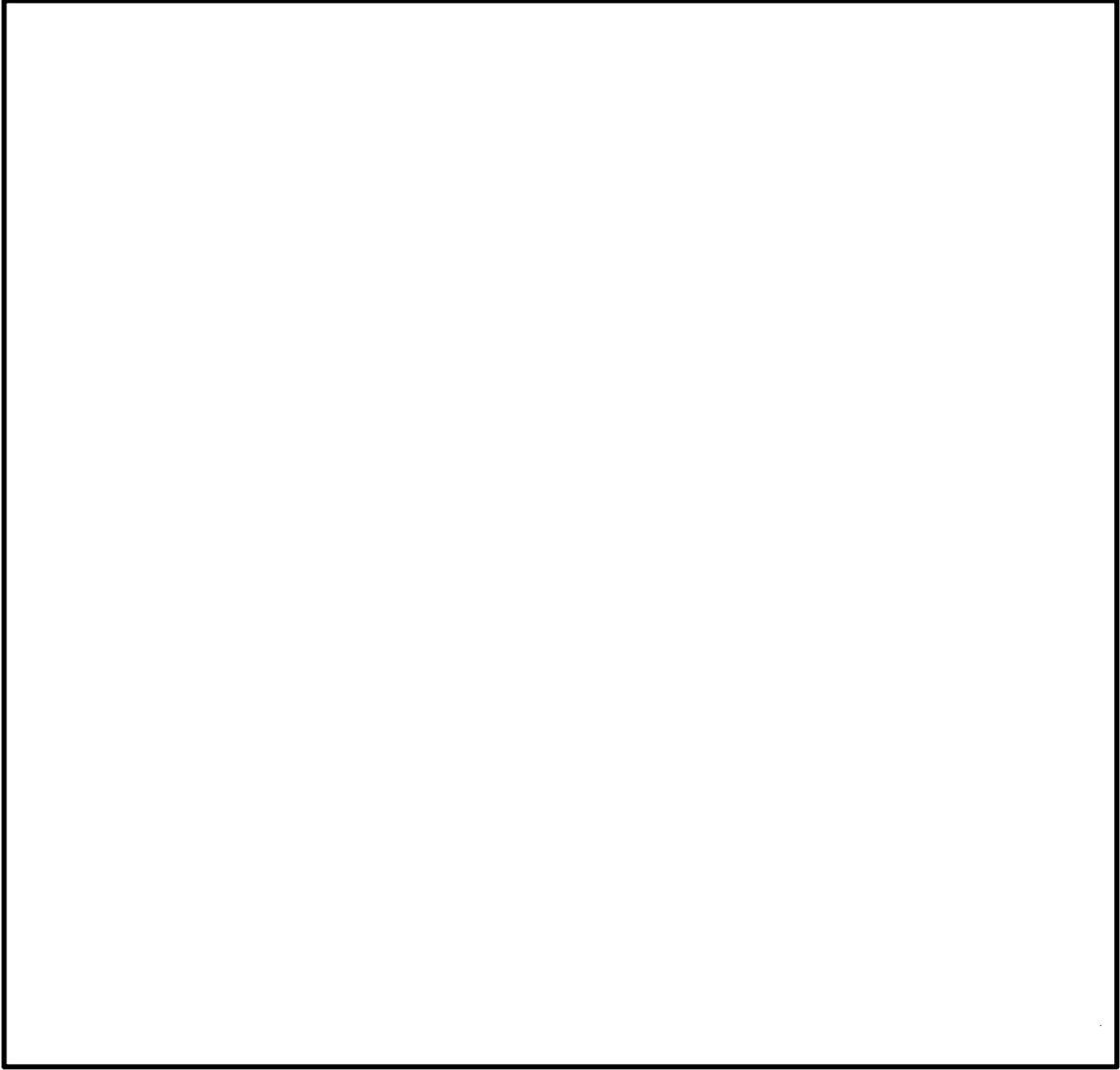


図 2-3 (1/2) 原子炉棟基礎及び附属棟基礎を含む原子炉建屋基礎盤
概略断面図 (A-A 断面 EW 方向)

NT2 補② V2-9-3-4 R1

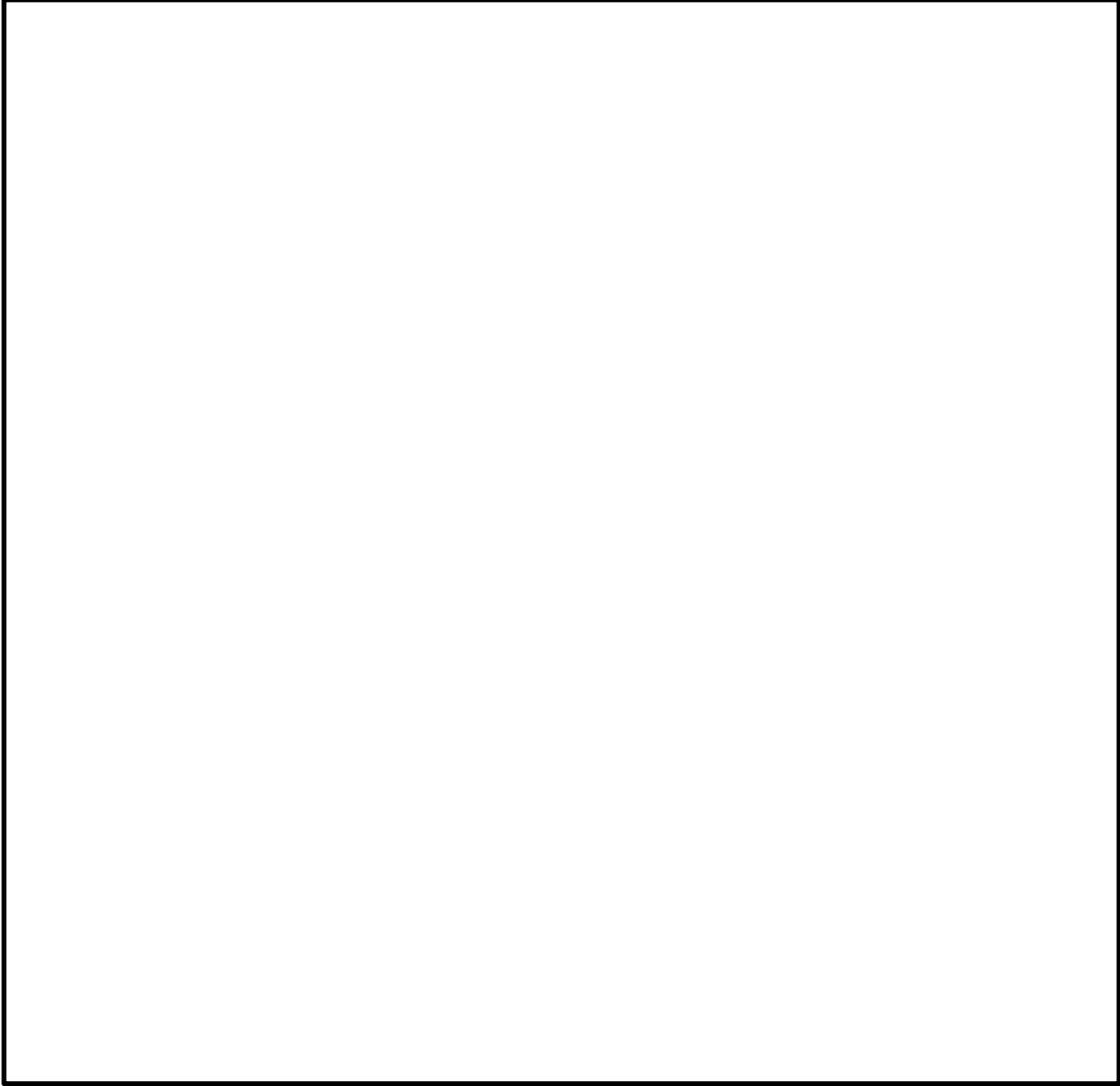


図 2-3 (2/2) 原子炉棟基礎及び附属棟基礎を含む原子炉建屋基礎盤
概略断面図 (B-B 断面 NS 方向)

2.3 評価方針

原子炉棟基礎及び付属棟基礎は、設計基準対象施設においては「Sクラスの施設の間接支持構造物」に、重大事故等対処施設においては「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の間接支持構造物」に分類される。

原子炉棟基礎及び付属棟基礎の設計基準対象施設としての評価においては、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対する評価（以下「 S_d 地震時に対する評価」という。）及び基準地震動 S_s による地震力に対する評価（以下「 S_s 地震時に対する評価」という。）を行うこととし、それぞれの評価は、添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」の結果を踏まえたものとする。

また、原子炉建屋の設備の補強や追加等の改造工事に伴う重量増加を考慮した応答増幅の影響について、「別紙 原子炉建屋における改造工事に伴う重量増加を反映した検討（原子炉建屋基礎盤）」に示す。

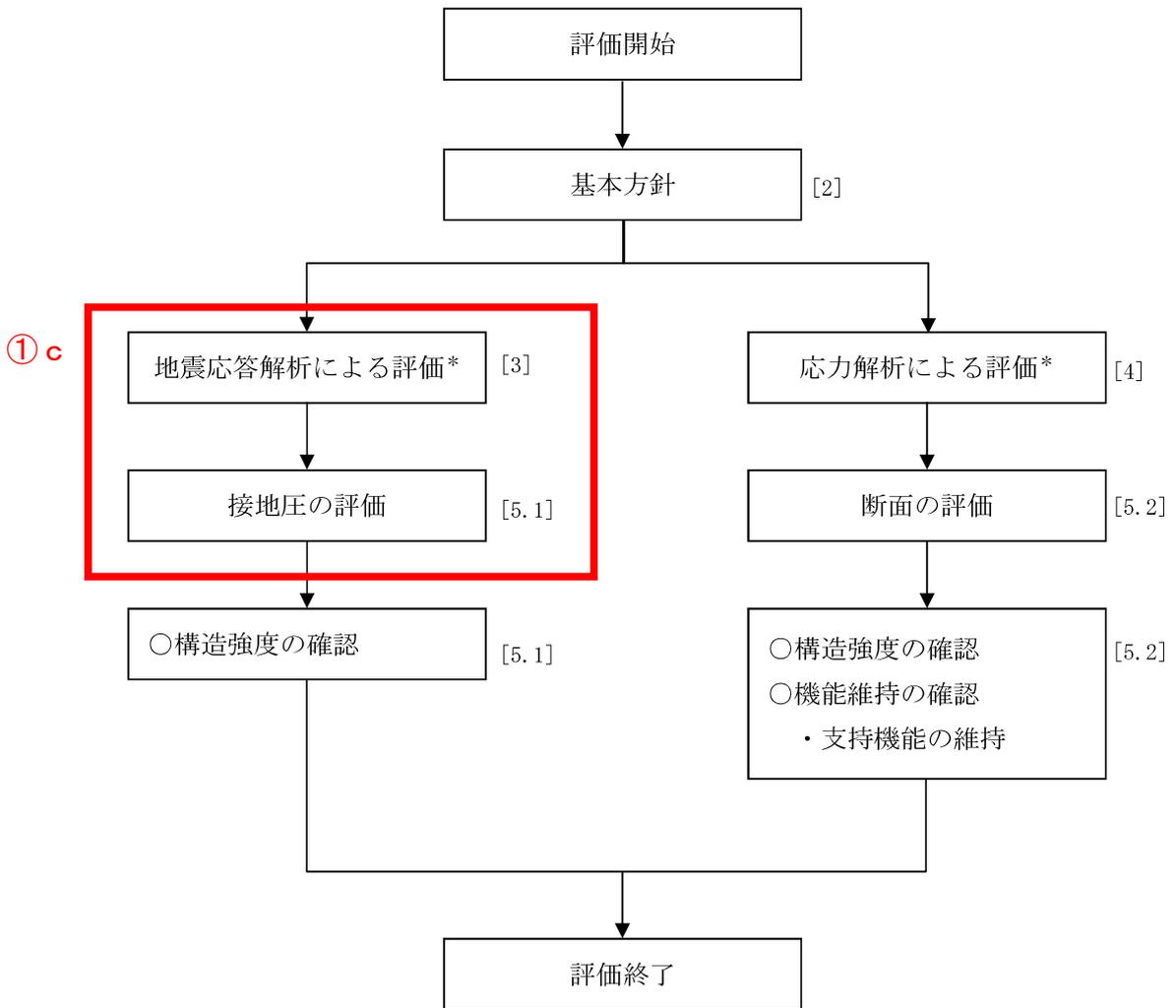
① b

原子炉棟基礎及び付属棟基礎の評価は、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき、地震応答解析による評価においては接地圧の評価を、応力解析による評価においては断面の評価を行うことで、原子炉棟基礎及び付属棟基礎の地震時の構造強度及び支持機能の確認を行う。評価にあたっては、添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」による地盤物性のばらつきを考慮する。なお、接地圧の評価においては、原子炉格納容器底部コンクリートマットを含めた原子炉建屋基礎盤に対する評価を実施する。

また、重大事故等対処施設としての評価においては、 S_d 地震時及び S_s 地震時に対する評価を行うこととする。ここで、原子炉棟基礎及び付属棟基礎では、運転時、設計基準事故時及び重大事故等時の状態において、圧力、温度等の条件について有意な差異がないことから、重大事故等対処施設としての評価は、設計基準対象施設と同一となる。

更に、原子炉格納容器底部コンクリートマットは設計基準対象施設においては「Sクラス施設」に、重大事故等対処施設においては「常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備」に分類され、それぞれの分類に応じた耐震評価を実施している。原子炉棟基礎及び付属棟基礎について、原子炉棟基礎が原子炉格納容器底部コンクリートマットに接続し、付属棟基礎が原子炉棟基礎に接続し、基礎全体として一体となっていることから、原子炉格納容器底部コンクリートマットのそれぞれの分類に応じた耐震評価における荷重の組合せに対しても間接支持構造物としての機能を有していることを確認する。なお、原子炉格納容器底部コンクリートマットは、添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震計についての計算書」に示すとおり、荷重状態Ⅲ～Ⅴに対する評価を実施しているが、原子炉棟基礎及び付属棟基礎に求められる機能が支持機能であり、許容限界が終局耐力であることを踏まえ、原子炉棟基礎及び付属棟基礎の機能維持に対して支配的となる S_s 地震時に対する評価を行うことから、本評価は、設計基準対象施設としての評価と同一となる。

原子炉棟基礎及び付属棟基礎の評価フローを図 2-4 に示す。



注：[]内は、本資料における章番号を示す。

注記 *：添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」の結果を踏まえた評価を行う。

図 2-4 原子炉棟基礎及び付属棟基礎の評価フロー

① b

3. 地震応答解析による評価方法

地震応答解析による評価において、原子炉棟基礎及び付属棟基礎の構造強度については、添付書類「V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書」に基づき、最大接地圧が許容限界を超えないことを確認する。

地震応答解析による評価における原子炉棟基礎及び付属棟基礎の許容限界は、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき、表 3-1 及び表 3-2 とおり設定する。

表 3-1 地震応答解析による評価における許容限界
(設計基準対象施設としての評価)

要求機能	機能設計上の性能目標	地震力	部位	機能維持のための考え方	許容限界
—	構造強度を有すること	基準地震動 S_s	基礎地盤	最大接地圧が構造強度を確保するための許容限界を十分下回ることを確認	極限支持力度* ¹ 2480 kN/m ²
		弾性設計用地震動 S_d 及び静的地震力	基礎地盤	最大接地圧が構造強度を確保するための許容限界を超えないことを確認	短期許容支持力度* ² 1650 kN/m ²

注記 *1 : 極限支持力度は、添付書類「V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき、「基礎指針」より設定する。

