

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について

平成29年2月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 重大事故等対処設備
 - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針
 - 2.1.3 耐津波設計の基本方針
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針
 - 2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
 - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
 - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
 - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
 - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
 - 3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
 - 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
 - 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
 - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
 - 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 原子炉制御室
 - 3.17 監視測定設備
 - 3.18 緊急時対策所
 - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備
 - 3.20 原子炉本体
 - 3.21 原子炉格納施設
 - 3.22 燃料貯蔵施設
 - 3.23 非常用取水設備

別添資料 - 1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置について）

別添資料 - 2 復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について

別添資料 - 3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

下線部：今回ご提出資料

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
【47条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 重大事故防止設備

- a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。
- b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため，常設重大事故防止設備を設置すること。
- c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系の機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設備として、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）を設ける。

(1) 低圧代替注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、可搬型重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）を設ける。

低圧代替注水系（可搬型）は、津波の影響を受けない高台に配備した可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用い、残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる複数の代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

(2) 低圧代替注水系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項(1)b）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、常設重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を設ける。

低圧代替注水系（常設）は、廃棄物処理建屋に配置された復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる復水貯蔵槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備に対する多様性、独立性、位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項(1)c）

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、異なるポンプ（復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級））、駆動源（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備）、冷却源（自滑水冷却）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。

また、原子炉建屋内に設置されている残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、常設設備である復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置しており、常設代替交流電源設備は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型代替交流電源設備については、屋外に保管し、屋外から異なる複数の接続口に接続可能とし、残留熱除去系（低圧注水モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお、多様性及び独立性、位置的分散については3.4.2.1.3項及び3.4.2.2.3項に詳細を示す。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4) 残留熱除去系（低圧注水モード）

残留熱除去系（低圧注水モード）は、冷却材喪失事故時において、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、原子炉停止後、炉心の崩壊熱、原子炉圧力容器、配管、冷却材中の保有熱（残留熱）を除去して、原子炉を冷却する機能を有する。また、動的機器の単一故障を仮定した場合でも原子炉冷却材を低温まで冷却可能な設計である。冷却材は原子炉圧力容器から残留熱除去系のポンプ及び熱交換器、給水系等を経由して原子炉圧力容器に戻される。

(6) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去する機能を有する。本系統は、想定される重大事故等時においても、非常用機器、残留熱除去系の機器等の冷却を行うための機能を有する。

原子炉補機冷却系については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器に注水するための自主対策設備として、以下を整備する。

(7) 他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系配管を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが喪失し、残留熱除去系(A)注入ライン又は残留熱除去系(B)注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水を可能とするために、自主対策設備として復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いて残留熱除去系洗浄水弁(C)を経由する残留熱除去系(C)注入ライン等の他系の残留熱除去系配管、又は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁を経由する高圧炉心注水系配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

(8) 消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ、復水移送ポンプ、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）に用いる水源とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系、高圧炉心注水系、給水系を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

(9) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）を復旧する手段を整備する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

また、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応設備として、以下を整備する。

(10) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には、復水移送ポンプで原子炉压力容器に注水する低圧代替注水系（常設）により残存熔融炉心を冷却する。

(11) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）で原子炉压力容器に注水する低圧代替注水系（可搬型）により残存熔融炉心を冷却する。

なお、熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の自主対策設備として、以下を整備する。

(12) 消火系による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合には、ディーゼル駆動消火ポンプで原子炉压力容器に注水する消火系により残存熔融炉心を冷却する。

また、複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以下を整備する。

(13) 低圧代替注水系の海水の利用

低圧代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽並びに低圧代替注水系（可搬型）の水源である複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水が枯渇した場合において、防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より、大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への供給及び防火水槽への供給又は低圧代替注水系（可搬型）で用いる可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に海水を直接送水を行う設計とする。なお、海水の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.2 重大事故等対処設備

3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）

3.4.2.1.1 設備概要

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、復水移送ポンプ、電源設備（**非常用交流電源設備**、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備）、計測制御装置及び、水源である復水貯蔵槽、流路である復水補給水系、残留熱除去系、給水系、高圧炉心注水系の配管、弁、スパージャ、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

重大事故等時においては、復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプで注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

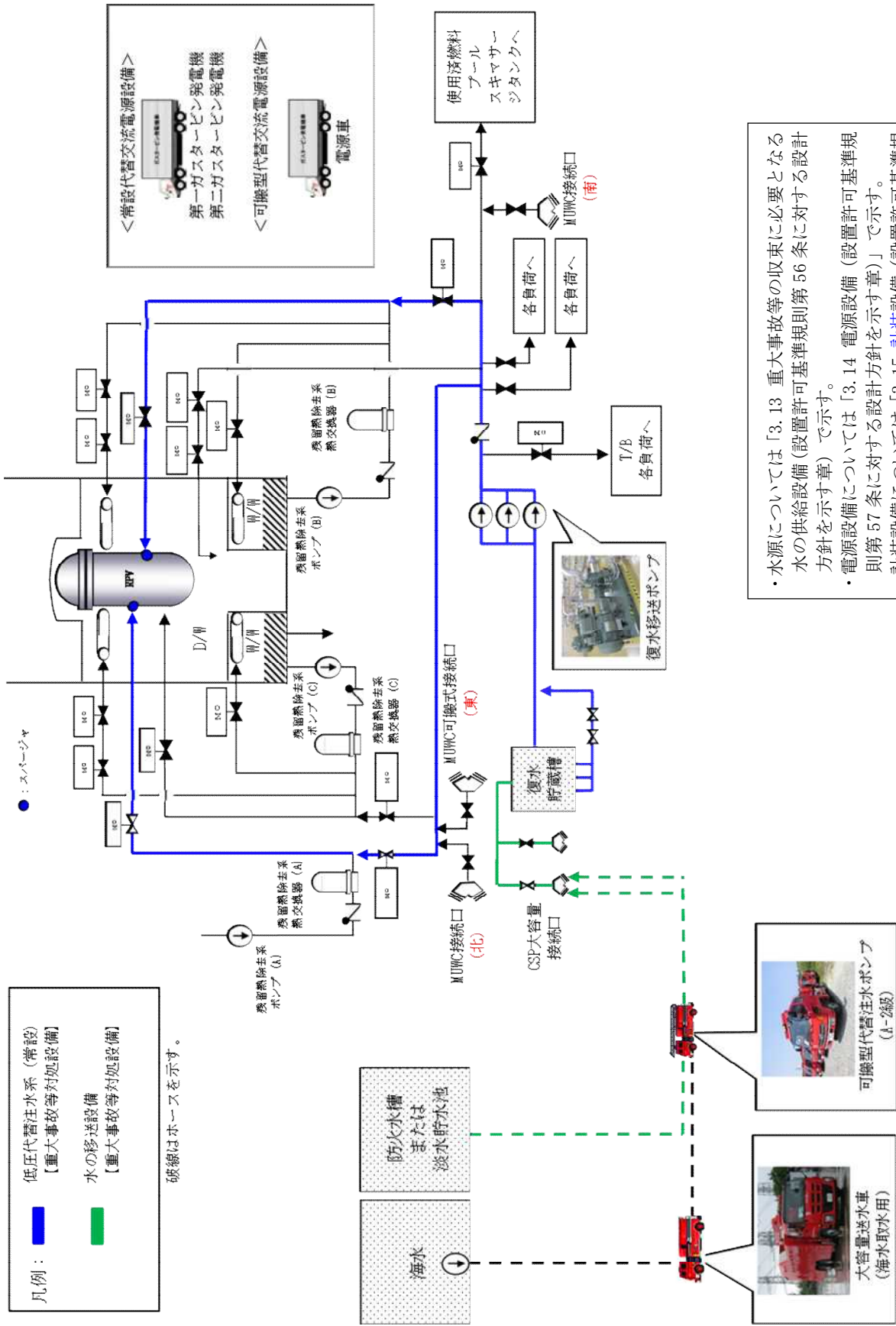
本系統全体の概要図を図 3.4-1、本系統に関する重大事故等対処設備を表 3.4-1 に示す。

本系統は、復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により、復水貯蔵槽の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却する。

復水移送ポンプの電源について、復水移送ポンプ(B)及び(C)は、常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機並びに可搬型代替交流電源設備である電源車から、代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して供給できる設計とする。復水移送ポンプ(A)は、通常時は非常用所内電気設備である非常用 MCC C 系から供給しているが、重大事故等時に復水移送ポンプ(A)の動力ケーブルの接続操作を行うことにより、代替所内電気設備である AM 用 MCC から供給できる設計とする。

水源である復水貯蔵槽は、枯渇しそうな場合においても、複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて、廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

本系統の操作にあたっては、中央制御室及び現場での弁操作（AM 用切替盤の切り替え操作を含む）により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。



・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 3.4-1 低圧代替注水系（常設）系統概要図

表 3.4-1 低圧代替注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	復水貯蔵槽【常設】
流路	復水補給水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁・スパージャ【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】 高圧炉心注水系 配管・弁【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※2}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM用動力変圧器【常設】 AM用MCC【常設】 AM用切替盤【常設】 AM用操作盤【常設】 非常用高圧母線C系【常設】 非常用高圧母線D系【常設】
計装設備 ^{※3}	原子炉水位（SA）【常設】 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料47-2に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m ³ /h/台
全揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa
最高使用温度	: 66℃
個数	: 2 (予備 1)
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	: 55kW

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性、独立性、位置的分散

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.4-2 で示すとおりの多様性、位置的分散を図った設計とする。ポンプについては、残留熱除去系ポンプ(A)、(B)及び(C)と位置的分散された廃棄物処理建屋地下 3 階の復水移送ポンプを使用する設計とする。復水移送ポンプのサポート系として、ポンプ冷却水は自滑水とすることで、残留熱除去系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とし、電源については、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備（電源車）から代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とすることで、残留熱除去系ポンプの電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については、残留熱除去系の水源であるサブプレッション・チェンバと異なる復水貯蔵槽を使用する設計とする。操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作も可能とすることにより、電源設備の故障による共通要因によって機能を喪失しないよう多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

残留熱除去系と低圧代替注水系（常設）の独立性については、表 3.4-3 で示すおりの地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお、配管、スパージャ等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系注水ライン（残留熱除去系洗浄水弁より原子炉压力容器につながる配管との合流部から原子炉压力容器まで）を除く範囲で、可能な限り分離した設計とする。

ただし、残留熱除去系注入弁(A)又は(B)が故障した場合でも、自主対策設備として他系の残留熱除去系又は高圧炉心注水系の配管を用いた低圧注水を整備している。

なお、電源設備及び電路については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）で示す。

表 3.4-2 多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設)	
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	
	原子炉建屋 地下3階	廃棄物処理建屋 地下3階	
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	原子炉建屋 地下3階	廃棄物処理建屋 地下2階	
駆動用 空気	不要	不要	
潤滑油	不要 (内包油)	不要	
冷却水	原子炉補機冷却系 及び原子炉補機冷却海水系	不要 (自滑水)	
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン 発電機及び第二ガス タービン発電機)	可搬型代替交 流電源設備 (電源車)
	原子炉建屋 地上1階	屋外 (7号炉タービン建屋南側及び荒 浜側常設代替交流電源設備設置場所)	

表 3.4-3 設計基準事故対処設備との独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (A) (B) (C) (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設)
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし，重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (常設) は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。
	津波	6号及び7号炉の原子炉建屋は，基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (常設) は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (常設) は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。

3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、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ものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置している設備であることから、想定される重大事故等時における、廃棄物処理建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の表3.4-4に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(47-3-1, 2~4, 47-4-1, 2, 5, 6, 47-8-2)

表 3.4-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、復水移送ポンプを起動する。その後、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）の全開操作を実施し、残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）を全開とすることで原子炉圧力容器への注水を行う。また、復水移送ポンプの水源確保として復水補給水系常／非常用連絡管 1 次止め弁と復水補給水系常／非常用連絡管 2 次止め弁の開操作を実施する。以上のことから、低圧代替注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.4-5 に示す。

このうちタービン建屋負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)については、中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とし、残留熱除去系注入弁(A)及び(B)は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁については、廃棄物処理建屋地下 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置されており、現場の手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、復水移送ポンプについては、中央制御室にある復水移送ポンプ操作スイッチからのスイッチ操作でポンプ 3 台のうち 2 台を起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）AM 用操作盤の操作スイッチ及び廃棄物処理建屋地下 3 階の弁を操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(47-3-1, 2, 5~9, 47-4-1, 2, 5, 6)

表 3.4-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (二次格納施設外)	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、表3.4-6に示すように**発電用原子炉**の運転中に機能・性能試験、弁動作試験を、また、停止中に機能・性能試験、弁動作試験と分解検査、外観検査が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、**発電用原子炉**の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、**発電用原子炉**の運転中又は停止中に、復水貯蔵槽を水源とし、復水移送ポンプを起動させ、サプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、低圧代替注水系（常設）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。なお、残留熱除去系洗浄水弁から原子炉压力容器までのラインについては、上記の試験に加えて、**発電用原子炉**の運転中及び停止中に残留熱除去系注入弁の弁動作試験を実施することで**弁開閉動作**の確認可能な設計とする。

表 3.4-6 低圧代替注水系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，復水移送ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプ部品表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れなどがいないことの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプの外観検査として，傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。
(47-5-1, 3～6)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。切り替え操作としては、復水移送ポンプの起動操作、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作、原子炉圧力容器へ注水するための残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）全開操作、残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）の全開操作をすることになる。

なお、復水貯蔵槽から復水移送ポンプに供給するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は、復水貯蔵槽の中部（常用ライン）、下部（非常用ライン）の 2 通りがある。通常運転時は中部（常用ライン）を使用しているため、長期運転を見込み、復水貯蔵槽を水源として確保するため、復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を行い、復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。ただし、復水移送ポンプ起動当初は復水貯蔵槽水位は確保されているため、本切り替え操作は低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が開始された後に実施する。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切り替えに必要な弁については、中央制御室及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）から遠隔操作する設計とすることで、図 3.4-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

系統の切り替えに必要な弁のうちタービン建屋負荷遮断弁、残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)については、中央制御室から遠隔で弁を開閉することが可能である。

系統の切り替えに必要な弁のうち、残留熱除去系注入弁(A)及び(B)については、原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置している AM 用切替盤より、配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後、近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により、遠隔で弁を開閉することが可能である。

また、復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており、現場の手動操作で開操作を行う。この操作は、長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保のために実施する操作であり、原子炉圧力容器への注水開始後に実施することで、図 3.4-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替え可能である。

また、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、低圧代替注水系の主流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.4-8 に示す。このうち、中央制御室で操作する復水移送ポンプ、残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）、タービン建屋負荷遮断弁は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。原子炉建屋地上 3 階で操作する残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）は、原子炉建屋の二次格納施設外に AM 用切替盤、AM 用操作盤が設置されており、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁、復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は、廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり、原子炉建屋外であるため、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。これらの操作が可能な配置設計とする。

(47-3-1, 2, 5~9)

表 3.4-8 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
残留熱除去系注入弁(A)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
残留熱除去系注入弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (二次格納施設外)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋地下中 2 階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下 3 階(7号炉)	中央制御室
復水補給水系常／非常用 連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階
復水補給水系常／非常用 連絡 2 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階

3.4.2.1.5 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。注水流量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA時注水機能喪失に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が最大300m³/hの範囲であることから、復水移送ポンプ1台あたり150m³/h以上を注水可能な設計とし、2台使用する設計とする。原子炉圧力容器に注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源（復水貯蔵槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮し、復水移送ポンプ2台運転で注水流量300m³/h達成可能な設計とする。

(47-6-1～5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（常設）は，設計基準事故対処設備の残留熱除去系に対し，多様性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.4.2.1.3 項に記載のとおりである。

3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）

3.4.2.2.1 設備概要

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源設備（非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等）及び、水源である複数の代替淡水源（防火水槽及び淡水貯水池）、燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）、流路である復水補給水系、残留熱除去系、給水系の配管、弁、スパージャ、注水先である原子炉圧力容器から構成される。

重大事故等時においては、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び手動による原子炉減圧操作と連携し、複数の代替淡水源（防火水槽及び淡水貯水池）を水源として、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）で注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

本系統に関する重大事故等対処設備を表 3.4-9 に、本系統全体の概要図を図 3.4-3 に示す。

本系統は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、複数の代替淡水源（防火水槽及び淡水貯水池）の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし、燃料は軽油タンクよりタンクローリ（4kL）を用いて給油できる設計とする。

本系統の操作にあたっては、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に付属する操作スイッチにより、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し運転を行う。

なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用する際に接続する外部接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散された複数の異なる面に設置する。

本系統の流路のうち、低圧代替注水系（常設）の主流路への合流以降は、低圧代替注水系（常設）と同様の流路で構成し、復水補給水系、残留熱除去系、給水系の配管、弁、スパージャを経由して原子炉圧力容器へ注水する。低圧代替注水系（常設）の主流路への合流以降については、「3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）」で示す。

表 3.4-9 低圧代替注水系（可搬型）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
附属設備	—
水源 ^{※1}	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	復水補給水系 配管・弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用高圧母線【常設】 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	—

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 47-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉共用）

種類	: ターボ形
容量	: 120m ³ /h/台
吐出圧力	: 0.85MPa
最高使用圧力	: 1.76MPa
最高使用温度	: 40℃
個数	: 12（6/プラント）（予備1）
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力	: 110kW

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性、独立性、位置的分散

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表3.4-10で示すとおり、残留熱除去系ポンプ及び低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り、水源及び駆動源についても、多様性を備えた設計とする。

また、残留熱除去系と低圧代替注水系（可搬型）の独立性については、表3.4-11で示すとおり地震、津波、火災、溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

さらに、故障の影響を考慮し、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、予備を有する設計とする。

表 3.4-10 多様性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (常設)	低圧代替注水系 (可搬型)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
	原子炉建屋 地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階	屋外
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	複数の代替淡水源(防火 水槽及び淡水貯水池)
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要	不要
冷却水	原子炉補機冷却系(及び原子 炉補機冷却海水系)	不要(自滑水)	不要
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設 備 (第一ガスタービ ン発電機及び第二ガ スタービン発電機)	可搬型代替交 流電源設備 (電源車)
	原子炉建屋 地上 1 階	屋外(7 号炉タービン建屋南側及び荒 浜側常設代替交流電源設備設置場所)	