*2 : 短期許容支持力度は、「基礎指針」及び原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 ((社) 日本電気協会) より、表 3-1 に示す極限支持力度の 2/3 以下として設定する。

NT2 補② V-2-9-3-4 R1

① b

表 3-2 地震応答解析による評価における許容限界
(重大事故等対処施設としての評価)

要求機能	機能設計上の性能目標	地震力	部位	機能維持のための考え方	許容限界
—	構造強度を有すること	基準地震動 S_s	基礎地盤	最大接地圧が構造強度を確保するための許容限界を十分下回ることを確認	極限支持力度* 2480 kN/m ²

注 : 極限支持力度は、添付書類「V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針」に基づき、「基礎指針」より設定する。

① b

5. 評価結果

5.1 地震応答解析による評価結果

地震時の最大接地圧が、地盤の許容限界を超えないことを確認する。

(1) S_s 地震時の確認結果

地盤物性のばらつきを考慮した地震時の最大接地圧が 1087 kN/m^2 ($S_s - 31$, EW 方向) 以下であることから、地盤の極限支持力度 (2480 kN/m^2) を超えないことを確認した。

S_s 地震時の最大接地圧を表 5-1～表 5-3 に示す。

(2) S_d 地震時の確認結果

地盤物性のばらつきを考慮した地震時の最大接地圧が 764 kN/m^2 ($S_d - 31$, EW 方向) 以下であることから、地盤の短期許容支持力度 (1650 kN/m^2) を超えないことを確認した。

S_d 地震時の最大接地圧を表 5-4～表 5-6 に示す。

V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書

NT2 補① V-2-2-1 R1

1. 概要

②

本資料は、添付書類「V-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に基づく原子炉建屋の地震応答解析について説明するものである。

地震応答解析により算出した各種応答値及び静的地震力は、添付書類「V-2-1-9 機能維持の基本方針」に示す建物・構築物及び機器・配管系の設計用地震力として用いる。また、必要保有水平耐力については建物・構築物の構造強度の確認に用いる。

また、原子炉建屋の設備の補強や追加等の改造工事に伴う重量増加を考慮した地震応答解析について示す。

NT2 補① V-2-2-1 R1

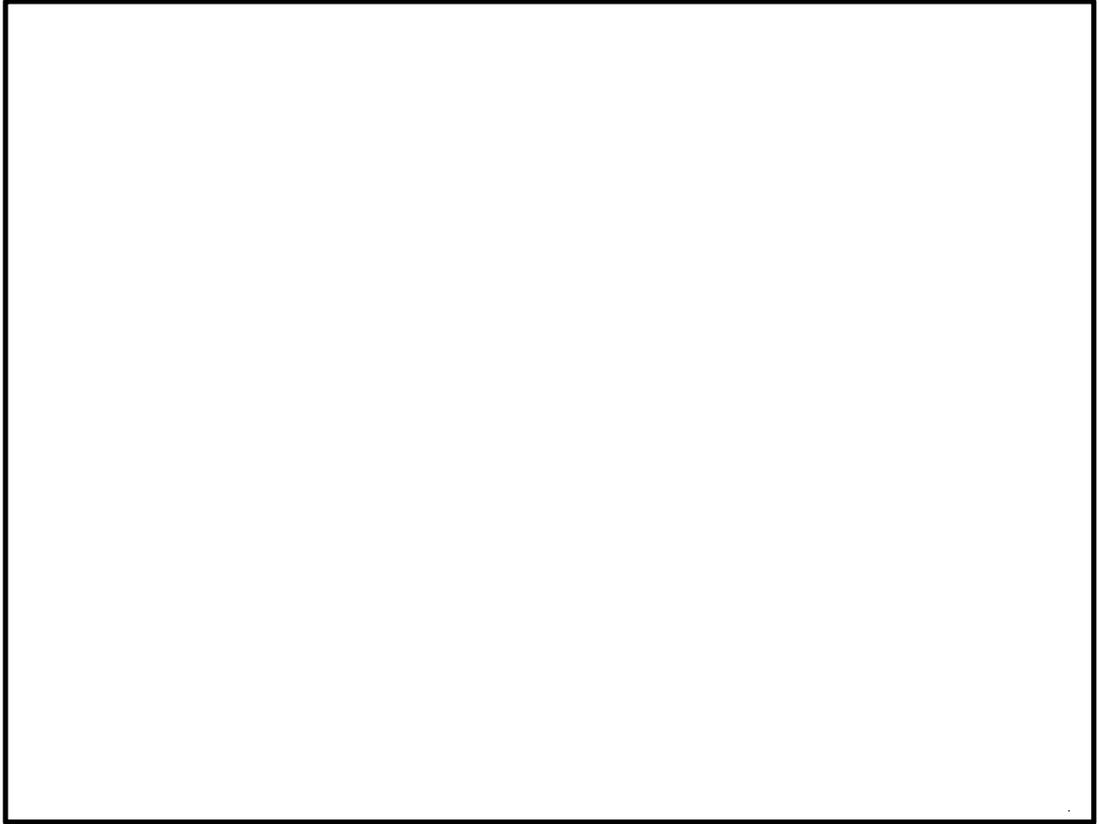


図 2-3 (1/2) 原子炉建屋の概略断面図 (A-A 断面 EW 方向)

NT2 補① V-2-2-1 R1

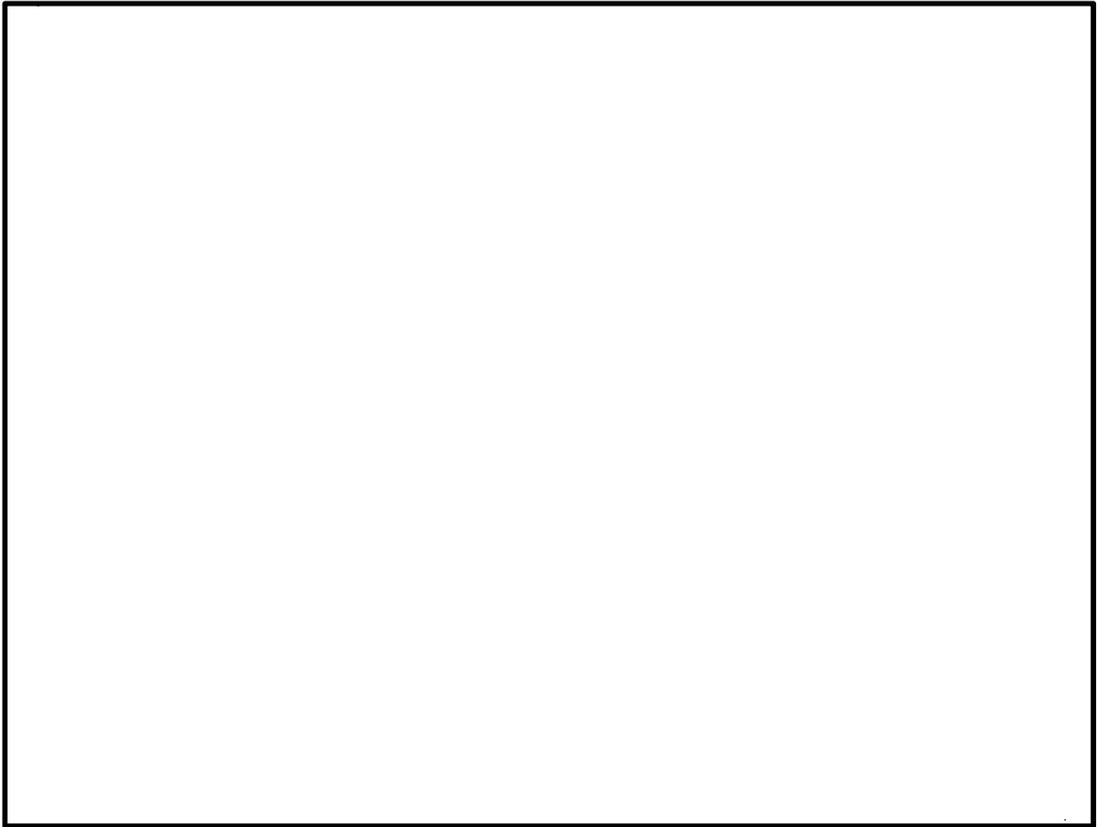


図 2-3 (2/2) 原子炉建屋の概略断面図 (B-B 断面 NS 方向)

2.3 解析方針

原子炉建屋の地震応答解析は、添付書類「V-2-1-6 地震応答解析の基本方針」に基づいて行う。

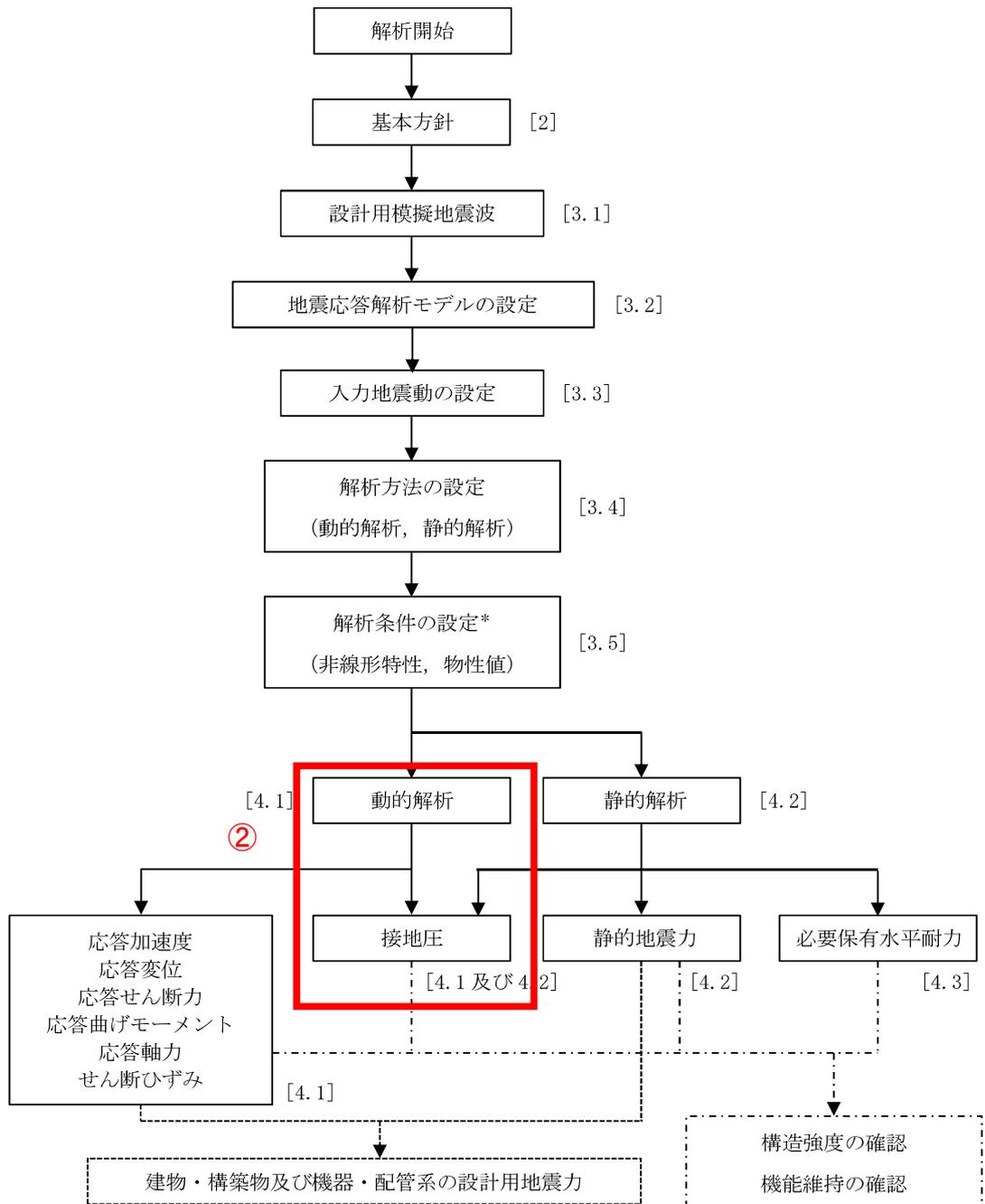
②

図 2-4 に原子炉建屋の地震応答解析フローを示す。

地震応答解析は、「3.2 地震応答解析モデル」において設定した地震応答解析モデル及び「3.1 設計用模擬地震波」に基づき「3.3 入力地震動」において設定した入力地震動を用いて実施することとし、「3.4 解析方法」及び「3.5 解析条件」に基づき、「4.1 動的解析」においては、材料物性のばらつきを考慮し、せん断ひずみ及び接地圧を含む各種応答値を「4.2 静的解析」においては静的地震力及び接地圧を「4.3 必要保有水平耐力」においては必要保有水平耐力を算出する。

また、原子炉建屋の地下水位については、原子炉建屋地下排水設備により、原子炉建屋基礎盤底面レベル以深に維持しているが、地下水位の設定の差異の影響が小さいことを確認していることから、既工事計画認可申請書 第3回申請 添付書類「III-3-1 申請設備にかかわる耐震設計の基本方針」（48 公第 8316 号 昭和 48 年 10 月 22 日認可）を踏まえ、EL. 2.0m とする。

原子炉建屋の設備の補強や追加等の改造工事に伴う重量増加を考慮した地震応答解析については、「別紙 原子炉建屋における改造工事に伴う重量増加を反映した地震応答解析」に示す。



- 添付書類「V-2-2-2 原子炉建屋の耐震性についての計算書」
- 添付書類「V-2-4-2-1 使用済燃料プールの耐震性についての計算書」
- 添付書類「V-2-8-4-2 中央制御室遮蔽の耐震性についての計算書」
- 添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」
- 添付書類「V-2-9-3-1 原子炉建屋原子炉棟の耐震性についての計算書」
- 添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」にて評価

注 : []内は, 本資料における章番号を示す。

注記 * : 材料物性のばらつきを考慮する。

図 2-4 原子炉建屋の地震応答解析フロー

3.2.1 水平方向

(1) 解析モデル

②

水平方向の地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデルとして、NS 方向及び EW 方向についてそれぞれ設定する。水平方向の地震応答解析モデルを図 3-9 に、解析モデルの諸元を表 3-2 に示す。

(2) 地盤ばね

基礎底面の地盤ばね（水平ばね及び回転ばね）は、「J E A G 4 6 0 1-1991 追補版」により、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似法により評価する。基礎底面ばねの評価には解析コード「G R I M P 2 ver. 2.5」を用いる。解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-15 計算機プログラム（解析コード）の概要・G R I M P 2」に示す。

また、建屋埋込み部分の側面地盤ばねのばね定数については、「J E A G 4 6 0 1-1991 追補版」に基づいて N o v a k の方法により設定する。建屋側面ばねの評価には解析コード「N V K 4 6 3 ver. 1.0」を用いる。解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-16 計算機プログラム（解析コード）の概要・N V K 4 6 3」に示す。

地盤ばねの算定に用いる地盤定数は初期地盤の物性値とひずみ依存特性から一次元波動論より求めた等価物性値とする。初期地盤の物性値を表 3-3 に、ひずみ依存特性を図 3-10～図 3-13 に、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対する地盤定数を表 3-4～表 3-19 に示す。また、地盤ばねの定数化の概要を図 3-14 に、地盤ばね定数及び減衰係数を表 3-20～表 3-35 に示す。