表 3.4-11 設計基準事故対処設備との独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (A) (B) (C) (低圧注水モード)	低圧代替注水系 (可搬型)
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし, 重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (可搬型) は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで, 基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。
	津波	6 号及び 7 号炉の原子炉建屋は, 基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで, 津波が共通要因となり故障することのない設計とする。
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と, 重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (可搬型) は, 火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする (「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と, 重大事故等対処設備である低圧代替注水系 (可搬型) は, 溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする (「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。

3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、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ものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、**想定される重大事故等時**における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、**その機能を有効に発揮することができるよう**、以下の表3.4-12に示す**設計とする**。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の操作は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に付属する操作スイッチにより、**想定される重大事故等時において設置場所から操作可能な設計とする**。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。

また、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(47-4-3, 4, 7, 8, 47-8-2)

表 3.4-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで、設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重、積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低压代替注水系（可搬型）を運転する場合は、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し、**残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）の全開操作**、**残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）の全開操作**を実施した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続を行い、送水準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動することで原子炉**圧力容器**への注水を行う。以上のことから、低压代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁、ホースを表 3.4-13 に示す。

このうち**MUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A) 及び MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B), MUWC 可搬式接続口隔離弁 1**については、接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とし、**MUWC 可搬式接続口隔離弁 2 及び MUWC 可搬式接続口隔離弁 3**については、原子炉建屋内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。**MUWC 接続口内側隔離弁(B)**については、弁は原子炉建屋の二次格納施設外に設置されているが、**遠隔手動弁操作設備**により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。**MUWC 接続口内側隔離弁(A)**については、弁は二次格納施設外に設置されているが、**遠隔手動弁操作設備**により原子炉建屋の二次格納施設外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）操作盤の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）操作盤の操作スイッチ**及び操作に必要な弁**を操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて**輪留めによる固定等**が可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては、特殊は工具、及び技量は必要とせず、簡便な**結合金具による接続**並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(47-7-1～5, 47-4-3, 4, 7, 8)

表 3.4-13 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、表 3.4-14 に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験，弁動作試験，また停止中に機能・性能試験，弁動作試験と分解検査，外観検査が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替，車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、仮設流量計、ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、他系統と独立した試験系統で低圧代替注水系（可搬型）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、接続口から復水補給水系主配管までのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁動作試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

表 3.4-14 低圧代替注水系（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替
	外観検査	ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

運転性能の確認として，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力，流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食などが無いことの確認を行うことが可能な設計とする。

(47-5-2, 7, 8)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために低圧代替注水系（可搬型）に系統構成を切り替える場合，切り替え操作としては，各接続口の弁開閉操作，ホース敷設作業，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作を行うことになる。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作，及び系統の切り替えに必要な弁操作については，図 3.4-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(47-4-3, 4, 7, 8)

は、全閉隔離する設計とする。

また、低圧代替注水系（可搬型）を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(47-4-3, 4, 7, 8)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.4-15 に示す。このうち、屋外で操作する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、MUWC 接続口外側隔離弁 1(A), 2(A) 及び MUWC 接続口外側隔離弁 1(B), 2(B)、MUWC 可搬式接続口隔離弁 1、MUWC 接続口内側隔離弁 (B)、ホースは、屋外にあるため操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。MUWC 接続口内側隔離弁 (A) については、原子炉建屋地上 2 階（原子炉建屋の二次格納施設外）に設置されていることから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお、原子炉建屋内にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

(47-7-1~5)

表 3.4-15 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階
ホース	屋外又は原子炉建屋内	屋外又は原子炉建屋内

3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の容量については，原子炉停止後8時間後の崩壊熱除去に必要な注水流量として45m³/h以上とする。原子炉圧力容器に注水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の揚程は，原子炉圧力容器に注水する場合の水源（防火水槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，ホース及び弁類圧損を考慮し，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を直列2台運転で注水流量45m³/h達成可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は1プラントあたり2セット6台で6号及び7号炉共用で4セット12台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計13台を分散して保管する。

(47-6-6～12)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所は，格納容器下部注水系（可搬型），復水貯蔵槽への供給にも使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から来るホースと接続口について，簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を75A又は65Aに統一し，75A/65Aのレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計

とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から来るホースと接続口について、ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え、接続口の口径を75A又は65Aに統一し、75A/65Aのレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(47-7-1～5)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋東側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

7号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋北側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(47-7-1～5)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また、現場での接続作業にあたっては、簡便な結合金具による接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

(47-7-1)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、残留熱除去系ポンプ、低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管する。

(47-8-1, 2)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、保管場所から接続場所までの運搬経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照

(47-9-1~4)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と常設重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）に対し、多様性、位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については、3.4.2.2.3項に記載のとおりである。

3.4.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.4.3.1 残留熱除去系（低圧注水モード）

3.4.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（低圧注水モード）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、低圧注水系、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は、電動ポンプ3台、配管、弁類、ストレーナ、スパーージャ及び計測制御装置からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、3台の残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプごとに別々のループとなっており、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器内（炉心シュラウド外）に注水し、炉心を冷却する。

本システムの系統概要図を図3.4-5に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.4-16に示す。

本システムは設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また、残留熱除去系（低圧注水モード）は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、代替交流電源設備からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。

- ・水源については「3.13 重大事故等の取束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

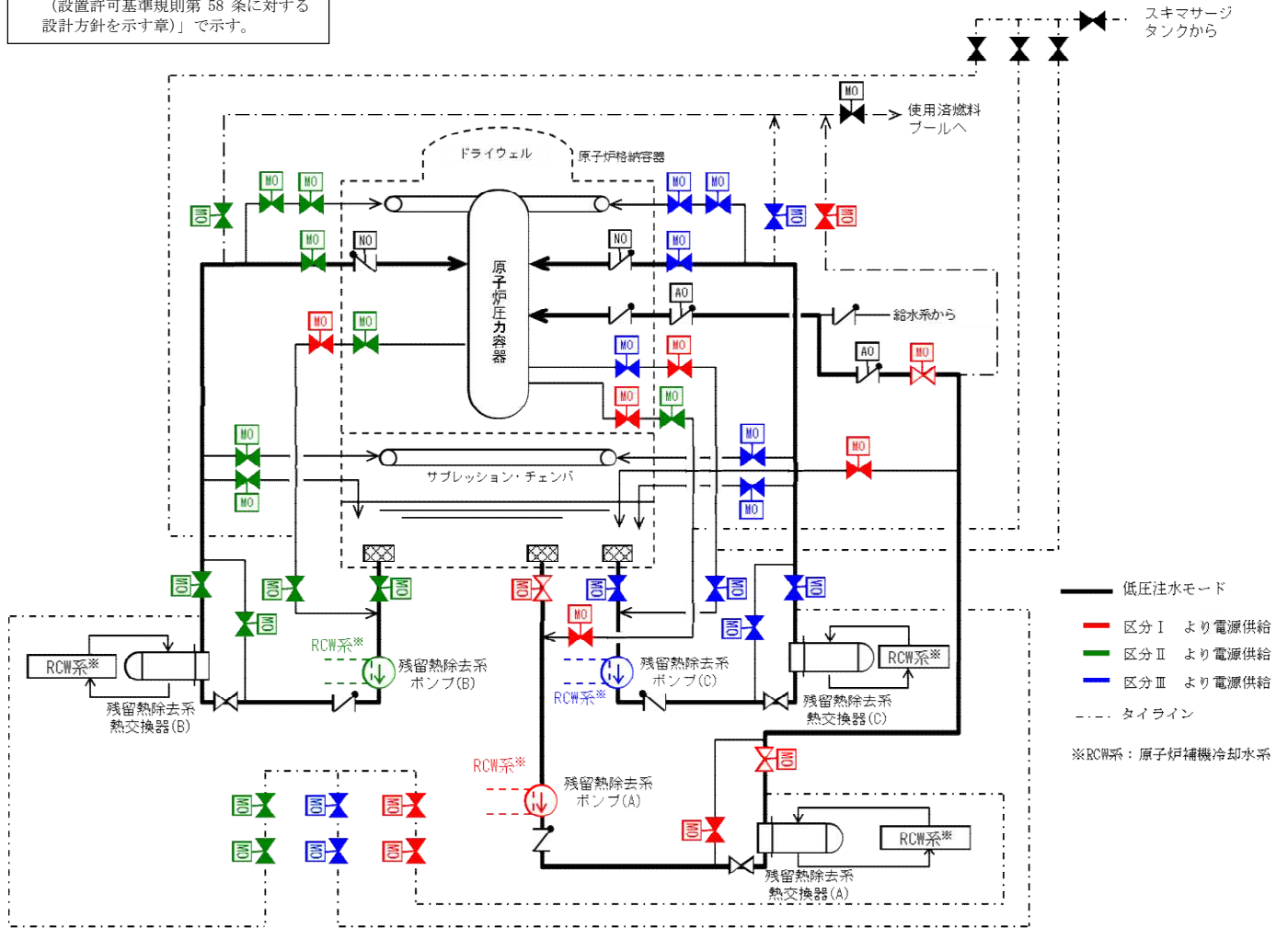


図 3.4-5 残留熱除去系（低圧注水モード） 系統概要図

表 3.4-16 残留熱除去系（低圧注水モード）に関する重大事故等対処設備
（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	サプレッション・チェンバ【常設】
流路 ^{※2}	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※3}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※4}	原子炉水位（SA）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含む。

※3：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※4：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ

容量	: 約 950m ³ /h/台
全揚程	: 約 130m
個数	: 3
取付箇所	: 原子炉建屋地下 3 階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（低圧注水モード）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（低圧注水モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（低圧注水モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（低圧注水モード）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.4-17に示す設計である。

表3.4-17 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、残留熱除去系（低圧注水モード）は中央制御室にて操作可能な設計とする。残留熱除去系（低圧注水モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、残留熱除去系（低圧注水モード）については、テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては、発電用原子炉の運転中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

3.4.3.2.1 設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、3 ループから構成され、熱交換器 3 基、電動ポンプ 3 台、配管、弁類、スパージャ及び計測制御装置からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の残留熱を除去して、原子炉を冷却するためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は、原子炉停止後には復水器等により冷却され、冷却材温度が十分下がった後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）によって冷却される。

本システムの系統概要図を図 3.4-6 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.4-18 に示す。

本システムは設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、代替交流電源設備からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。

- ・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- ・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

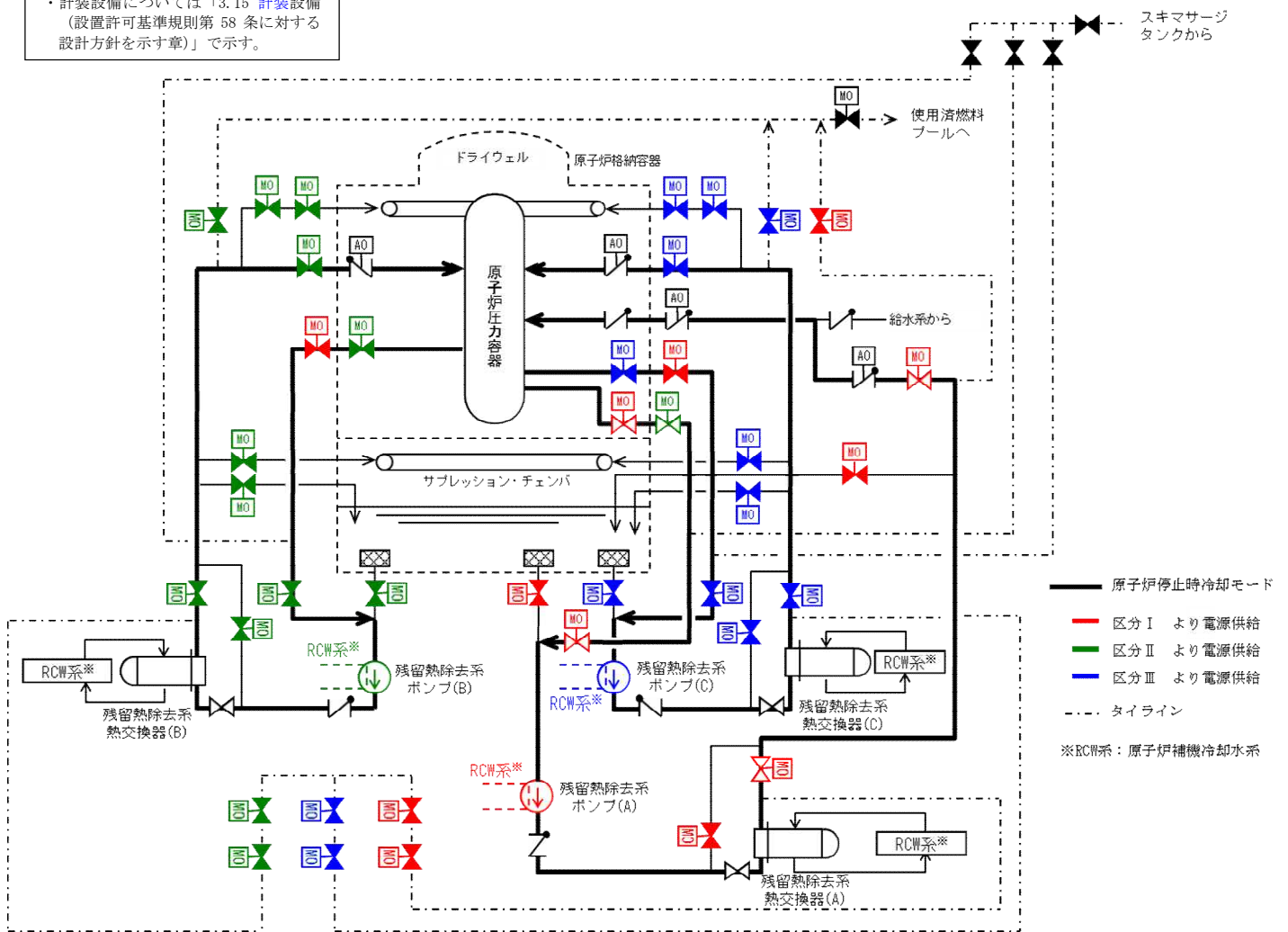


図 3.4-6 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 系統概要図

表 3.4-18 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に関する重大事故等対処設備
（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	原子炉圧力容器【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 給水系 配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備 ^{※2}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備 ^{※3}	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ポンプ

容量 : 約 950m³/h/台
全揚程 : 約 130m
台数 : 3
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 熱交換器

基数 : 3
伝熱容量 : 約 8.1 MW/基 (海水温度 30°Cにおいて)

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧させる場合については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.4-19に示す設計である。

表 3.4-19 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	二次格納施設内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については、発電用原子炉の運転中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

【設置許可基準規則】

(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)

第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

- 2 発電用原子力施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。
 - b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。
- 3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。
 - b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。
 - c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。
- 4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
 - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。
 - b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

3.11.1 設置許可基準規則第54条への適合方針

想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、以下の設備を設ける（以下、「第54条第1項対応」という）。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するため、以下の設備を設ける（以下、「第54条第2項対応」という）。ただし、臨界の防止については、以下の設備により設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体の形状を保持することで未臨界性を維持する。(54-13-2～5)

(1) 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項～第3項）

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）は、第54条第1項対応の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）により防火水槽の水をホース及び可搬型スプレイヘッドを経由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）は、第54条第2項対応の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により防火水槽から水を汲み上げ、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）によりホース及び可搬型スプレイヘッドを経由して使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

ここで、水源である防火水槽は、淡水貯水池又は海から水を補給できる設計とする。

(2) 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項～第3項）

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）は、第54条第1項対応の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）により防火水槽の水をホース及び常設スプレイヘッドを経由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）は、第54条第2項対応の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により防火水槽の水を汲み上げ、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）により燃料プール代替注水系配管及び常設スプレイヘッドを経由して使用済燃料に直接スプレイすることで、使用済燃料プール近傍へアクセスすることなく屋外からの現場操作により、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

ここで、水源である防火水槽は、淡水貯水池又は海から水を補給できる設計

とする。

- (3) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び関連設備（大気への拡散抑制）
（設置許可基準規則解釈の第3項c）

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6号及び7号炉共用）
- ・放水砲（6号及び7号炉共用）

なお、本設備の詳細については「3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（設置許可基準規則第55条に対する設計方針を示す章）」で示す。

- (4) 使用済燃料プールの監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第4項）

使用済燃料プールの水位、水温及びプール上部の空間線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。

また、使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを設置する。

上記の計測設備は、代替電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

なお、サイフォン現象により、使用済燃料プールディフューザ配管からプール水が漏えいした場合に備え、使用済燃料プールディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔を整備し、サイフォンブレイク孔まで水位が低下した時点で、受動的にサイフォン現象の継続を停止させる設計とする。

万が一、サイフォンブレイク孔の機能が喪失した場合においても、現場での手動弁操作により破断箇所を隔離することで、プール水の流出を停止させることが可能な設計とする。

(54-12-2～3)

また、**重大事故等時**に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系を用いて、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器により、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な設計とする。

なお、第 54 条第 1 項対応において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための自主対策設備として以下を整備する。

(5) 消火系による使用済燃料プール注水の整備

消火系による使用済燃料プールへの注水は、ディーゼル駆動消火ポンプを用い、全交流電源が喪失した場合でも、高台に配備した代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンクを水源として、消火系配管、復水補給水系配管、残留熱除去系配管及び燃料プール冷却浄化系配管を経由して使用済燃料プールへ注水する。