3.2.2 鉛直方向

②

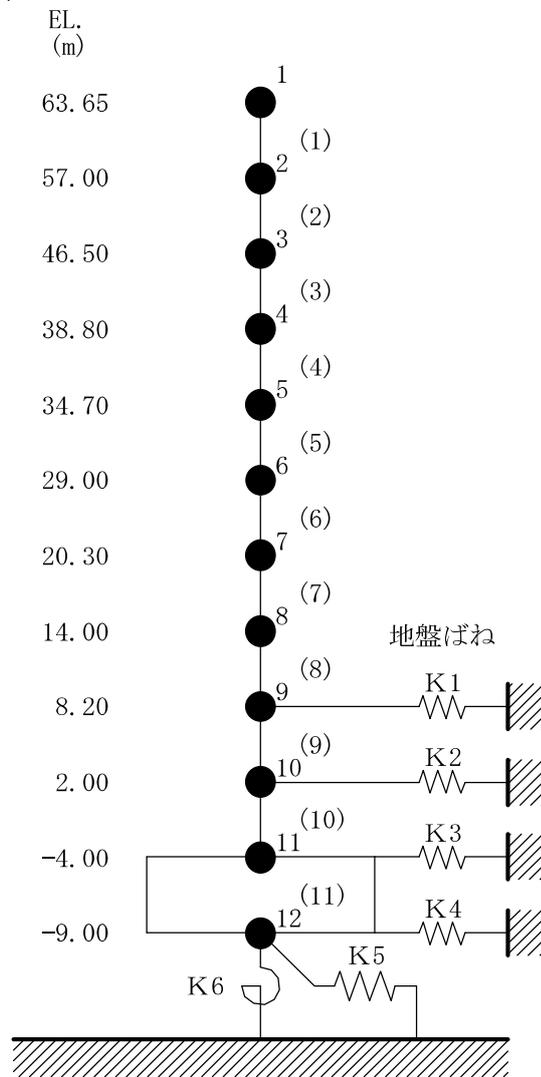
(1) 解析モデル

鉛直方向（UD 方向）の地震応答解析モデルは、耐震壁の軸剛性及び屋根トラスの曲げせん断剛性を評価した質点系モデルとする。鉛直方向の地震応答解析モデルを図 3-15 に、解析モデルの諸元を表 3-36 に示す。

(2) 地盤ばね

基礎底面の地盤ばね（鉛直ばね）は、振動アドミッタンス理論により得られる動的地盤ばねを、水平方向と同様に近似する。基礎底面ばねの評価には解析コード「GRIMP 2 ver. 2.5」を用いる。解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、添付書類「V-5-15 計算機プログラム（解析コード）の概要・GRIMP 2」に示す。

地盤ばねの算定に用いる地盤定数は初期地盤の物性値とひずみ依存特性から一次元波動論より求めた等価物性値とする。初期地盤の物性値を表 3-3 に、ひずみ依存特性を図 3-10～図 3-13 に、地盤定数を表 3-4～表 3-19 に示す。また、鉛直地盤ばねの定数化の概要を図 3-16 に、地盤ばね定数及び減衰係数を表 3-37～表 3-52 に示す。



注 1 : 数字は質点番号を示す。
 注 2 : () 内は要素番号を示す。

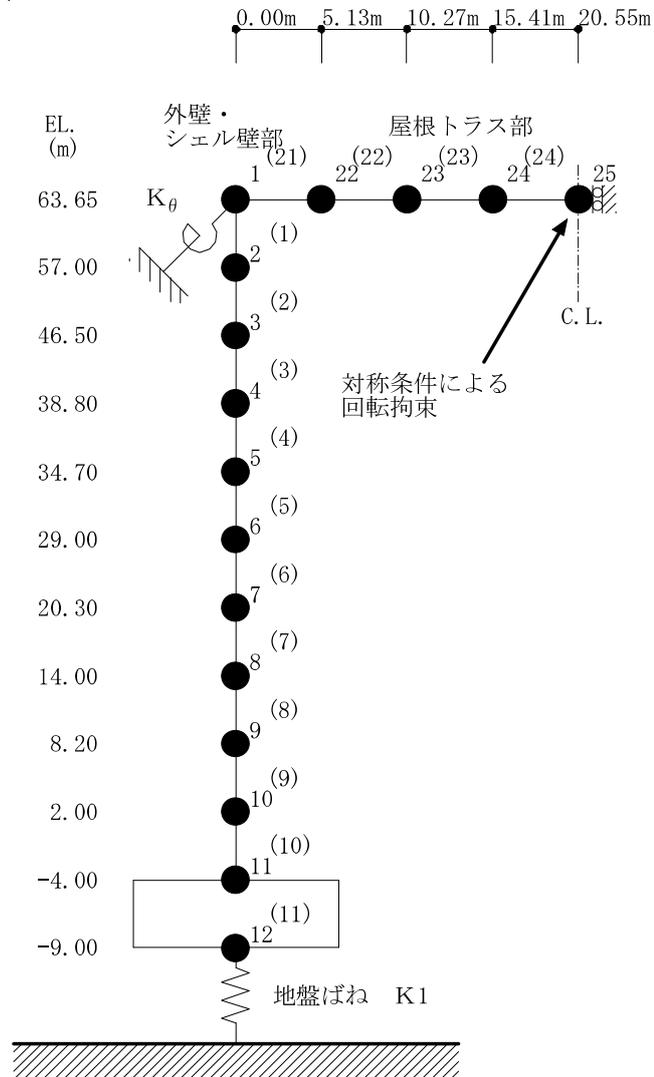
図 3-9 地震応答解析モデル (水平方向)

表 3-2 地震応答解析モデル諸元 (水平方向)

標高 EL. (m)	質点 番号	質点重量 (kN)	回転慣性重量 ($\times 10^5 \text{kN}\cdot\text{m}^2$)		要素 番号	せん断断面積 (m^2)		断面2次モーメント ($\times 10^3 \text{m}^4$)	
			NS方向	EW方向		NS方向	EW方向	NS方向	EW方向
63.65	1	15870	35.7	31.5					
					(1)	27.3	25.5	20.4	18.4
57.00	2	16160	51.2	44.7	(2)	27.3	25.5	20.4	18.4
46.50	3	67320	120.3	104.7	(3)	212	154	64.4	34.7
38.80	4	97130	161.6	99.8	(4)	133	141	45.0	37.3
34.70	5	83270	113.0	68.7	(5)	143	156	45.4	38.7
29.00	6	122370	348.8	250.5	(6)	218	237	77.6	72.9
20.30	7	161820	488.7	543.9	(7)	242	224	86.3	77.6
14.00	8	234650	720.8	779.6	(8)	394	345	178.5	147.4
8.20	9	199260	893.0	886.8	(9)	464	454	218.4	208.5
2.00	10	220710	832.4	830.7	(10)	464	454	218.8	208.9
-4.00	11	439290	1724.6	1712.1	(11)	4675	4675	1828.1	1814.8
-9.00	12	275090	1081.4	1073.5					
総重量		1932940							

②

NT2 補① V-2-2-1 R0



注1 : 数字は質点番号を示す。

注2 : () 内は要素番号を示す。

図 3-15 地震応答解析モデル (UD 方向)

②

表 3-36 地震応答解析モデル諸元 (UD 方向)

外壁・シェル壁部				
標高 EL. (m)	質点 番号	質点重量 (kN)	要素 番号	軸断面積 (m ²)
63.65	1	8030		
			(1)	52.4
57.00	2	16160		
			(2)	58.8
46.50	3	67320		
			(3)	331
38.80	4	97130		
			(4)	243
34.70	5	83270		
			(5)	297
29.00	6	122370		
			(6)	451
20.30	7	161820		
			(7)	461
14.00	8	234650		
			(8)	727
8.20	9	199260		
			(9)	900
2.00	10	220710		
			(10)	900
-4.00	11	439290		
			(11)	4675
-9.00	12	275090		
総重量		1932940		

屋根トラス部						
標高 EL. (m)	スパン方向 (m)	質点 番号	質点重量 (kN)	要素 番号	せん断断面積 ($\times 10^{-2} \text{m}^2$)	断面2次モーメント (m ⁴)
63.65	20.55	25	1120			
				(24)	5.68	1.76
	15.41	24	2240			
				(23)	5.68	1.76
	10.27	23	2240			
				(22)	8.50	1.76
	5.13	22	2240			
				(21)	11.49	1.76
	0.00	1	—			

トラス端部回転拘束ばね
 $K_{\theta} = 5.62 \times 10^6 \text{ kN}\cdot\text{m}/\text{rad}$

V-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針

1. 概要

本資料は、添付書類「V-2-1-1 耐震設計の基本方針の概要」に基づき、設計基準対象施設並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）（以下「常設重大事故等対処施設」という。）の耐震安全性評価を実施するに当たり、対象施設を設置する地盤の物理特性、強度特性、変形特性等の地盤物性値の設定及び支持性能評価で用いる地盤諸元の基本的な考え方を示したものである。

2. 基本方針

設計基準対象施設及び常設重大事故等対処施設において、対象施設を設置する地盤の物理特性、強度特性、変形特性等の解析用物性値については、各種試験に基づき設定する。また、全応力解析及び有効応力解析等に用いる解析用物性値をそれぞれ設定する。全応力解析に用いる解析用物性値は、設置変更許可申請書（添付書類六）に記載した値を用いることを基本とする。有効応力解析に用いる解析用物性値は、工事計画認可申請において新たに設定する。

③ 対象設備を設置する地盤の地震時における支持性能評価については、設計基準対象施設及び常設重大事故等対処施設の耐震重要度分類又は施設区分に応じた地震力により地盤に作用する接地圧が地盤の極限支持力に基づく許容限界*以下であることを確認する。

極限支持力は、道路橋示方書（I 共通編・IV 下部構造編）・同解説（日本道路協会、平成 14 年 3 月）（以下「道路橋示方書」という。）及び建築基礎構造設計指針（日本建築学会、2001）（以下「基礎指針」という。）の支持力算定式に基づき、対象施設の支持岩盤の室内試験結果（せん断強度）等より設定する。また、杭の支持力試験を実施している場合は、極限支持力を支持力試験から設定する。

杭基礎の押込み力に対する支持力評価において、原地盤の地盤物性を考慮した耐震設計で保守的に配慮した支持力評価を行う場合、及び豊浦標準砂の液状化強度特性により強制的に液状化させることを仮定した耐震設計を行う場合は、第四系の杭周面摩擦力を支持力として考慮せず、杭先端の支持岩盤への接地圧に対する支持力評価を行うことを基本とする。ただし、杭を根入れした岩盤及び岩着している地盤改良体とその上方の非液状化層が連続している場合は、その杭周面摩擦力を支持力として考慮する。

杭基礎の引抜き力に対する支持力評価において、原地盤の地盤物性を考慮した耐震設計で保守的に配慮した支持力評価を行う場合、及び豊浦標準砂の液状化強度特性により強制的に液状化させることを仮定した耐震設計を行う場合は、第四系の杭周面摩擦力を支持力として考慮せず、新第三系（久米層）の杭周面摩擦力により算定される極限支持力を考慮することを基本とする。ただし、杭周面地盤に地盤改良体がある場合は、その杭周面摩擦力を支持力として考慮する。

注記 *：妥当な安全余裕を持たせる。

③

4. 極限支持力

極限支持力は、道路橋示方書及び基礎指針の支持力算定式に基づき、対象施設の岩盤の室内試験結果（せん断強度）等より設定する。

4.1 直接基礎及びケーソン基礎の支持力算定式

道路橋示方書及び基礎指針による直接基礎の支持力算定式を以下に示す。

- ・道路橋示方書による極限支持力算定式（直接基礎）

$$Q_u = A_e \left\{ \alpha \kappa c N_c S_c + \kappa q N_q S_q + \frac{1}{2} \gamma_1 \beta B_e N_\gamma S_\gamma \right\}$$

Q_u : 荷重の偏心傾斜，支持力係数の寸法効果を考慮した地盤の極限支持力 (kN)

c : 地盤の粘着力 (kN/m^2) *

q : 上載荷重 (kN/m^2) で， $q = \gamma_2 D_f$

A_e : 有効載荷面積 (m^2)

γ_1, γ_2 : 支持地盤及び根入れ地盤の単位体積重量 (kN/m^3)
ただし，地下水位以下では水中単位体積重量とする。

B_e : 荷重の偏心を考慮した基礎の有効載荷幅 (m)

$$B_e = B - 2 e_B$$

B : 基礎幅 (m)

e_B : 荷重の偏心量 (m)

D_f : 基礎の有効根入れ深さ (m)

α, β : 基礎の形状係数

κ : 根入れ効果に対する割増し係数

N_c, N_q, N_γ : 荷重の傾斜を考慮した支持力係数

S_c, S_q, S_γ : 支持力係数の寸法効果に関する補正係数

注記 * : c は表 3-1 における Km 層の非排水せん断強度

- ・道路橋示方書による極限支持力算定式（ケーソン基礎）

$$q_d = \alpha c N_c + \frac{1}{2} \beta \gamma_1 B N_\gamma + \gamma_2 D_f N_q$$

q_d : 基礎底面地盤の極限支持力度 (kN/m²)

c : 基礎底面より下にある地盤の粘着力 (kN/m²) *

γ_1 : 基礎底面より下にある地盤の単位体積重量 (kN/m³)
ただし、地下水位以下では水中単位体積重量とする。

γ_2 : 基礎底面より上にある周辺地盤の単位体積重量 (kN/m³)
ただし、地下水位以下では水中単位体積重量とする。

α, β : 基礎底面の形状係数

B : 基礎幅 (m)

D_f : 基礎の有効根入れ深さ (m)

N_c, N_q, N_γ : 支持力係数

注記 * : c は表 3-1 における Km 層の非排水せん断強度

- ・基礎指針による極限支持力算定式

③

$$q_u = i_c \cdot \alpha \cdot c \cdot N_c + i_\gamma \cdot \beta \cdot \gamma_1 \cdot B \cdot \eta \cdot N_\gamma + i_q \cdot \gamma_2 \cdot D_f \cdot N_q$$

q_u : 直接基礎の単位面積あたりの極限鉛直支持力度 (kN/m²)

N_c, N_γ, N_q : 支持力係数

c : 支持地盤の粘着力 (kN/m²) *

γ_1 : 支持地盤の水中単位体積重量 (kN/m³)

γ_2 : 根入れ部分の土の水中単位体積重量 (kN/m³)

α, β : 基礎の形状係数

η : 基礎の寸法効果による補正係数

i_c, i_γ, i_q : 荷重の傾斜に対する補正係数

B : 基礎幅 (m)

D_f : 根入れ深さ (m)

注記 * : c は表 3-1 における Km 層の非排水せん断強度

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第51条 津波による損傷の防止】

1. 基準適合性の確認範囲

①基本方針

既工事計画においては、重大事故対処施設が、基準津波によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないようにするため、設置変更許可申請書の設計方針に基づくとともに、「耐津波設計に係る工認審査ガイド」に基づく手法を適用して、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を設置していること並びに基準津波に対してこれらの施設の機能を維持する設計と記載している。

「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(1頁参照)

「その他発電用原子炉の附属施設浸水防護施設外郭浸水防護設備に係る機器の配置を明示した図面」(第9-4-1図～第9-4-4図参照)

「その他発電用原子炉の附属施設浸水防護施設内郭浸水防護設備に係る機器の配置を明示した図面」(第9-4-5図～第9-4-16図参照)

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に変更のないことを確認する。

②津波防護対象設備

既工事計画においては、設計基準対象施設と同時に必要な機能が損なわれるおそれがないよう、重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備を津波防護対象設備に含めると記載している。

「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】参照」

「補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】参照」

「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(2頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に変更のないことを確認する。

③入力津波の設定

- a. 既工事計画においては、入力津波の設定に当たって敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置を考慮した津波の遡上解析を基に、基準津波による敷地への遡上の可能性を記載している。

「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(3頁参照)

- b. 既工事計画においては、津波防護対策に必要な各施設の設置位置において潮位のばらつき、地殻変動及び数値計算上の不確かさを考慮して適切に設定していると記載している。