なお、第 54 条第 2 項対応において、使用済燃料プール内の燃料体等の損傷を緩和し、臨界を防止するための自主対策設備として以下を整備する。

(6) ステンレス鋼板等による漏えい緩和の整備

使用済燃料プールの水位が著しく低下した場合に、ステンレス鋼板を用いて使用済燃料プール水の漏えいを緩和するとともに使用済燃料プールの水位低下を緩和する。

ただし、この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

また、複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以下を整備する。

(7) 燃料プール代替注水系の海水の利用

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）並びに燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の水源である複数の代替淡水源（防火水槽、淡水貯水池）の淡水が枯渇した場合において、防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より、大容量送水車（海水取水用）を用いて防火水槽への供給又は可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）に海水を直接送水を行う設計とする。なお、海水の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.11.2 重大事故等対処設備

3.11.2.1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）

3.11.2.1.1 設備概要

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び注水機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び注水機能が喪失した場合に、この機能を代替し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本システムは、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）、計測制御装置、及び水源である複数の代替淡水源（防火水槽及び淡水貯水池）、流路であるホース、可搬型スプレイヘッド、注入先である使用済燃料プール、燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）等から構成される。

本システムに関する重大事故等対処設備を表 3.11-1 に、本システム全体の概要図を図 3.11-1 及び図 3.11-2 に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）は、第 54 条第 1 項対応の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）により防火水槽の水をホース及び可搬型スプレイヘッドを経由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）は、第 54 条第 2 項対応の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により防火水槽の水を汲み上げ、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）によりホース及び可搬型スプレイヘッドを経由して使用済燃料に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

本システムの操作にあたっては、ホース及び可搬型スプレイヘッドの敷設により系統構成を行った後、屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の操作スイッチにより可搬型代替注水ポンプを起動し運転を行う。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、駆動源である軽油を、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を介し給油できる設計とする。

水源である防火水槽は、淡水貯水池からホースを経由して補給できる設計とする。

表 3.11-1 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 【可搬型】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【可搬型】 可搬型スプレイヘッド 【可搬型】
附属設備	—
水源 ^{※1}	防火水槽 【常設】 淡水貯水池 【常設】
流路	ホース・接続口 【可搬型】 燃料プール代替注水系 配管・弁 【常設】
注水先	使用済燃料プール 【常設】
電源設備 (燃料補給 設備を含 む)	燃料補給設備 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (4kL) 【可搬】
計装設備 ^{※2}	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 【常設】 (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置 【常設】を含む)

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.11.2.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6 号及び 7 号炉共用)

種類 : ターボ形
容量 : 168m³/h /台
吐出圧力 : 0.85MPa
最高使用圧力 : 2.0MPa
最高使用温度 : 40℃
個数 : 1 (予備 1)
設置場所 : 屋外
保管場所 : 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力 : 160kW

(2) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

種類 : ターボ形
容量 : 120m³/h /台
吐出圧力 : 0.85MPa
最高使用圧力 : 2.0MPa
最高使用温度 : 40℃
個数 : 4 (2/プラント) (予備 5)
設置場所 : 屋外
保管場所 : 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力 : 110kW

(3) 可搬型スプレイヘッド

最高使用温度 : 100℃
数量 : 1 (予備 1)
設置場所 : 二次格納施設内 地上4階
保管場所 : 二次格納施設内 地上3階及び4階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

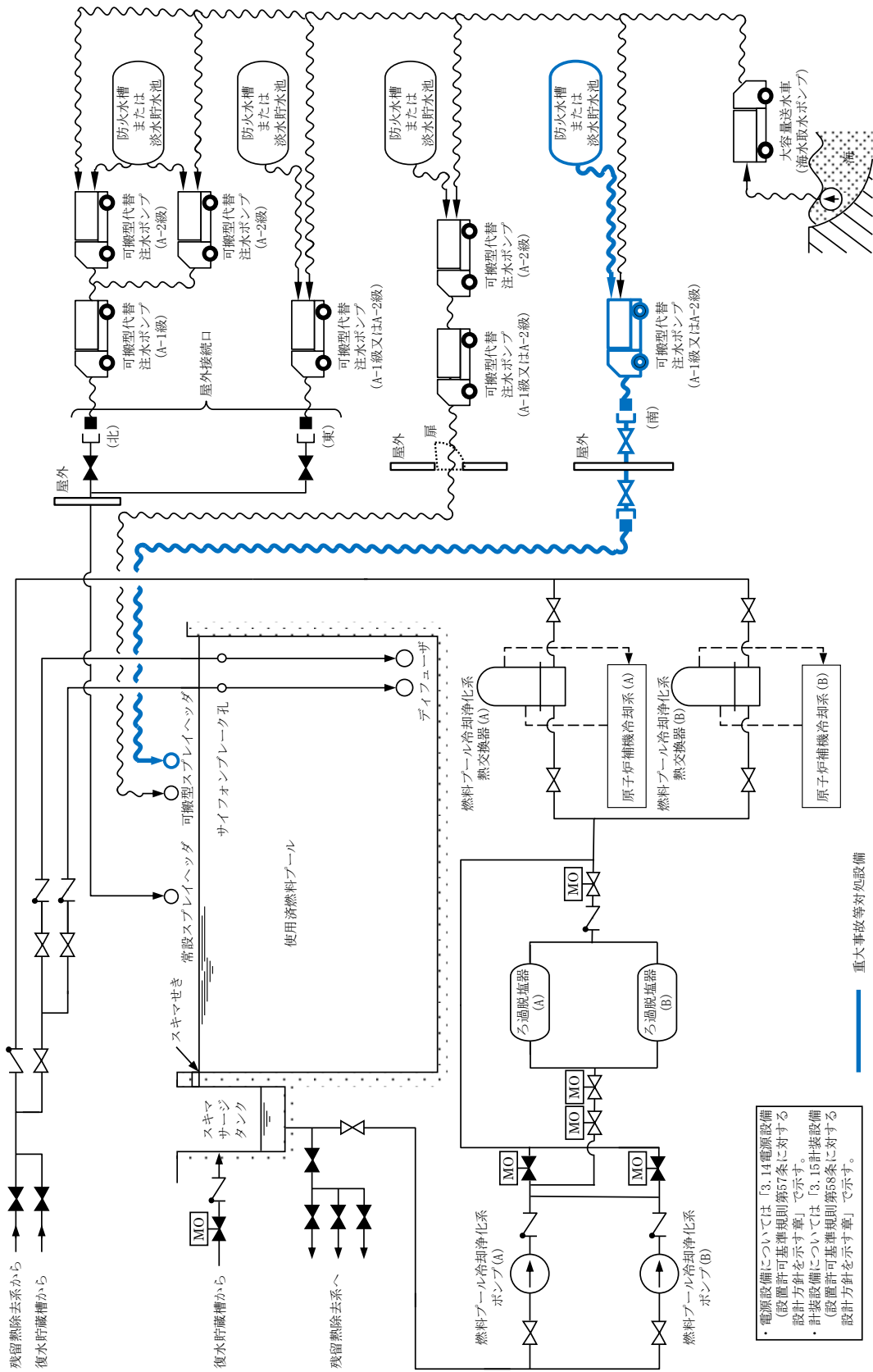


図 3.11-1 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

3.11.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，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ものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）は，屋外に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-2に示す設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の可搬型スプレイヘッドは二次格納施設内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-3に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）は，屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）の操作スイッチで操作可能な設計とする。また，風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策及び凍結対策を行う。

(54-3-2～10)

表 3.11-2 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）に想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水時間を短時間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-3 可搬型スプレイヘッドに想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水時間を短時間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）を運転する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の移動、ホース及び可搬型スプレイヘッドの敷設により系統構成を行った後、屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の操作スイッチにより可搬型代替注水ポンプを起動し、使用済燃料プールへの注水を行う。

以上のことから、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の操作に必要な機器を表 3.11-4 に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）については、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）操作盤の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保することで基準に適合させる。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、接続口まで移動可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

建屋貫通接続口を通じてホースを敷設する場合の操作対象弁は屋外及び二次格納施設内に設置し、ハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

ホース及び可搬型スプレイヘッドの接続作業にあたっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

(54-3-2~10)

表 3.11-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
SFP 接続口建屋内元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋 地上 1 階	人力操作
SFP 接続口建屋外元弁	弁閉→弁開	屋外	人力操作
ホース及び可搬型スプレイヘッド	ホース接続	屋外及び 原子炉建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）は、表 3.11-5 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能確認、弁動作試験、分解検査、外観検査が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替、車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）、仮設流量計、ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の機能・性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、接続口から可搬型スプレイヘッドまでのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中及び停止中に接続口の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

ホース及び可搬型スプレイヘッドは、外観検査により機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認が可能な設計とする。

可搬型スプレイヘッドは、通気により、つまり等がないことの確認が可能な設計とする。

(54-5-2, 3)

表 3.11-5 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の運転性能（吐出圧力、流量）の確認、漏えいの確認
		可搬型スプレイヘッドへの通気による機能・性能の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替
	外観検査	ホース及び可搬型スプレイヘッド外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）は、重大事故等への対処以外に通常時に使用する設備でないことから、図 3.11-3 で示すタイムチャートのとおり系統の切り替えは発生しない。

<使用済燃料プールへ注水する場合>

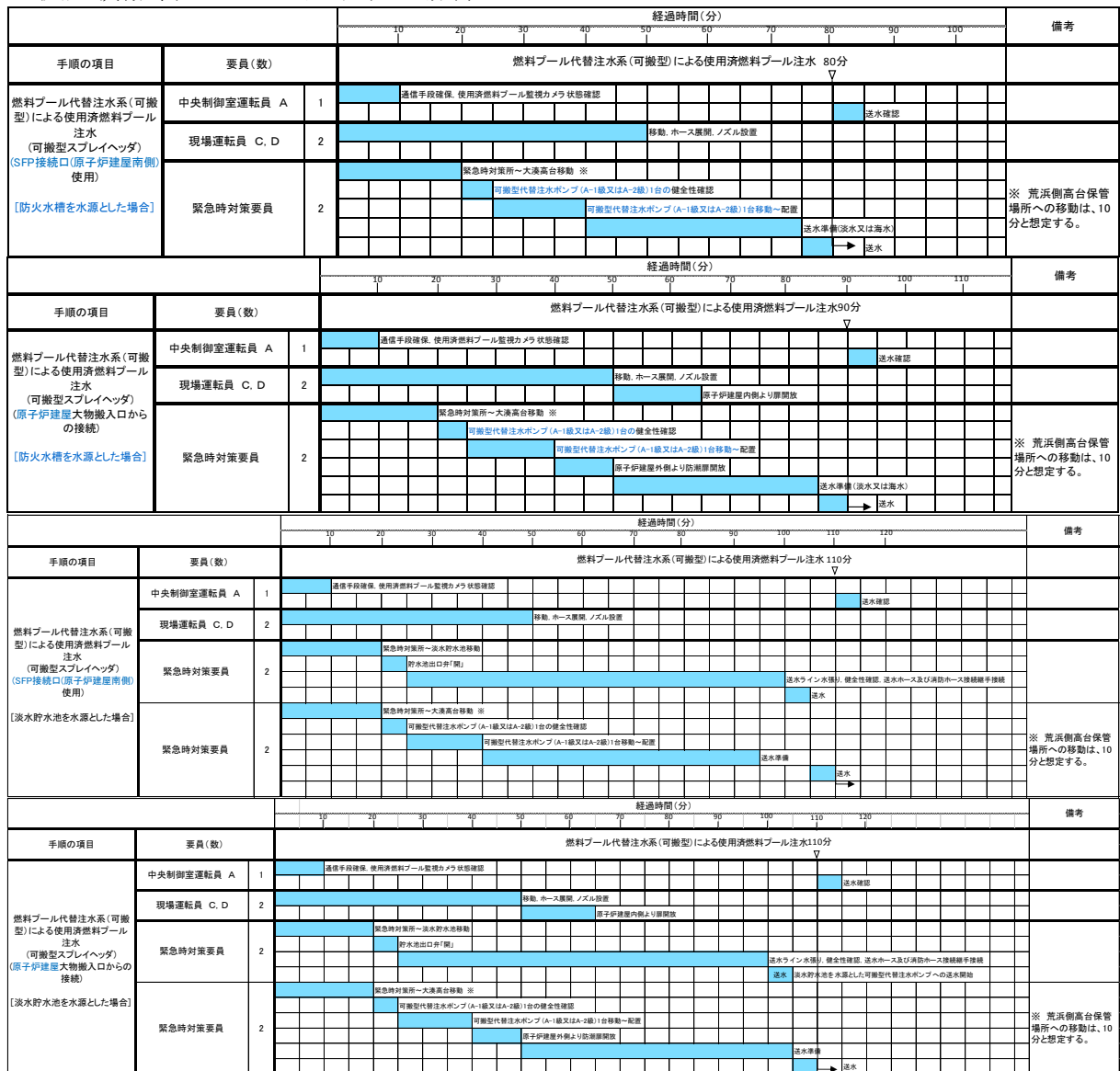


図 3.11-3 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）のタイムチャート(1/2)*

<使用済燃料プールへスプレイする場合>

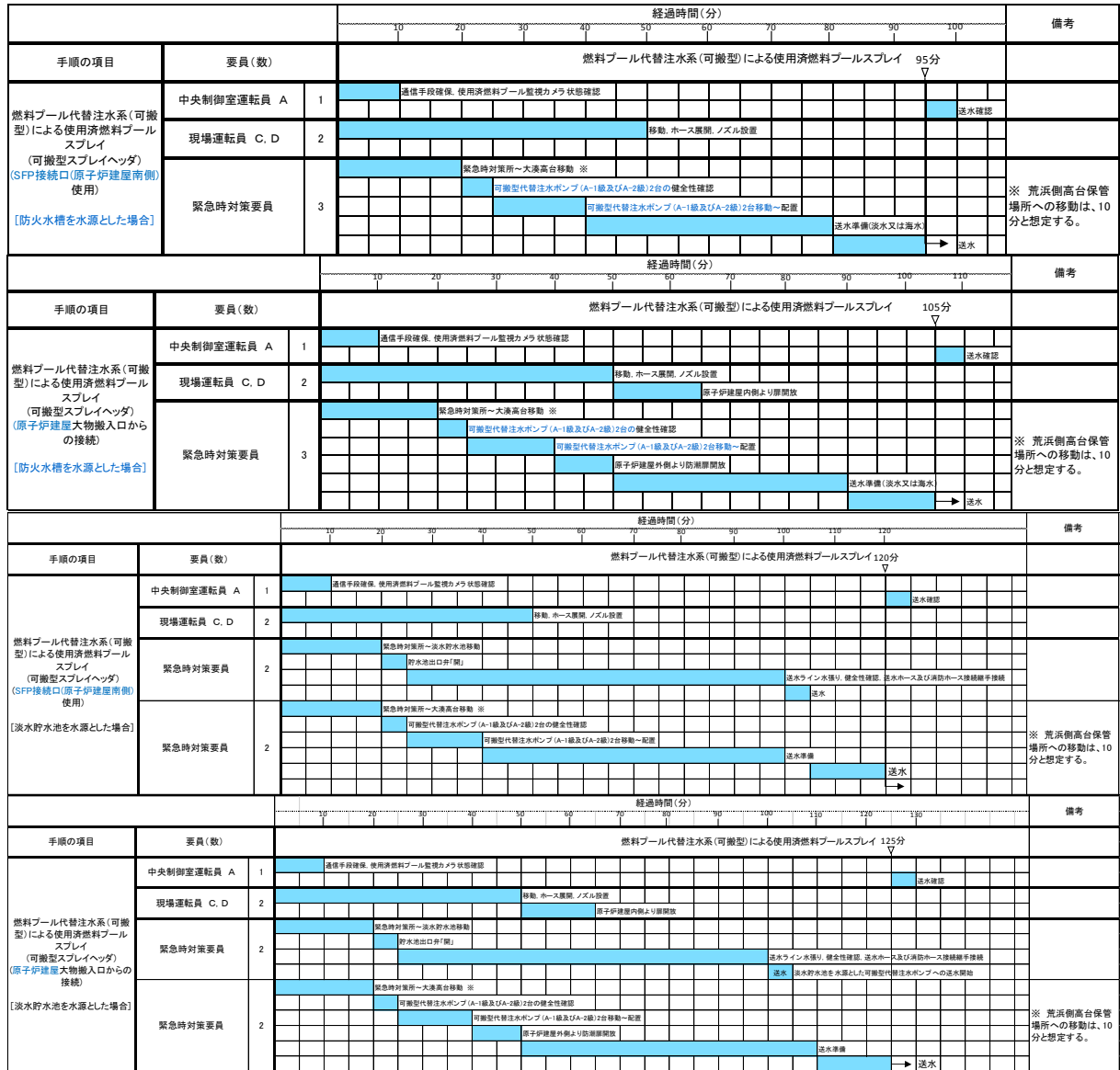


図 3.11-3 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の
タイムチャート (2/2) *

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、通常時、接続先の系統と分離された状態で保管することとしており、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、輪留めによる固定等をするか又は設置場所において転倒しないことを確認することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(54-3-2)

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型スプレイヘッドは、通常時、他設備と独立した状態で設置又は保管し、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(54-8-3～6)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の系統構成において操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.11-6 に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の起動及び接続口との接続作業並びに屋外の操作対象弁の開操作は、線源からの離隔により、放射線量が高くなるおそれの少ない場所である屋外で実施可能な設計とする。なお、原子炉建屋内に設置する操作対象弁の操作が困難な環境時に備え、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）を設ける。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型スプレイヘッドは現場へ据え付け後、現場での操作が不要な設計とする。

(54-3-2～10)

表 3.11-6 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
SFP 接続口 建屋内 元弁	原子炉建屋 地上 1 階	原子炉建屋 地上 1 階
SFP 接続口 建屋外 元弁	屋外	屋外
ホース及び可搬型スプレイヘッド	屋外及び 原子炉建屋内	屋外及び 原子炉建屋内

3.11.2.1.4 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）は、第54条第1項及び第2項対応の場合に、必要な注水量又はスプレイ量を有する設計とする。

また、可搬型スプレイヘッドは1台で使用済燃料プール内燃料体にスプレイ可能な設計とする。

(54-6-2～30)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）、並びに可搬型スプレイヘッドの接続箇所は、簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え、接続口の口径を65Aに統一し、75A/65Aのレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）からくるホースと接続口について、ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え、接続口の口径を65Aに統一し、75A/65Aのレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(54-7-2, 3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外か