「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(3,4頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に変更のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第51条 津波による損傷の防止】

④津波防護対策施設

- a. 既工事計画においては、入力津波による津波防護対象設備への影響として、津波の敷地への流入の可能性の有無、津波による漏水及び溢水並びに津波による水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響の有無を評価し、対策が必要となる箇所に津波防護施設及び浸水防止設備を設置することを記載している。
「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(5頁参照)
「V-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」(16, 20頁参照)
- b. 既工事計画においては、津波の襲来を察知し津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実にする津波監視設備を設置することなどを記載している。
「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(13頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に変更のないことを確認する。

⑤津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計

- a. 既工事計画においては、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、以下のb. 及びc. の事項から、入力津波に対して、それぞれに要求される機能が十分に保持できる設計を記載している。
「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(14, 15頁参照)
- b. 既工事計画においては、津波による荷重と津波以外の荷重を適切に設定し、それらの組合せを考慮していること、また、津波以外の荷重として、余震による荷重、漂流物による荷重、積雪荷重及び風荷重を考慮していることを記載している。
「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(15, 16頁参照)
- c. 既工事計画においては、津波襲来後の再使用性や津波の繰り返しの作用を考慮して、作用する荷重に対し、それぞれの施設に要求される機能を十分に保持できる許容限界を設定していること、材料の応力がおおむね弾性範囲内に収まることを基本としていることを記載している。
「V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針」(16頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に変更のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第51条 津波による損傷の防止】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系配管の改造により、残留熱除去系の系統構成及び機器の配置に変更のないことを確認した。【②】
補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 電気配線貫通部の改造により、配置に変更がないことを確認した。【②】
<p>その他発電用原子炉の附属施設浸水防護施設外郭浸水防護設備に係る機器の配置を明示した図面 (第9-4-1図～第9-4-4図)</p> <p>その他発電用原子炉の附属施設浸水防護施設内郭浸水防護設備に係る機器の配置を明示した図面 (第9-4-5図～第9-4-16図)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備に係る機器の配置に変更がないことから、津波による損傷を防止する設計に影響のないことを確認した。【①】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第51条 津波による損傷の防止】

確認図書名	確認結果
V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等施設が，基準津波によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないようにするための設計に変更のないことを確認した。【①】 ・ 津波防護対象設備について，設計基準対象施設のうち津波から防護する設備に変更がないことを確認した。【②】 ・ 入力津波の設定のうち，基準津波による敷地への遡上の可能性及び津波防護対策に必要な各施設の設置位置の設定について変更のないことを確認した。【③】 ・ 津波防護対策のうち，入力津波による津波防護対象設備に対策が必要となる箇所への津波防護施設及び浸水防止設備の設計への影響及び，津波の襲来を察知する津波監視設備の設置について変更がないことを確認した。【④】 ・ 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計については，津波以外に考慮すべき荷重の設定及び津波襲来後の再使用性や津波の繰り返し作用についての設計について変更がないことを確認した。【⑤】
V-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ 津波防護対策のうち，入力津波による津波防護対象設備に対策が必要となる箇所への津波防護施設及び浸水防止設備の設計に影響がないことを確認した。【④ a】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第51条 津波による損傷の防止】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・今回の残留熱除去系配管の改造については、設置場所及び入力津波の変更がなく、津波防護対策で防護する設計方針に影響を及ぼさないことを確認した。
- ・津波防護対策に影響のないことから、入力津波に対する津波防護の設計方針に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・今回の電気配線貫通部の改造については、設置場所及び入力津波の変更がなく、津波防護対策で防護する設計方針に影響を及ぼさないことを確認した。
- ・津波防護対策に影響のないことから、入力津波に対する津波防護の設計方針に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

V-1-1-2-1-2 防護対象施設の範囲

表 2-2 「設計基準事故」において考慮する安全機能

分類	安全機能	構築物, 系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム機能)
	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 (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	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)
	② 原子炉停止後の除熱機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 原子炉隔離時冷却系 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)
	炉心冷却機能	低圧炉心スプレイ系 低圧注水系 (残留熱除去系低圧注水系) 高圧炉心スプレイ系 自動減圧系
	② 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	格納容器 格納容器隔離弁 (主蒸気隔離弁含む) 流量制限器 格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系格納容器スプレイ冷却系) 原子炉建屋 原子炉建屋ガス処理系 可燃性ガス濃度制御系 排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源設備
MS-2	放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理施設の隔離弁 排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)
MS-3	異常状態の把握機能	放射線監視設備の一部 (排気筒モニタ)

V-1-1-2-2-1 耐津波設計の基本方針

NT2 補① V-1-1-2-2-1 R6

1. 概要

本添付書類は、発電用原子炉施設の耐津波設計が「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」第6条及び第51条（津波による損傷の防止）並びに「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の解釈」に適合することを説明するものである。

また、重大事故等対処施設が、基準津波を超え敷地に遡上する津波（確率論的リスク評価において全炉心損傷頻度に対して津波のリスクが有意となる津波。以下「敷地に遡上する津波」という。）に対して、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮することができるように、第54条（重大事故等対処設備）及び「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の解釈」に適合することを説明するものである。

2. 耐津波設計の基本方針

2.1 基本方針

①

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が、設置（変更）許可を受けた基準津波により、その安全性又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。

また、重大事故等対処施設が、敷地に遡上する津波に対して、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮することができるよう、遡上への影響要因及び浸水経路等を考慮して、設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し、影響に応じた津波対策を講じる設計とする。

敷地に遡上する津波の高さは、防潮堤及び防潮扉の高さを超えることから、防潮堤及び防潮扉は、津波の越流時の耐性を確保することで防潮堤の高さを維持し、防潮堤内側の敷地への津波の流入量を抑制する設計とする。また、止水性を維持し第2波以降の繰返しの津波の襲来に対しては、防潮堤内側の敷地への津波の流入又は回り込みを防止する設計とする。

基準津波に対しては、添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の考慮（11）高潮」を踏まえ、津波と同様な潮位の変動事象である高潮の影響について確認する。確認結果については、添付書類「V-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」に示す。

敷地に遡上する津波に対しては、全炉心損傷頻度に対して津波のリスクが有意となる津波として、防潮堤前面において津波高さをT.P.+24mと設定し、確率論的リスク評価を実施していることから、高潮の影響は考慮しない。

2.1.1 津波防護対象設備

(1) 基準津波に対する津波防護対象設備

②

添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設」に従い、設計基準対象施設が、基準津波により、その安全性が損なわれるおそれがないよう、津波から防

②

護すべき施設は、設計基準対象施設のうち「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」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「津波防護対象設備」という。）とする。

津波防護対象設備の防護設計においては、津波により防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある防護対象施設以外の施設についても考慮する。また、重大事故等対処施設及び可搬型重大事故等対処設備についても、設計基準対象施設と同時に必要な機能が損なわれるおそれがないよう、津波防護対象設備に含める。

さらに、津波が地震の随件事象であることを踏まえ、耐震Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を含めて津波防護対象設備（以下、上記に示した津波防護対象施設をまとめて「基準津波に対する津波防護対象設備」という。）とする。

(2) 敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備

敷地に遡上する津波から防護すべき施設は、重大事故等対処施設とし、基準津波への対策と同様に、重大事故等対処施設を内包する建屋及び区画を高台に配置するか又は建屋及び区画の境界に浸水防護対策を講じることで、内包する重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

また、常設重大事故防止設備及び設計基準事故対処設備が同時に必要な機能を損なうおそれがないよう、可搬型重大事故等対処設備も含めて津波防護対象設備（以下「敷地に遡上する津波に対する防護対象設備」という。）とする。

非常用取水設備（貯留堰及び取水構造物を除く。）は、緊急用海水系の流路であることから、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備とする。

しかし、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ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ（以下「非常用海水ポンプ」という。）は、防潮堤及び防潮扉を越流した津波により海水ポンプ室が冠水状態となることで機能喪失する前提であることから、非常用海水ポンプ並びに同ポンプから海水が供給される高压炉心スプレイ系及び非常用ディーゼル発電機は防護すべき施設の対象外とする。

2.1.2 入力津波の設定

各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う津波（以下「遡上波」という。）による入力津波と取水路、放水路等の経路からの流入に伴う津波（以下「経路からの津波」という。）による入力津波を設定する。

敷地に遡上する津波についても上記と同様とするが、遡上波による入力津波については、防潮堤外側及び防潮堤内側でそれぞれ設定する。

入力津波の設定の諸条件の変更により、評価結果が影響を受けないことを確認するために、評価条件変更の都度、津波評価を実施する運用とする。

以下に、各入力津波の設定方針を示す。

(1) 基準津波の入力津波の設定

基準津波については、添付書類「V-1-1-2-2-2 基準津波の概要」に示す。入力津波

の設定方法及び結果に関しては、添付書類「V-1-1-2-2-3 入力津波の設定」に示す。

③ a

a. 遡上波による入力津波

遡上波による入力津波については、遡上への影響要因として、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を評価する。

遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算出される津波高さとして設定する。また、地震による変状又は繰返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。

③ b

b. 経路からの津波による入力津波

経路からの津波による入力津波については、浸水経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。

c. 水位変動

上記 a. 及び b. においては、水位変動として、朔望平均満潮位 T.P. +0.61m、朔望平均干潮位 T.P. -0.81m を考慮する。

上昇側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして朔望平均満潮位の標準偏差 0.18m を考慮して設定する。

下降側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして朔望平均干潮位の標準偏差 0.16m を考慮して設定する。

地殻変動については、基準津波の波源である茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による広域的な地殻変動及び 2011 年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動を余効変動を含めて考慮する。

茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による広域的な地殻変動については、基準津波の波源モデルを踏まえて、Mansinha and Smylie(1971)の方法により算定しており、敷地地盤の地殻変動量は、0.31m の沈降を考慮する。広域的な余効変動を含む 2011 年東北地方太平洋沖地震による地殻変動については、発電所敷地内にある基準点による GPS 測量及び国土地理院の観測記録を踏まえて 0.2m と設定する。なお、2011 年東北地方太平洋沖地震により地殻の沈降が生じたが、余効変動により回復傾向が続いている。発電所周辺の電子基準点（日立）における国土地理院の観測記録では、地震前と比較すると 2017 年 6 月で約 0.2m 沈降しており、広域的な余効変動を含む 2011 年東北地方太平洋沖地震による地殻変動として設定した 0.2m の沈降と整合している。

上昇側の水位変動に対して安全側に評価する際には、茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による地殻変動量である 0.31m の沈降及び広域的な余効変動を含む 2011 年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量である 0.2m の沈降を考慮する。

下降側の水位変動に対して安全側に評価する際には、茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による地殻変動量である 0.31m の沈降及び広域的な余効変動を含む 2011 年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量である 0.2m の沈降は考慮しな

③ b

い。

また、入力津波が有する数値計算上の不確かさを考慮することを基本とする。

なお、防潮堤ルート変更（北側エリア縮小）による影響も考慮し、防潮堤ルート変更前後のそれぞれについて算定された数値を安全側に評価する。

(2) 敷地に遡上する津波の入力津波の設定

a. 遡上波による入力津波

敷地に遡上する津波の遡上波による入力津波の遡上への影響要因等については、基準津波と同様である。

防潮堤外側の敷地においては、敷地に遡上する津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。また、繰返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。

防潮堤内側の敷地においては、防潮堤を越流した敷地に遡上する津波の数値シミュレーション結果を踏まえ、各施設・設備の設置位置における浸水深として設定する。防潮堤内側の遡上波の設定に当たっては、地震による変状が敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画への遡上経路に及ぼす影響を評価する。

評価に当たっては、敷地に遡上する津波の越流時の耐性を有する防潮堤及び防潮扉をモデル化した数値シミュレーションを実施し入力津波を設定する。また、基準津波における外郭防護1として設置する浸水防護施設（津波防護施設及び浸水防護設備）については、敷地に遡上する津波に対して耐性を有する設計とする。

また、東海第二発電所の原子炉建屋周辺の浸水域、流速等に関する数値シミュレーション結果への影響を確認するために、東海発電所の建屋をモデル化した場合も考慮して評価する。

さらに、T.P. +11mの敷地とT.P. +8mの敷地の間に新たに設置するアクセスルートを経由したT.P. +11mの敷地への遡上の有無を考慮して評価する。

b. 経路からの津波による入力津波

経路からの津波による入力津波については、浸水経路を特定し、敷地に遡上する津波の高さを基に各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。

c. 水位変動

上記a.及びb.においては、水位変動として、朔望平均満潮位T.P. +0.61m、朔望平均干潮位T.P. -0.81mを考慮するが、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起、潮位観測記録に基づく潮位のばらつき及び高潮による変動は考慮しない。

地殻変動については、敷地に遡上する津波の波源である茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による広域的な地殻変動及び2011年東北地方太平洋沖地震による広域的な地殻変動を余効変動を含めて考慮する。

茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による広域的な地殻変動については、敷地に遡上する津波の波源モデルを踏まえて、Mansinha and Smylie(1971)の方法により算定しており、敷地地盤の地殻変動量は、0.46mの沈降を考慮する。広域的

④ a

2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

「2.1.2 入力津波の設定 (1) 基準津波の入力津波の設定」で設定した入力津波による基準津波に対する津波防護対象設備への影響について、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。

また、「2.1.2 入力津波の設定 (2) 敷地に遡上する津波の入力津波の設定」で設定した入力津波による敷地に遡上する津波に対する防護対象設備への影響について、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画への流入の可能性の有無、漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、津波による溢水の重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。

具体的な影響評価の内容及び結果については、添付書類「V-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」に示す。

入力津波の変更が津波防護対策に影響を与えないことを確認することとし、定期的な評価及び改善に関する手順を定める。

(1) 敷地への浸水防止 (外郭防護 1)

a. 基準津波に対する敷地への浸水防止 (外郭防護 1)

な余効変動を含む2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動については、発電所敷地内にある基準点によるGPS測量及び国土地理院の観測記録を踏まえて0.2mと設定する。なお、2011年東北地方太平洋沖地震により地殻の沈降が生じたが、余効変動により回復傾向が続いている。発電所周辺の電子基準点(日立)における国土地理院の観測記録では、地震前と比較すると2017年6月で約0.2m程度沈降しており、広域的な余効変動を含む2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動として設定した0.2mの沈降と整合している。

上昇側の水位変動に対して安全側に評価する際には、茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震による地殻変動量である0.46mの沈降及び広域的な余効変動を含む2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量である0.2mの沈降を考慮する。

敷地に遡上する津波は、上記を初期条件としてあらかじめ考慮した上で高さを設定し、防潮堤外側における入力津波としていることから数値計算上の不確かさは考慮しない。

なお、防潮堤ルート変更(北側エリア縮小)による影響も考慮し、防潮堤ルート変更前後のそれぞれについて算定された数値を安全側に評価する。

漂流物に対しては、防潮堤内側を含む発電所敷地内及び敷地外で漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備が漂流した場合の評価を実施する。

防潮堤外側で発生する漂流物に対しては、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、緊急用海水取水管及び緊急用海水ポンプピットの閉塞が生じることなく、緊急用海水ポンプの取水性が確保できる設計とする。また、SA用海水ピット取水塔への衝突荷重による影響を評価する。

可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替中型ポンプは取水性が確保できるものを用いる設計とする。

防潮堤内側については、防潮堤外側で発生した漂流物の流入の影響及び防潮堤内側で発生した漂流物の影響を評価するものとし、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画への到達の可能性及び到達する場合は衝突荷重による影響を評価する。

構内排水路逆流防止設備については、防潮堤内側に流入した津波の排水に使用することから、排水時の漂流物、砂等の堆積・混入による影響を考慮した設計とする。また、集水枡底部に砂が堆積した場合に、砂を取り除くことができる設計とするとともに保安規定に砂や漂流物を除去することを定め、排水機能を維持する。