ら水又は電力を供給するものに限る。)の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)及び燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)である可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)の接続箇所は, 重大事故等時の環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため, 接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6号及び7号炉ともに, 接続口から可搬型スプレイヘッドまで建屋内にホースを敷設してつながる「SFP接続口」を原子炉建屋南側に1箇所設置し, 接続口から常設スプレイヘッドまで鋼製配管でつながる「SFP接続口」を原子炉建屋東側に1箇所, 原子炉建屋北側に1箇所設置し, 合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(54-7-2~5)

(4) 設置場所(設置許可基準規則第43条第3項四)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け, 及び常設設備と接続することができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)である可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)の起動及びホースの接続作業は, 仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること, 線量を測定し線量が低い位置に配置することにより, これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また, 現場での接続作業にあたっては, 簡便な結合金具による接続方式により, 確実に速やかに接続が可能である。

燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)である可搬型スプレイヘッドは, 現場での据え付け後は, 現場での操作が不要な設計とする。

また, 可搬型スプレイヘッドの設置場所への据え付けが困難な環境時に備え, 常設スプレイヘッドを設ける。

(54-7-2~5)

(5) 保管場所(設置許可基準規則第43条第3項五)

(i) 要求事項

地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロ

リズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の高台（大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所）に複数箇所に分散して保管する。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型スプレイヘッドは，常設スプレイヘッドと二次格納施設内の異なる場所に保管する。

(54-8-2～6)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は，通常時は高台に保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する設計とする。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型スプレイヘッドは，通常時は原子炉建屋内に保管しており，その機能に期待できる環境時において，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する設計とする。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

また，可搬型スプレイヘッドの保管場所，接続場所へのアクセスが困難な環境時に備え，常設スプレイヘッドを設ける。

(54-9-2～8)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプと表 3.11-7 で示すとおり位置的分散を図るとともに、可能な限りの多様性を備えた設計とする。

(54-3-2)

表 3.11-7 多様性又は多重性, 位置の分散

項目	設計基準対象施設		重大事故等対処設備
	燃料プール冷却浄化系	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	
注水端	使用済燃料プールデイフューザ		燃料プール代替注水系 可搬型スプレイヘッド 常設スプレイヘッド
駆動用空気	計装用圧縮空気系	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)		不要
ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系ポンプ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び (A-2 級)
	原子炉建屋 地上 2 階	原子炉建屋 地下 3 階	屋外
冷却水	6 号炉は原子炉補機冷却系 (7 号炉は不要)	原子炉補機冷却系	不要 (自滑水)
	使用済燃料プール		代替淡水源又は海水
水源	原子炉建屋 地上 4 階		屋外
	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)		エンジン
駆動電源	原子炉建屋の二次格納施設外	地上 1 階	屋外

3.11.2.2 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）

3.11.2.2.1 設備概要

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び注水機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び注水機能が喪失した場合に、この機能を代替し、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷、臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また、大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和、及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）、計測制御装置、及び水源である複数の代替淡水源（防火水槽及び淡水貯水池）、流路である燃料プール代替注水系配管、常設スプレイヘッド、注入先である使用済燃料プール、燃料補給設備である軽油タンク、タンクローリ（4kL）等から構成される。

本系統に関する重大事故等対処設備を表 3.11-8 に、本系統全体の概要図を図 3.11-4 及び図 3.11-5 に示す。

本系統は第 54 条第 1 項対応（使用済燃料プールへ注水する）の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）により、防火水槽からホース、及び燃料プール代替注水系配管、常設スプレイヘッドを経由して使用済燃料プールへ注水可能な設計とする。

また、本系統は第 54 条第 2 項対応の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により防火水槽及び淡水貯水池の水、若しくは海水を汲み上げ、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）により燃料プール代替注水系配管及び常設スプレイヘッドを経由して使用済燃料プールへスプレイ可能な設計とする。

本系統の操作にあたっては、現場屋外での弁の操作、ホースの敷設により系統構成を行った後、屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の操作スイッチにより可搬型代替注水ポンプを起動し運転を行う。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、駆動源である軽油を、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を介し給油できる設計とする。

水源である防火水槽は、淡水貯水池からホースを経由して補給できる設計とする。

表 3.11-8 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 【可搬型】 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 【可搬型】 常設スプレイヘッド 【常設】
附属設備	—
水源 ^{※1}	防火水槽 【常設】 淡水貯水池 【常設】
流路	ホース・接続口 【可搬型】 燃料プール代替注水系 配管・弁 【常設】
注水先	使用済燃料プール 【常設】
電源設備 (燃料補給 設備を含 む)	燃料補給設備 軽油タンク 【常設】 タンクローリ (4kL) 【可搬】
計装設備 ^{※2}	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 【常設】 (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置 【常設】を含む)

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和、臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) (6 号及び 7 号炉共用)

種類 : ターボ形
容量 : 168m³/h /台
吐出圧力 : 0.85MPa
最高使用圧力 : 2.0MPa
最高使用温度 : 40℃
個数 : 1 (予備1)
設置場所 : 屋外
保管場所 : 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力 : 160kW

(2) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

種類 : ターボ形
容量 : 120m³/h /台
吐出圧力 : 0.85MPa
最高使用圧力 : 2.0MPa
最高使用温度 : 40℃
個数 : 4 (2/プラント) (予備 5)
設置場所 : 屋外
保管場所 : 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力 : 110kW

(3) 常設スプレイヘッド

最高使用温度 : 66℃
数量 : 1
取付箇所 : 原子炉建屋 地上4階

なお、水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

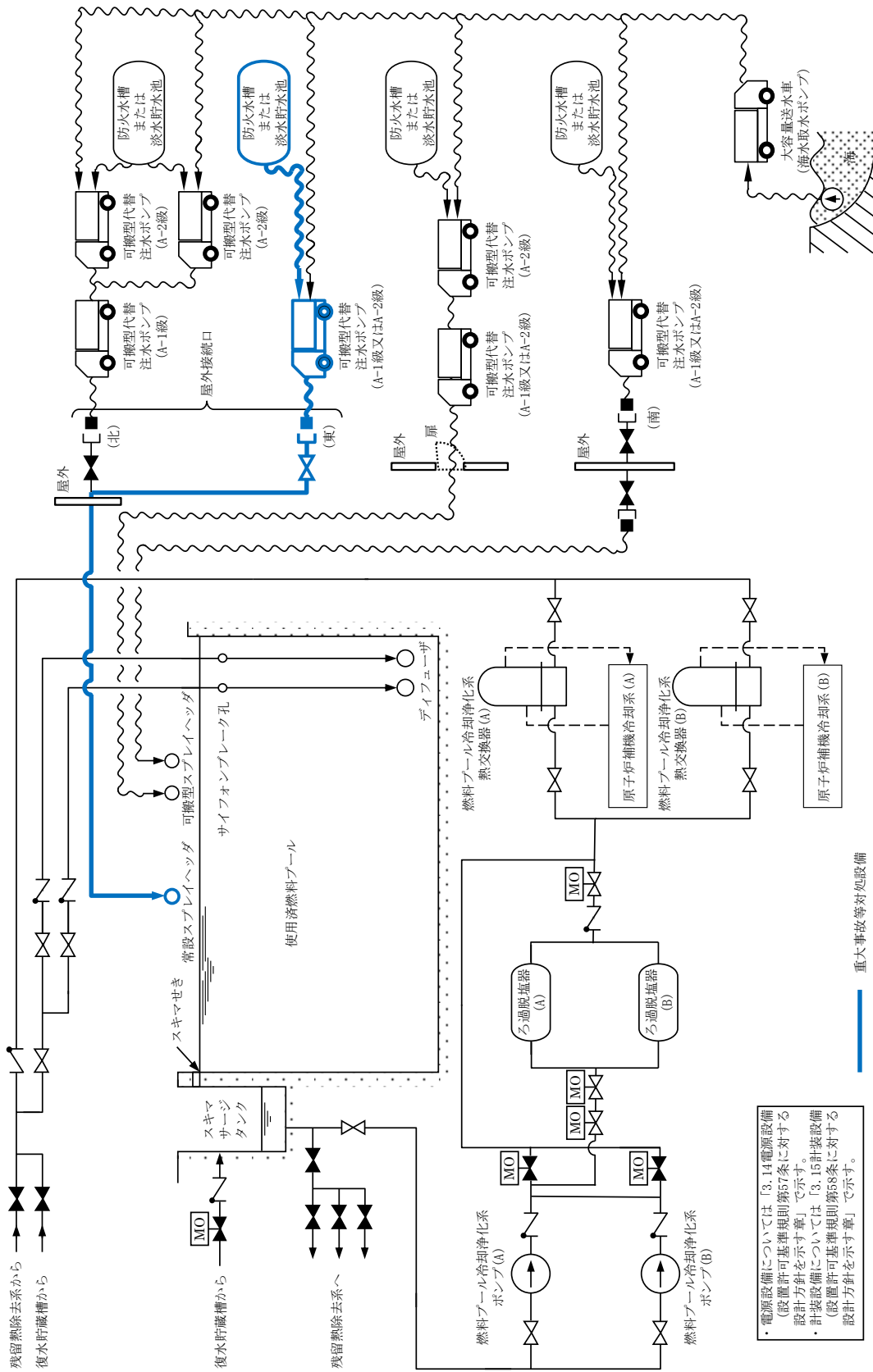


図 3.11-4 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド) 使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