発電所敷地内及び敷地外の人工構造物については、設置状況を定期的に確認し評価する運用を保安規定に定めて管理する。また、隣接事業所の人工構造物については、当該事業所との合意文書に基づき、隣接事業所における人工構造物の設置状況を継続的に確認し評価する運用を保安規定に定めて管理する。さらに、従前の評価結果に包絡されない場合は、漂流物となる可能性、緊急用海水ポンプの取水性及び浸水防護施設の健全性への影響評価を行い、影響がある場合は漂流物対策を実施する。

④ b (5) 津波監視

a. 基準津波に対する津波監視

(a) 津波監視

津波監視設備として、敷地への津波の繰返しの襲来を察知し津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波・構内監視カメラ、取水ピット水位計及び潮位計を設置する。

b. 敷地に遡上する津波に対する津波監視

(a) 津波監視

津波監視設備については、敷地に遡上する津波に対しては機能を期待しない取水ピット水位計を除き、「a. 基準津波に対する津波監視」と同じである。

なお、津波・構内監視カメラのうち、防潮堤に設置する津波・構内監視カメラについては、敷地に遡上する津波により機能喪失が想定されるため、敷地に遡上する津波時は原子炉建屋屋上の津波・構内監視カメラにより、敷地に遡上する津波に対する重大事故等への対処に必要なエリアの監視等を行う。潮位計は、計測範囲の

上限を一時的に超えた後も機能喪失しない設計とする。

2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護の設計方針

「2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価」にて、津波防護上、津波防護対策が必要な場合は、以下に示す(1)及び(2)に基づき施設の設計を実施する。設計は、添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」の「4. 組合せ」に従い、自然現象のうち、余震、積雪及び風の荷重を考慮する。津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、防潮堤、防潮扉、放水路ゲート、構内排水路逆流防止設備、浸水防止蓋、逆止弁、水密扉、潮位計、津波・構内監視カメラ等の構造形式があるため、これらの施設・設備の詳細な設計方針については、添付書類「V-1-1-2-2-5 津波防護に関する施設の設計方針」に示す。

(1) 基準津波に対する津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計

a. 設計方針

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、「2.1.2 入力津波の設定 (1) 基準津波の入力津波の設定」で設定している繰返しの襲来を想定した入力津波に対して、基準津波に対する津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備に関する耐震設計の基本方針は、添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に従う。

(a) 津波防護施設

津波防護施設は、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。

津波防護施設のうち防潮堤及び防潮扉については、入力津波高さを上回る高さで設置し、止水性を保持する設計とする。

津波防護施設のうち放水路ゲート、構内排水路逆流防止設備については、入力津波による波圧等に対する耐性を評価し、津波の流入を防止する設計とする。

津波防護施設のうち貯留堰については、津波による水位低下に対して、非常用海水ポンプの取水可能水位を保持し、かつ、冷却に必要な海水を確保する設計とする。

主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水ジョイント等を設置し、止水処置を講じる設計とする。また、鋼製防護壁と取水構造物の境界部には、浸水防止設備として、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した1次止水機構及び2次止水機構を多様化して設置し、止水性を保持する設計とする。

(b) 浸水防止設備

浸水防止設備は、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性を評価し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。また、基準津波に対する津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に浸水時及び冠水後に津波が流入することを防止するため、当該区画への流入経路となる開口部に浸水防止設備を設置し、止水性を保持する設計とする。

浸水防止設備として、取水路点検用開口部浸水防止蓋、海水ポンプグランドドレ

⑤ a

ン排出口逆止弁, 取水ピット空気抜き配管逆止弁, SA用海水ピット開口部浸水防止蓋, 緊急用海水ポンプピット点検用開口部浸水防止蓋, 緊急用海水ポンプグラウンドドレン排出口逆止弁, 緊急用海水ポンプ室床ドレン排出口逆止弁, 放水路ゲート点検用開口部浸水防止蓋, 海水ポンプ室ケーブル点検口浸水防止蓋, 緊急用海水ポンプ点検用開口部浸水防止蓋, 緊急用海水ポンプ室人員用開口部浸水防止蓋, 格納容器圧力逃がし装置格納槽点検用水密ハッチ, 常設低圧代替注水系格納槽点検用水密ハッチ, 常設低圧代替注水系格納槽可搬型ポンプ用水密ハッチ及び常設代替高圧電源装置用カルバート原子炉建屋側水密扉を設置し, 入力津波高さ又は津波による溢水の高さに余裕を考慮した高さの水位による静水圧に対する耐性を評価又は試験等により止水性を確認した方法により止水性を保持する設計とする。

防潮堤及び防潮扉下部貫通部止水処置, 海水ポンプ室貫通部止水処置, 原子炉建屋境界貫通部止水処置並びに常設代替高圧電源装置用カルバート(立坑部)貫通部止水処置については, 入力津波高さ又は津波による溢水の高さに余裕を考慮した高さの水位による静水圧に対する耐性を評価又は試験等により止水性を確認した方法により止水処置を実施し, 止水性を保持する設計とする。

(c) 津波監視設備

津波監視設備は, 津波の襲来状況を監視可能な設計とする。津波・構内監視カメラは, 波力, 漂流物の影響を受けない位置, 取水ピット水位計及び潮位計は波力, 漂流物の影響を受けにくい位置に設置し, 津波監視機能が十分に保持できる設計とする。また, 基準地震動 S_0 に対して, 機能を喪失しない設計とする。設計に当たっては, 自然条件(積雪, 風荷重等)との組合せを適切に考慮する。

津波監視設備のうち津波・構内監視カメラは, 所内常設直流電源設備から給電し, 暗視機能を有したカメラにより, 昼夜にわたり中央制御室及び緊急時対策所から監視可能な設計とする。

津波監視設備のうち取水ピット水位計は, 所内常設直流電源設備から給電し, T.P. -7.8m~T.P. +2.3m を計測範囲として, 非常用海水ポンプが設置された取水ピットの下降側の水位を中央制御室及び緊急時対策所から監視可能な設計とする。また, 取水ピット水位計は取水ピットの北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個を多重化して設置し, 漂流物の衝突に対する防止策・緩和策を講じる設計とする。

津波監視設備のうち潮位計は, 所内常設直流電源設備から給電し, T.P. -5.0m~T.P. +20.0m を計測範囲として, 津波の上昇側の水位を中央制御室及び緊急時対策所から監視可能な設計とする。また, 潮位計は取水口入口近傍の北側と南側にそれぞれ1個ずつ計2個を多重化して設置し, 漂流物の衝突に対する防止策・緩和策を講じる設計とする。

⑤ b

b. 荷重の組合せ及び許容限界

津波防護施設, 浸水防止設備及び津波監視設備の耐津波設計における構造強度による機能維持は, 以下に示す入力津波による荷重と津波以外の荷重の組合せを適切に考慮して構造強度評価を行い, その結果がそれぞれ定める許容限界内にあることを確認すること(解析による設計)により行う。なお, 組み合わせる自然現象とその

⑤ b

荷重の設定については、添付書類「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に、地震荷重との組合せとその荷重の設定については、添付書類「V-2-1 耐震設計の基本方針」に従う。

(a) 荷重の組合せ

津波と組み合わせる荷重については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」のうち「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している自然条件（積雪、風荷重等）及び余震として考えられる地震に加え、漂流物による荷重を考慮する。津波による荷重の設定に当たっては、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮し、余裕の程度を検討した上で安全側の設定を行う。

⑤ c

(b) 許容限界

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の許容限界は、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、施設・設備を構成する材料が概ね弾性状態に留まることを基本とする。

(2) 敷地に遡上する津波に対する津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計

a. 設計方針

津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、「2.1.2 入力津波の設定 (2) 敷地に遡上する津波の入力津波の設定」で設定している入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。

防潮堤及び防潮扉については、敷地に遡上する津波の越流時の耐性を確保することで防潮堤の高さ及び止水性を保持するとともに、漂流物の衝突荷重の影響を考慮した設計とする。

(a) 津波防護施設

津波防護施設のうち、原子炉建屋外壁、原子炉建屋水密扉、放水路ゲート及び構内排水路逆流防止設備については、敷地に遡上する津波の入力津波による波圧等に対する耐性を評価し、止水性を保持する設計とする。構内排水路逆流防止設備は、漂流物の堆積及び異物の噛み込みによる影響を考慮した設計とする。

主要な構造体の境界部に対する設計は、敷地に遡上する津波の入力津波に対して「(1) 基準津波に対する津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計 a. 設計方針」に記載する内容と同じである。

(b) 浸水防止設備

浸水防止設備の設計は、敷地に遡上する津波の入力津波に対して「(1) 基準津波に対する津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計 a. 設計方針」に記載する内容と同じである。

浸水防止設備として、「(1) 基準津波に対する津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計 a. 設計方針」に記載する設備（海水ポンプ室ケーブル点検口を除く。）に加え、原子炉建屋外壁及び原子炉建屋水密扉を設置し、止水性を保持する設計とする。

V-1-1-2-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

表 3-2 基準津波による遡上波の地上部からの到達，流入評価結果 (2/2)

津波防護対象設備を 内包する建屋及び区画	入力津波高さ	設置する 敷地の高さ	津波防護施設の 津波荷重水位	裕度	参照する 裕度	評価
④ a 16 海水ポンプ室 原子炉建屋 タービン建屋 使用済燃料乾式貯蔵建屋 排気筒 常設代替高压電源装置用 カルバート 格納容器圧力逃がし装置 格納槽 常設低圧代替注水系格納 槽 緊急用海水ポンプピット 原子炉建屋西側接続口 原子炉建屋東側接続口 常設代替高压電源装置置 場 非常用海水系配管	<ul style="list-style-type: none"> 防潮堤前面 (敷地側面北側) T.P. +15.4m* 防潮堤前面 (敷地前面東側) T.P. +17.9m 防潮堤前面 (敷地側面南側) T.P. +16.8m 	T.P. +3m	<ul style="list-style-type: none"> 防潮堤 (敷地側面 北側) T.P. +18m 防潮堤及び防潮扉 (敷地前面東側) T.P. +20m 防潮堤及び防潮扉 (敷地側面南側) T.P. +18m 	<ul style="list-style-type: none"> 敷地側面北側 2.6m 敷地前面東側 2.1m 敷地側面南側 1.2m 	④ a 0.65m	入力津波高さに対して， 津波防護施設の津波荷 重水位の裕度が参照す る裕度以上であるため， 遡上波の到達，流入はな い。
		T.P. +8m				
		T.P. +11m				
		T.P. +3m				
		~				
		T.P. +8m				

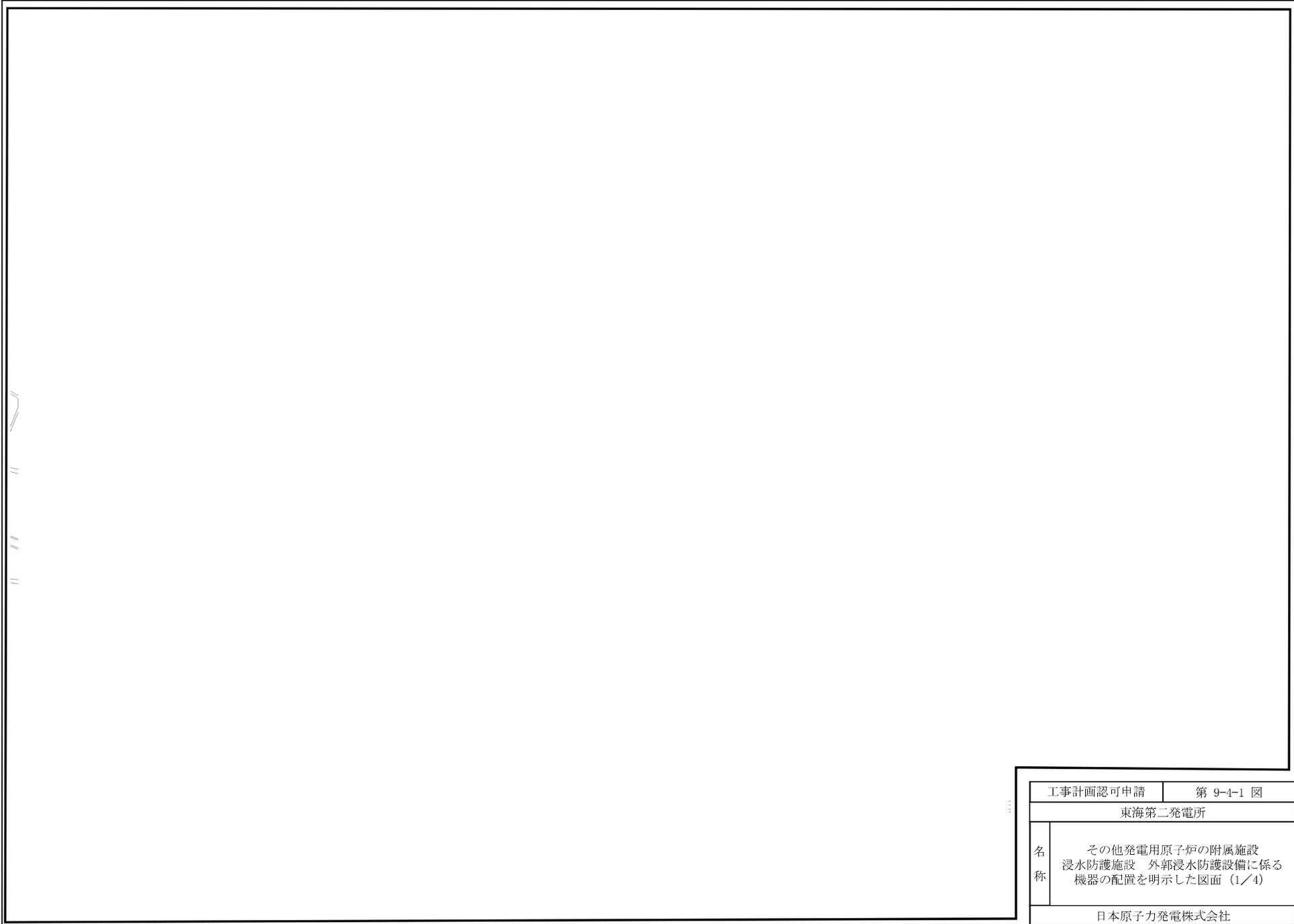
* 防潮堤ルート変更後の遡上解析では T.P. +12.2m となったが，設置 (変更) 許可 (平成 30 年 9 月 26 日許可) において設定した入力津波高さを下回らないように，入力津波高さを T.P. +15.4m と設定する。

表 3-3 敷地に遡上する津波による遡上波の地上部からの到達，流入評価結果 (2/2)

津波防護対象設備を 内包する建屋及び区画	入力津波高さ	設置する 敷地の高さ	遡上波に対する 津波防護方針	裕度	参照する 裕度	評価
④ a 原子炉建屋 常設代替高压電源装置用 カルバート 格納容器圧力逃がし装置 格納槽 常設低圧代替注水系格納 槽 緊急用海水ポンプピット 排気筒 原子炉建屋西側接続口 原子炉建屋東側接続口	T.P. +8m の敷地に おける浸水深が 1.0m となる。 (T.P. +9.0m)	T.P. +8m	流入する可能性の ある経路を特定し， 津波荷重水位が+ 1.2m 以上となる津 波防護施設及び浸 水防止設備を設置 する。*	0.2m	④ a -	津波防護施設及び浸水 防止設備の津波荷重水 位が入力津波高さ以上 であるため，津波防護対 象設備を内包する建屋 及び区画への遡上波の 流入はない。
			-	-		遡上波の浸水の影響を 受けない設備が設置さ れている区画となるた め，津波防護対策が不要 である。

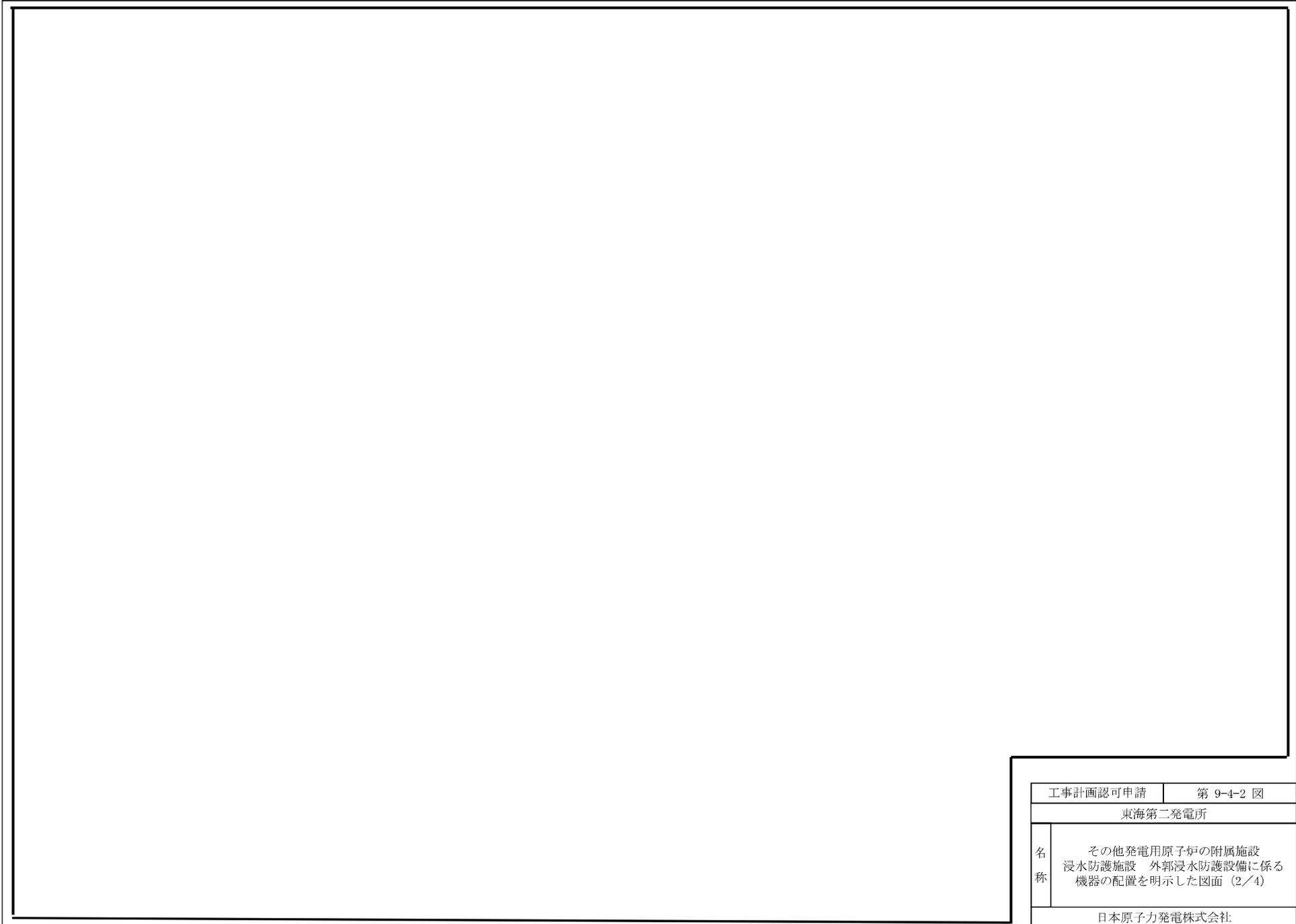
* 流入する可能性のある経路の特定は、「b. 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止」に示す。

①



工事計画認可申請		第 9-4-1 図	
東海第二発電所			
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (1/4)		
日本原子力発電株式会社			
			8X03

①

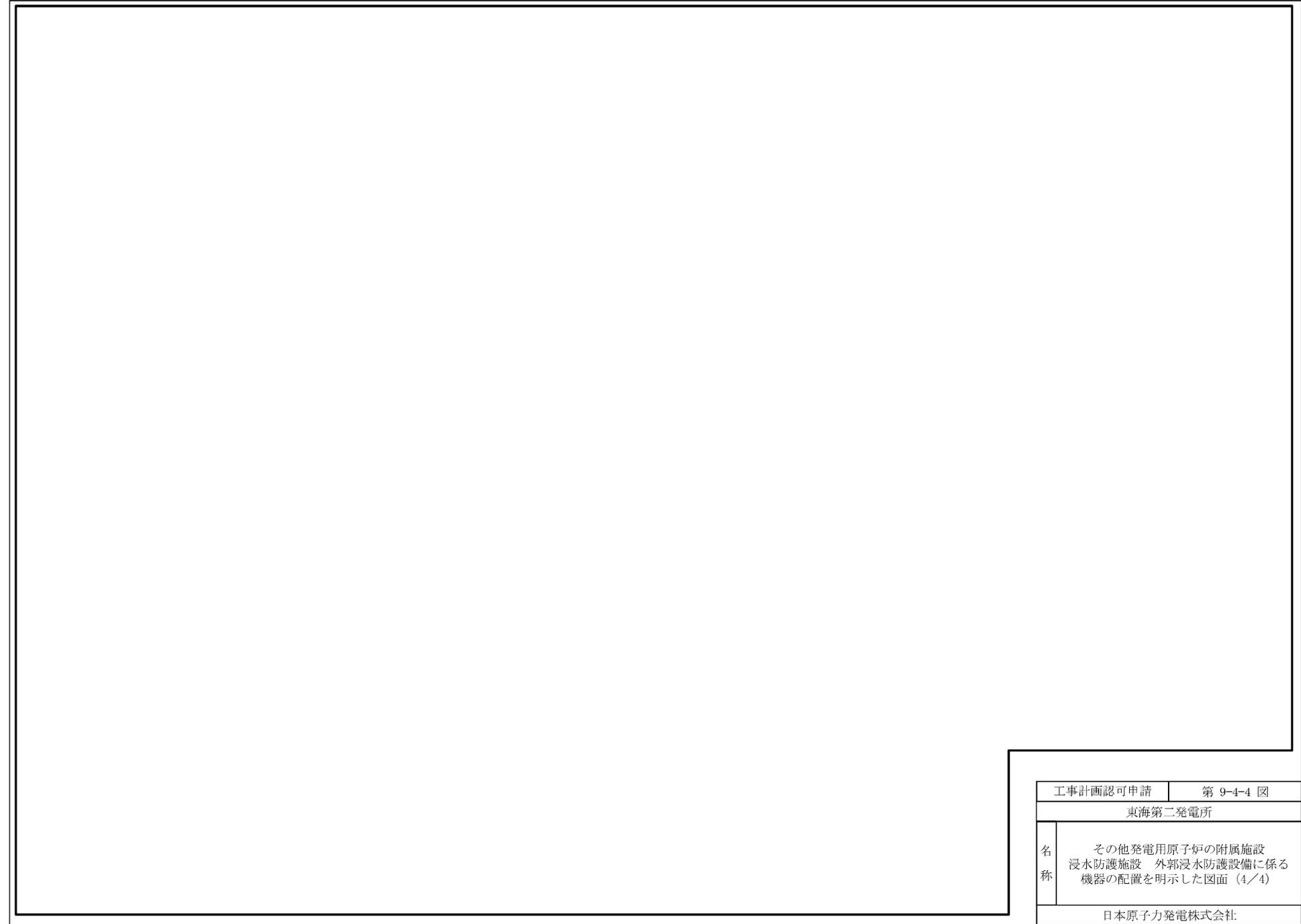


工事計画認可申請		第 9-4-2 図	
東海第二発電所			
名 称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (2/4)		
	日本原子力発電株式会社		
		8817	

①

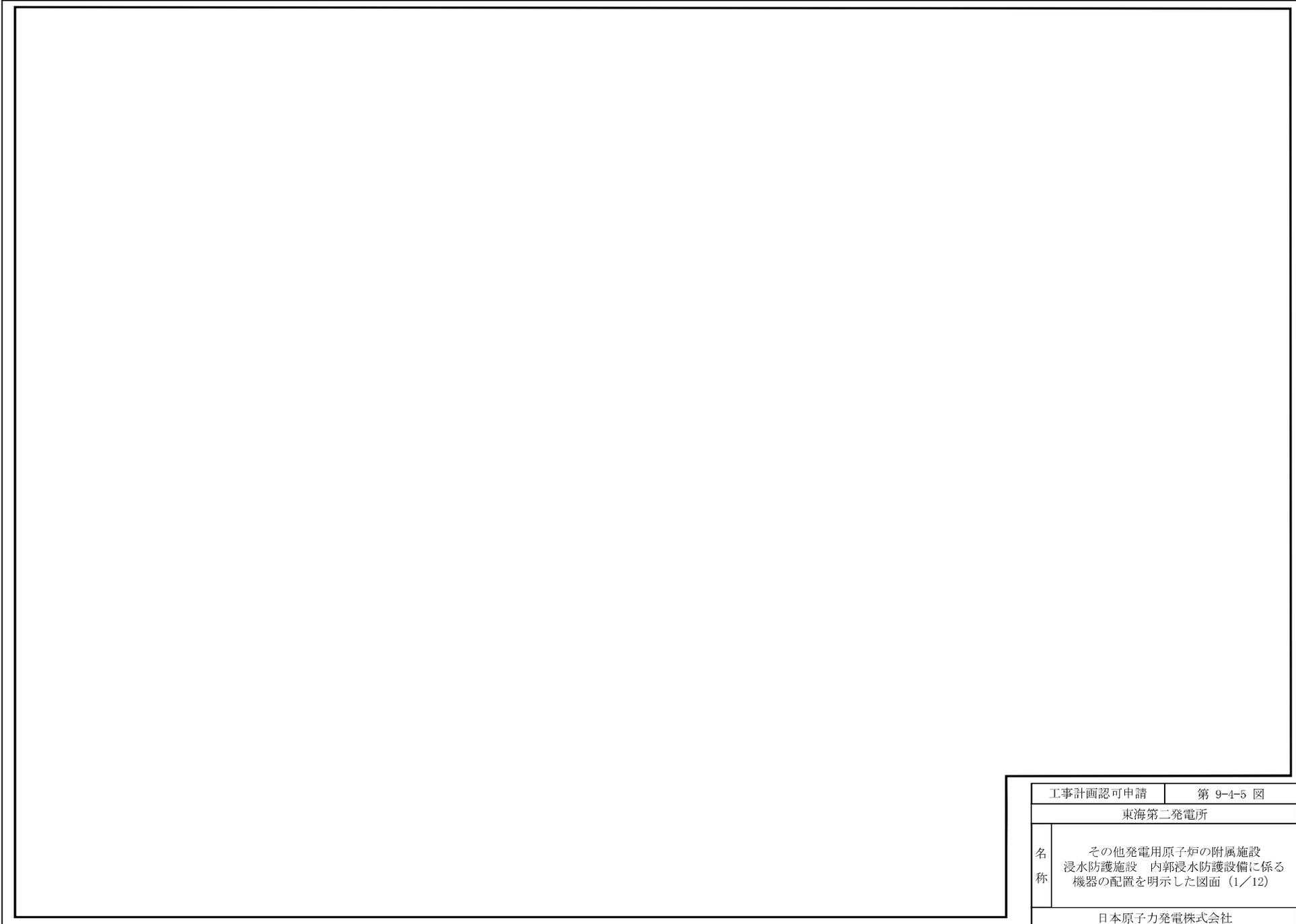
工事計画認可申請		第 9-4-3 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (3/4)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

①



工事計画認可申請		第 9-4-4 図	
東海第二発電所			
名 称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 外郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (4/4)		
	日本原子力発電株式会社		
			8817

①



工事計画認可申請		第 9-4-5 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (1/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8831

①

工事計画認可申請		第 9-4-6 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (2/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

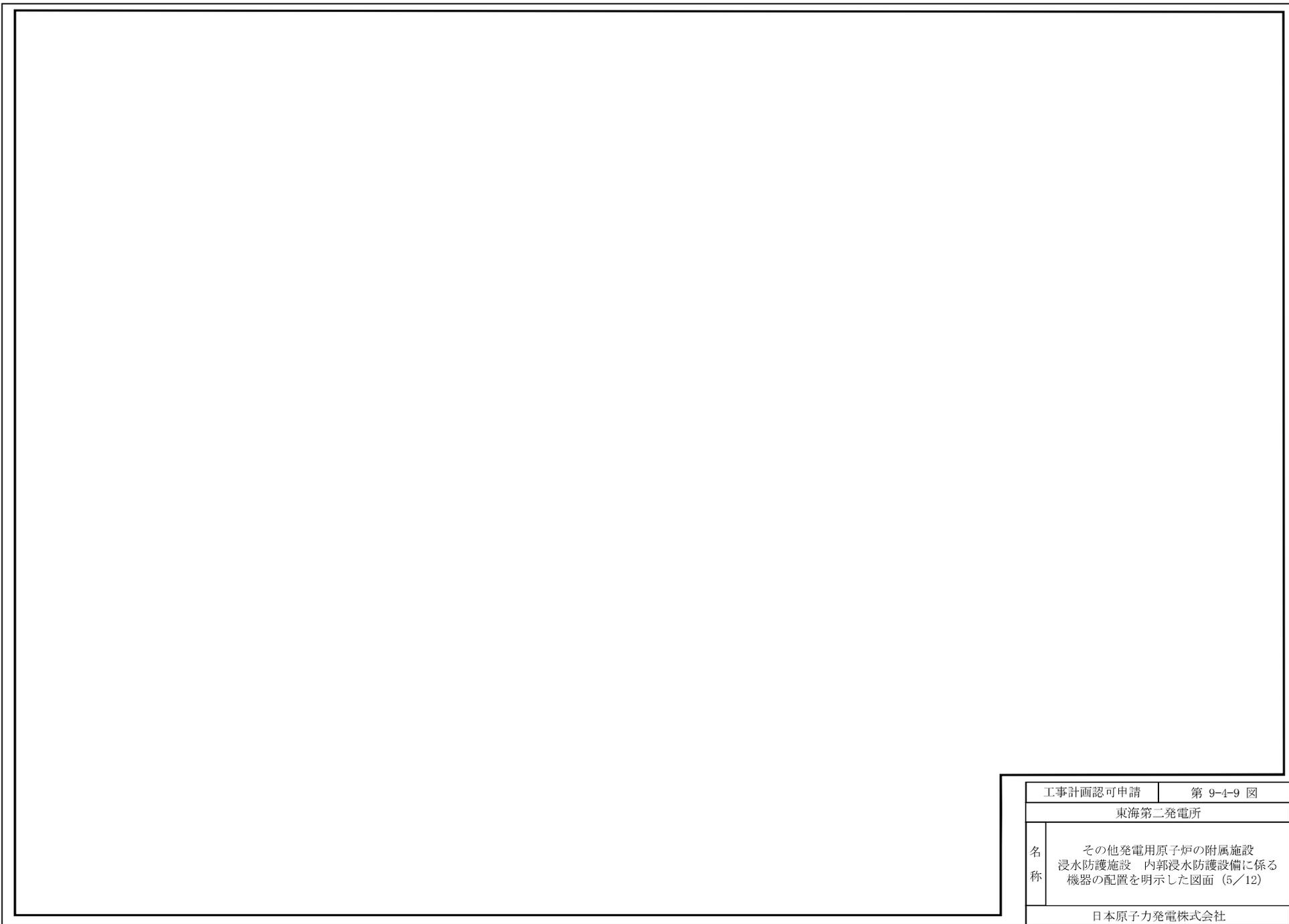
①

工事計画認可申請		第 9-4-7 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (3/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

①

工事計画認可申請		第 9-4-8 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (4/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

①



工事計画認可申請		第 9-4-9 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (5/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

①

工事計画認可申請		第 9-4-10 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (6/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

①

工事計画認可申請		第 9-4-11 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (7/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

①

工事計画認可申請		第 9-4-12 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (8/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

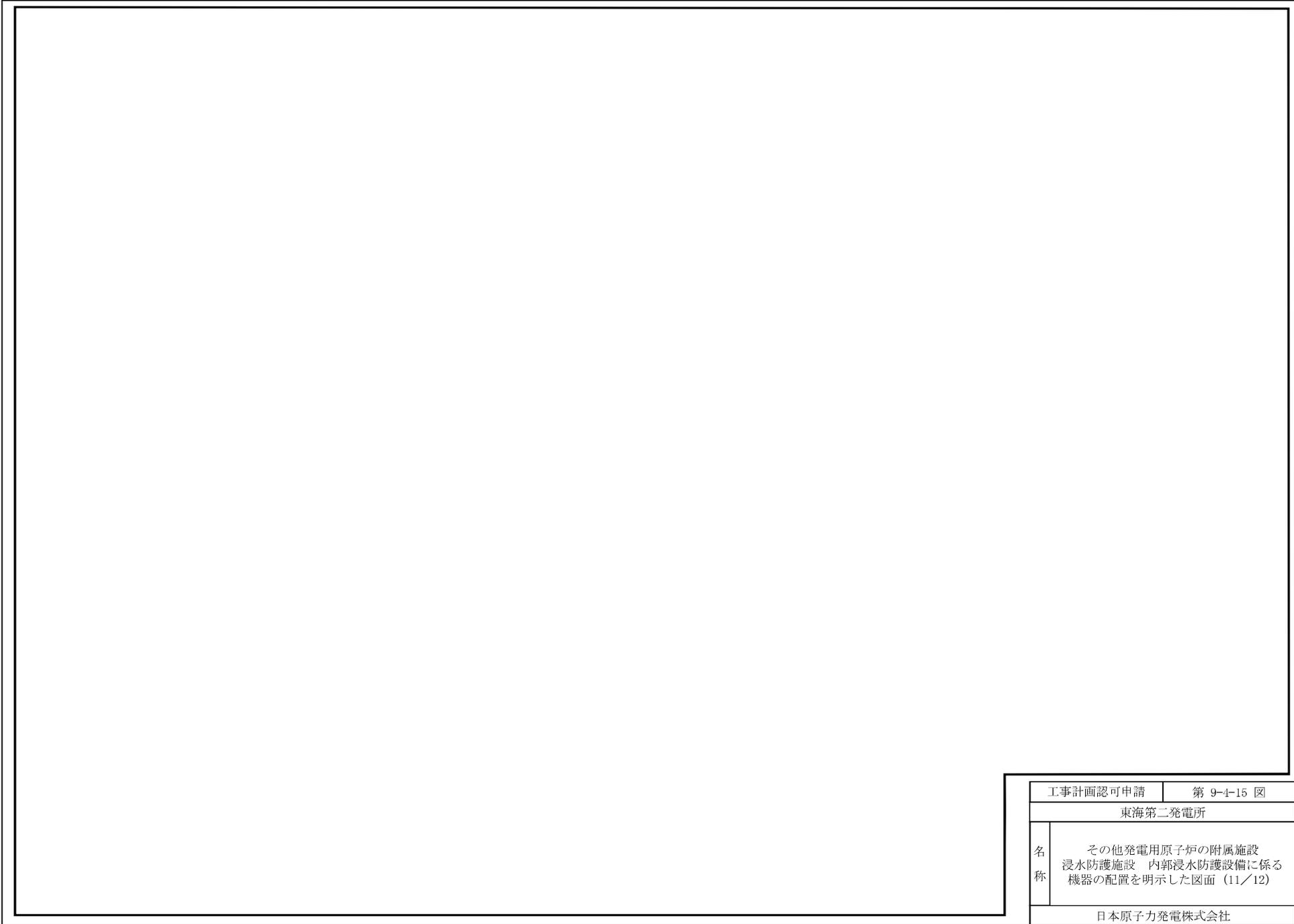
①

工事計画認可申請		第 9-4-13 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (9/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

①

工事計画認可申請		第 9-4-14 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (10/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

①



工事計画認可申請	第 9-4-15 図
東海第二発電所	
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (11/12)
日本原子力発電株式会社	
8817	

①

工事計画認可申請		第 9-4-16 図
東海第二発電所		
名称	その他発電用原子炉の附属施設 浸水防護施設 内郭浸水防護設備に係る 機器の配置を明示した図面 (12/12)	
日本原子力発電株式会社		
		8817

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第52条 火災による損傷の防止】

1. 基準適合性の確認範囲

①火災防護を行う機器等の選定並びに火災区域及び火災区画の設定

- a. 既工事計画においては、配管について、ステンレス鋼及び炭素鋼等の不燃性材料を使用することで、火災による影響を受けないことから、火災防護を行う機器等から除外することを記載している。

「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】参照」

「補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】参照」

「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」(2, 6, 7~9, 29~41, 112頁参照)

「その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び構造図(火災区域構造物及び火災区画構造物)」(第9-3-1図~第9-3-8図)

今回の変更認可申請に伴い、原子炉の安全停止に必要な機器等及び放射性物質の貯蔵等の機器等(以下、「火災防護上重要な機器等」という。)についての配置に変更のないことを確認し、火災区域及び火災区画に変更のないことを確認する。

- b. 既工事計画においては、火災防護上重要な機器等を設置する区域であって、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁等により囲まれ他の区域と分難されている区域を火災区域として、また、火災区域を壁の設置状況等に応じて分割したものを火災区画として設定する方針と記載している。

「補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】参照」

「補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】参照」

「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」(2, 6, 7~9, 29~41, 112頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、火災区域及び火災区画に変更のないことを確認する。

②火災発生防止に係る設計

- a. 既工事計画においては、火災区域に設置する油又は水素を内包する設備について、溶接構造を採用するとともに、可燃性の蒸気及び水素が発生する火災区域については、適切な換気等を行う設計としているなど、火災の発生防止対策を行う設計方針と記載している。

「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」(2, 7, 42~48, 56, 255頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、火災発生防止に係る設計に影響のないことを確認する。

- b. 既工事計画においては、火災防護上重要な機器等について、不燃性材料、難燃性材料又はそれと同等以上の性能を有する材料を使用する設計方針と記載している。

「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」(2, 7, 42, 49, 255, 256頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、材料が不燃性材料、難燃性材料又はそれと同等以上の性能を有する材料であることを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第52条 火災による損傷の防止】

②火災発生防止に係る設計（前頁の続き）

- c. 既工事計画においては、**発電用**原子炉施設については、落雷による火災の発生を防止するために、避雷設備の設置及び接地網の敷設を行うとともに、火災防護上重要な機器等について、地震による火災の発生を防止するために、耐震重要度分類に応じた耐震設計を行うなど、自然現象による火災の発生防止対策を行う設計方針と記載している。

「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」（2, 7, 42, 54, 55, 255頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、自然現象による火災発生防止対策に変更のないことを確認する。

③火災の感知及び消火に係る設計

- a. 既工事計画においては、火災区域等には、各火災区域等の環境条件及び想定される火災の性質等を考慮し、基本的にアナログ式の煙感知器及び熱感知器を組み合わせ設置するとともに、火災の発生場所を特定できる受信機を用いる設計方針とし、外部電源喪失を考慮した設計としているとともに、感知設備については、耐震クラスに応じて機能を保持する設計方針と記載している。

「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」（2, 7, 61～63, 65, 68～70, 255頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、火災の感知に係る設計に影響のないことを確認する。

- b. 既工事計画においては、消火設備は火災の影響を限定し、早期の消火を行う設計方針と記載している。

「V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」（2, 7, 72, 75, 79, 80, 82, 83, 97, 255頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、火災の消火に係る設計に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	・今回の配管改造により、残留熱除去系の系統構成に変更がなく、残留熱除去系ポンプや残留熱除去系熱交換器等の配置に変更のないことを確認した。【①】
補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】	・原子炉格納容器電気配線貫通部の改造により、電気配線貫通部の配置に変更のないことを確認した。【①】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

確認図書名	確認結果
<p>V-1-1-7 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系配管の改造については、不燃性の材料 (SGV410, SFVC2B) を使用することで、火災防護を行う機器等から対象外としていることを確認した。また、火災防護上重要な機器として選定している残留熱除去系ポンプや残留熱除去系熱交換器等の配置に変更はなく、火災区域及び火災区画の設定に影響がないことを確認した。なお、原子炉格納容器電気配線貫通部については、材料 (GSTPL相当 <input type="text"/>) 及び配置に変更はないため、火災区画の設定に影響がないことを確認した。【①】 既工事計画において設定した火災区域及び火災区画に変更がなく、不燃性材料を選定しているため、火災発生防止に係る設計に影響のないことを確認した。【②】 既工事計画において設定した火災区域及び火災区画に変更がなく、火災の感知及び消火に係る設計に影響のないことを確認した。【③】
<p>その他発電用原子炉の附属施設のうち火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (第9-3-1図～第9-3-8図)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系配管の改造については、火災防護上重要な機器として選定している残留熱除去系ポンプや残留熱除去系熱交換器等の配置に変更はなく、火災区域及び火災区画の設定に影響がないことを確認した。また、原子炉格納容器電気配線貫通部については、材料 (GSTPL相当 <input type="text"/>) <input type="text"/> 及び配置に変更はないため、火災区画の設定に影響がないことを確認した。【①】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第52条 火災による損傷の防止】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

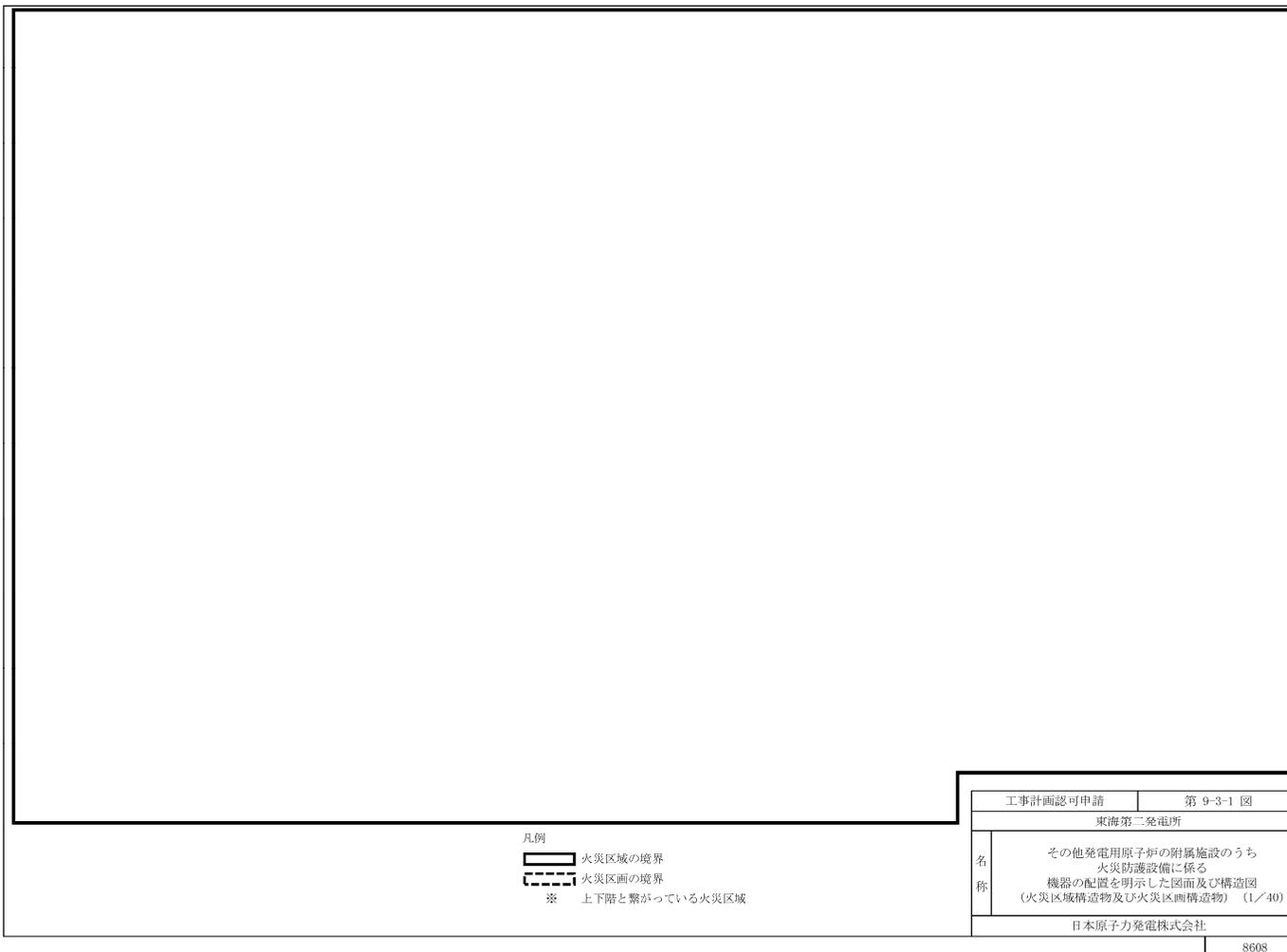
- ・配管は不燃性の材料 (SGV410, SFVC2B) を使用することで、火災防護を行う機器等から対象外としている。また、今回の配管の材質変更について、原子炉の安全停止に必要な機器に選定されている残留熱除去系ポンプや残留熱除去系熱交換器等の配置に変更はなく、火災区域及び火災区画に影響がないことを確認した。
- ・火災区域及び火災区画に変更のないことから、火災の発生防止に係る設計、火災の感知及び消火に係る設計に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計を変更するものではないが、火災防護設計に影響がないこと (適合していること) を確認する必要があるため、変更の工事の内容 (本申請内容) に関連し、審査対象条文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・今回の電気配線貫通部の改造については、短尺化するスリーブ材料 (GSTPL相当) の変更はなく、設置場所に変更ないことから火災区画に変更はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・火災区画に変更のないことから、火災の発生防止に係る設計、火災の感知及び消火に係る設計に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計を変更するものではないが、火災防護設計に影響がないこと (適合していること) を確認する必要があるため、変更の工事の内容 (本申請内容) に関連し、審査対象条文とする。

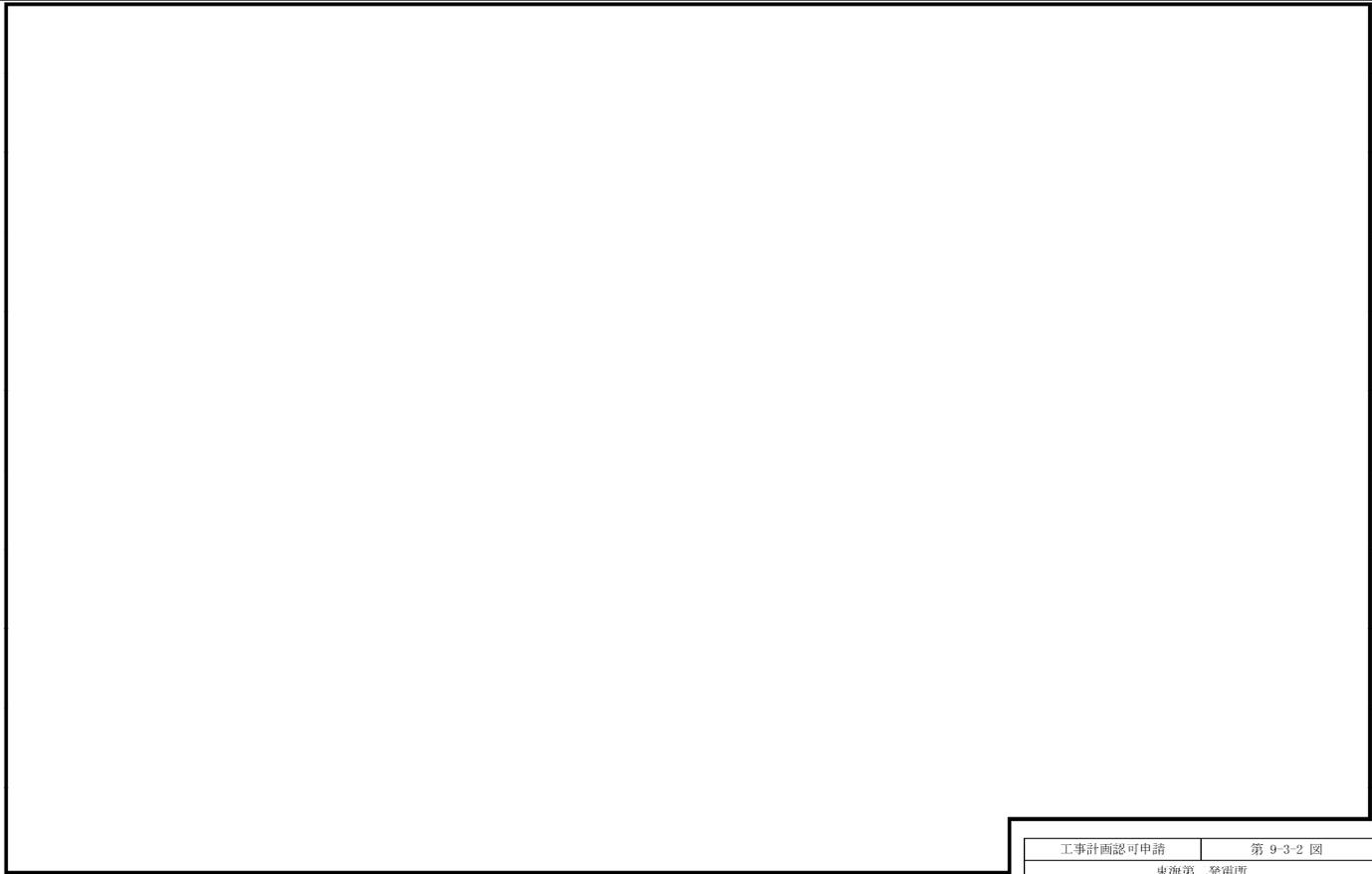
残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

①



残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

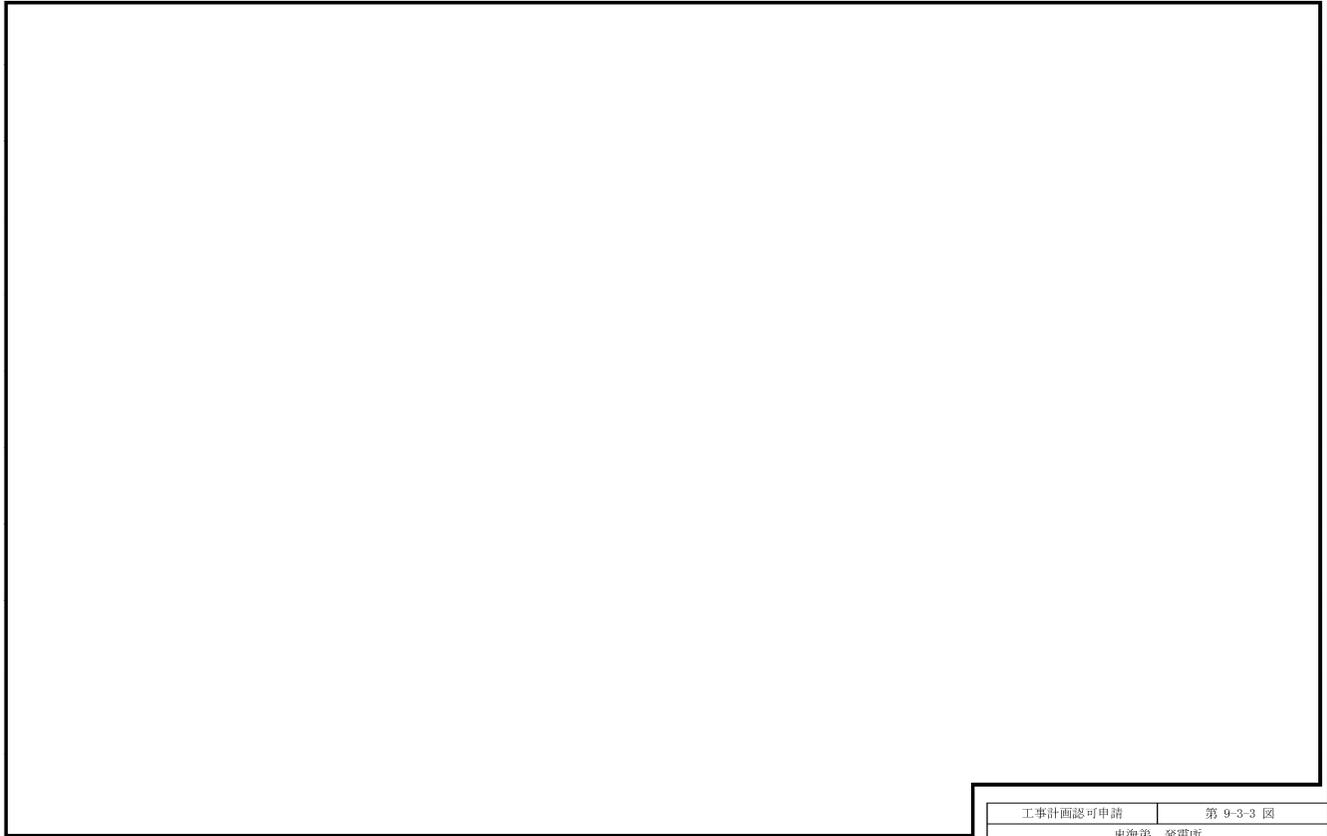
①

		工事計画認可申請		第 9-3-2 図	
		東海第二発電所			
		名 称	その他発電用原子炉 ² の附属施設のうち 火災防護設備に係る 機器の配置を明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (2/40)		
			日本原子力発電株式会社		
				8608	

凡例	
	火災区域の境界
	火災区画の境界
※ 上下階と繋がっている火災区域	

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

①

		工事計画認可申請		第 9-3-3 図	
		東海第二発電所			
		名 称	その他発電用原子炉の附属施設のうち 火災防護設備に係る 機器の配置を明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (3/40)		
			日本原子力発電株式会社		
凡例  火災区域の境界  火災区画の境界 ※ 上下階と繋がっている火災区域  建屋ごとの火災区域及び火災区画構造物の厚さの最小部位 ( mm)					
				8608	

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

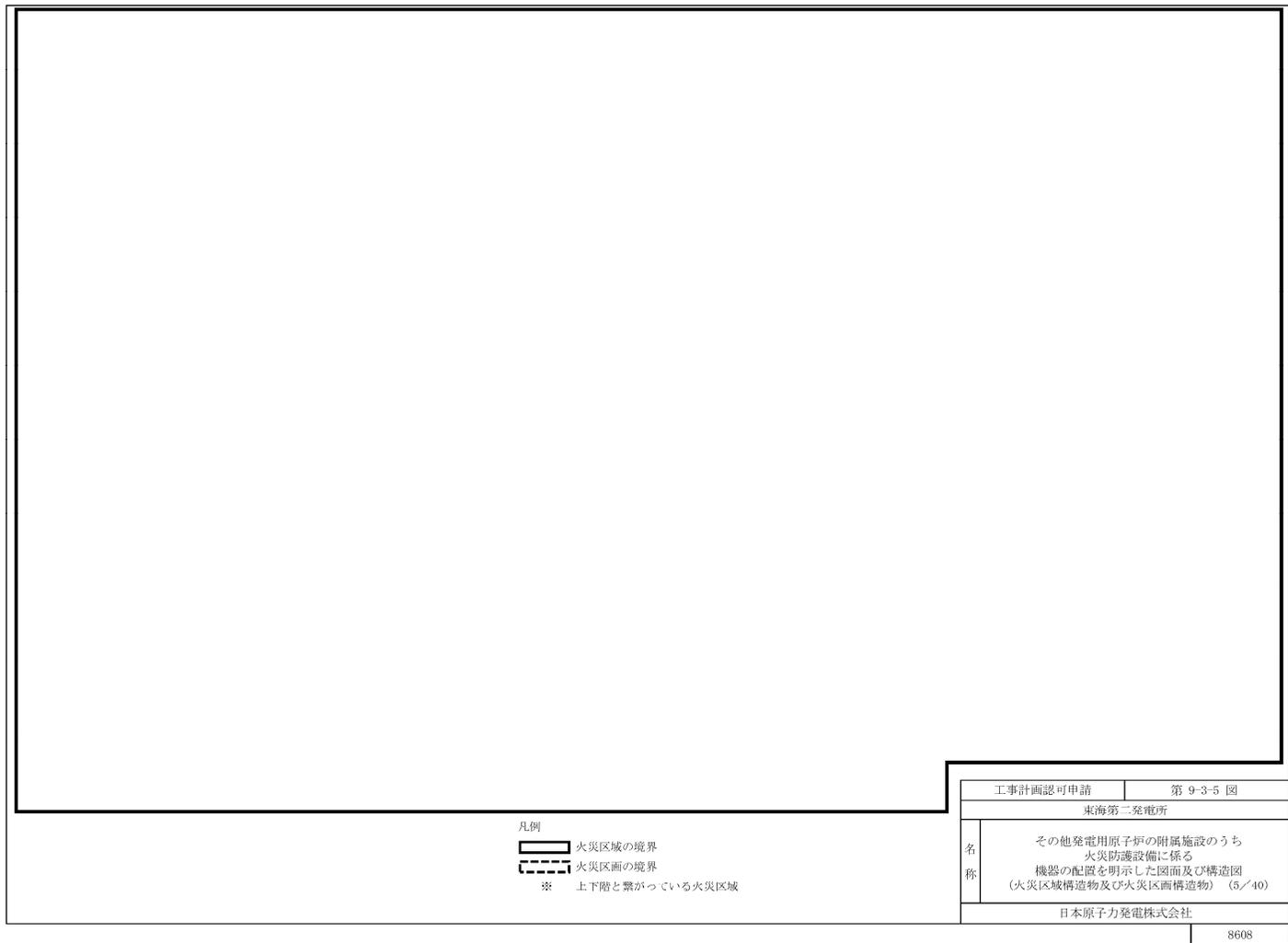
①

		工事計画認可申請 第 9-3-4 図		
		東海第二発電所		
		名 称	その他発電用原子炉の附属施設のうち 火災防護設備に係る 機器の配置を明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (4/40)	
			日本原子力発電株式会社	
8608				

凡例	
	火災区域の境界
	火災区画の境界
※	上下階と繋がっている火災区域

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

①



残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

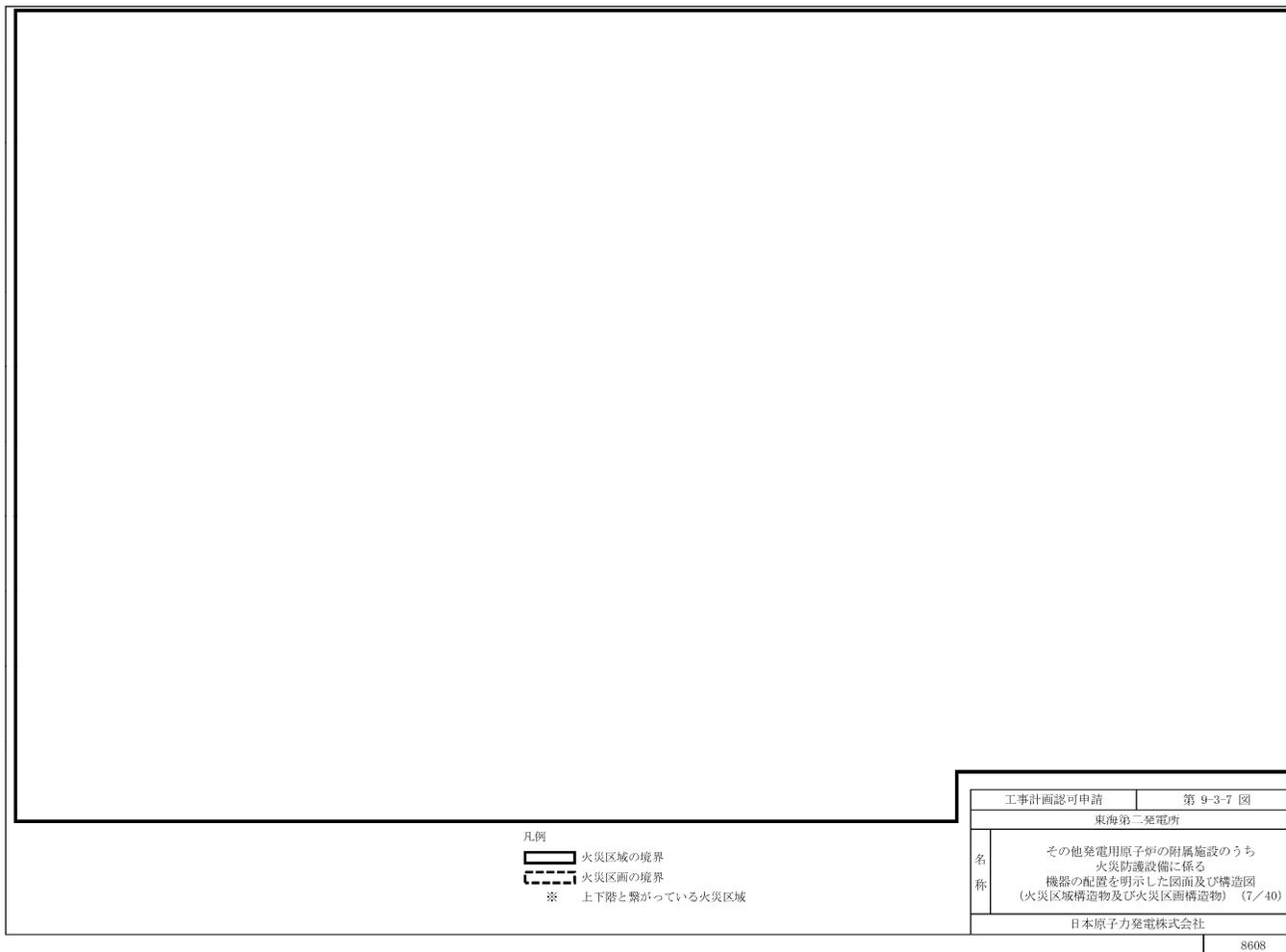
①

		工事計画認可申請		第 9-3-6 図
		東海第二発電所		
名 称	その他発電用原子炉の附属施設のうち 火災防護設備に係る 機器の配置を明示した図面及び構造図 (火災区域構造物及び火災区画構造物) (6/40)			
	日本原子力発電株式会社			
		8608		

凡例	
	火災区域の境界
	火災区画の境界
※	上下階と繋がっている火災区域
	建屋ごとの火災区域及び火災区画構造物の厚さの最小部位 (特記なき場合 <input type="text" value=""/> mm)

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
 【第52条 火災による損傷の防止】

①



残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第52条 火災による損傷の防止】

①