3.11.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，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ものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）は，屋外に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-9に示す設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッドは二次格納施設内に設置している設備であることから想定される重大事故等時における二次格納施設内の環境条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表3.11-10に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）は，屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）の操作スイッチで操作可能な設計とする。また，風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策及び凍結対策を行う。

(54-3-2, 11～14)

表 3.11-9 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）に想定する
環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水時間を短時間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-10 常設スプレイヘッドに想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水時間を短時間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）を運転する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の移動及びホース敷設により系統構成を行った後、屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の操作スイッチにより可搬型代替注水ポンプを起動し、使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水 R/B 東側注水ライン元弁の開操作を実施し使用済燃料プールへの注水を行う。

以上のことから、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の操作に必要な機器を表 3.11-11 に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）については、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）操作盤の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保することで基準に適合させる。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、接続口まで移動可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

操作対象弁については、接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な接続金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

(54-3-13, 14, 54-7-4, 5)

表 3.11-11 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
使用済燃料プール外部注水 R/B 北側注水ライン元弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置 （原子炉建屋北側）	手動操作
使用済燃料プール外部注水 R/B 東側注水ライン元弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置 （原子炉建屋東側）	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

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試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）は、表 3.11-12 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能確認、弁動作試験、分解検査、外観検査が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替、車両としての運転状態確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転又は停止中に、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）、仮設流量計、ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の機能・性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、接続口から常設スプレイヘッドまでのラインについては、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中及び停止中に接続口の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

ホース及び常設スプレイヘッドは、外観検査により機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認が可能な設計とする。

常設スプレイヘッドは、通気により、つまり等がないこと、及び閉止栓を取り付けての通水により漏えいの確認が可能な設計とする。

(54-5-2, 3)

表 3.11-12 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の運転性能（吐出圧力、流量）の確認、漏えいの確認 常設スプレイヘッドへの通気及び通水による機能・性能の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）を分解し、部品の表面状態を、試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替
	外観検査	ホース及び常設スプレイヘッド外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

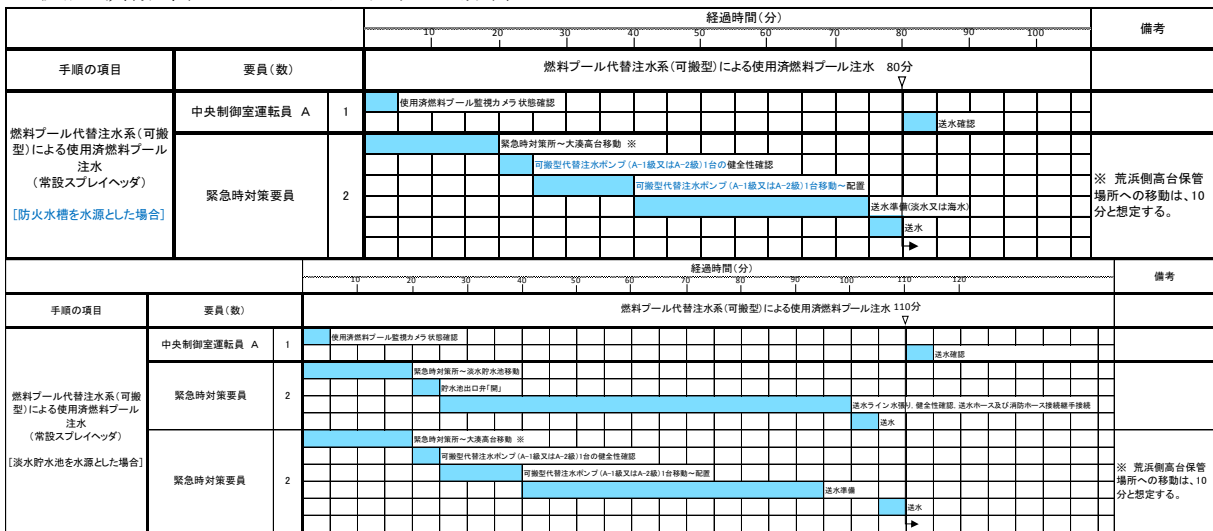
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）は、重大事故等への対処以外に通常時に使用する設備でないことから図 3.11-6 で示すタイムチャートのとおり系統の切り替えは発生しない。

<使用済燃料プールへ注水する場合>



<使用済燃料プールへスプレイする場合>

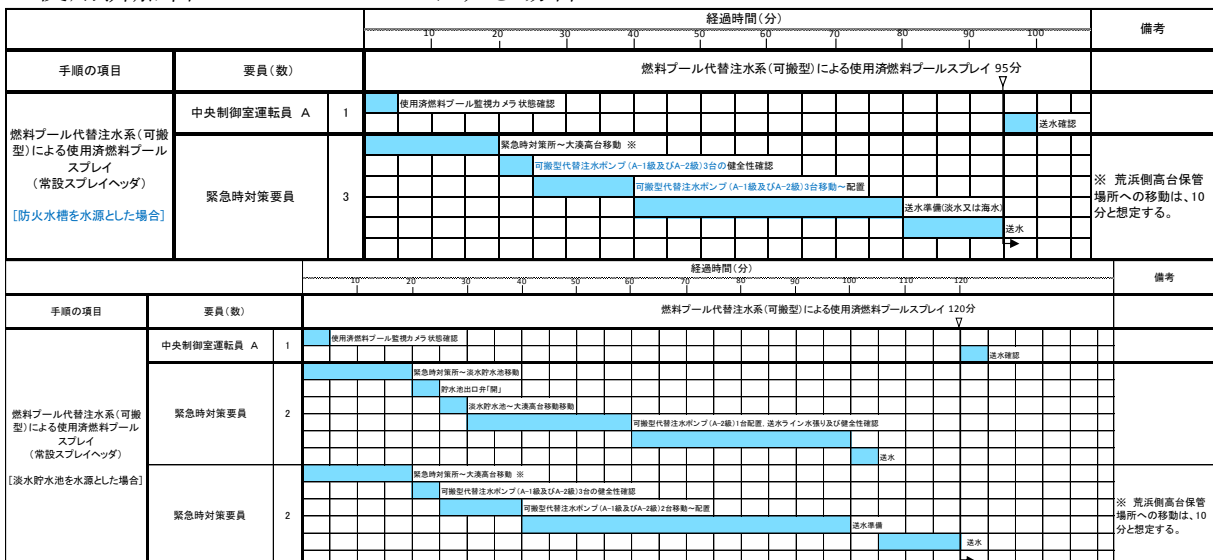


図 3.11-6 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）によるタイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、通常時、接続先の系統と分離された状態で保管することとしており、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、輪留めによる固定等をするか又は設置場所において転倒しないことを確認することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である常設スプレイヘッドは、通常時、他設備と独立した状態で設置又は保管し、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(54-3-2, 13, 14)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の系統構成において操作が必要な機器の設置場所、操作場所を表 3.11-13 に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の起動及び接続口との接続作業、並びに操作対象弁の開操作は、線源からの離隔により、放射線量が高くなるおそれの少ない場所である屋外で実施可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である常設スプレイヘッドは現場での操作が不要な設計とする。

(54-3-13, 14)

表 3.11-13 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	屋外設置位置	屋外設置位置
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	屋外設置位置	屋外設置位置
使用済燃料プール外部注水 R/B 北側注水ライン元弁	屋外接続口位置 (原子炉建屋北側)	屋外接続口位置 (原子炉建屋北側)
使用済燃料プール外部注水 R/B 東側注水ライン元弁	屋外接続口位置 (原子炉建屋東側)	屋外接続口位置 (原子炉建屋東側)
ホース	屋外	屋外

3.11.2.2.4 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である常設スプレイヘッドは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(54-3-13, 14)

3.11.2.2.5 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1級）は、第54条第1項及び第2項対応の場合に、必要な注水量又はスプレイ量を有する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、第54条第1項対応の場合に、必要な注水量を有する設計とする。

(54-6-2~30)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の接続箇所は、簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え、接続口の口径を 65A に統一し、75A/65A のレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また、6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）からくるホースと接続口について、ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え、接続口の口径を 65A に統一し、75A 又は 65A に統一し、75A/65A のレデューサを配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(54-7-4, 5)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の接続が困難な場合に備え、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）を設ける。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）及び燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の接続箇所は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号及び 7 号炉ともに、接続口から可搬型スプレイヘッドまで建屋内にホースを敷設してつながる「SFP 接続口」を原子炉建屋南側に 1 箇所設置し、接続口から常設スプレイヘッドまで鋼製配管でつながる「SFP 接続口」を原子炉建屋東側に 1 箇所、原子炉建屋北側に 1 箇所設置し、合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(54-3-7, 10, 54-7-4, 5)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の起動及びホースの接続作業は、仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置に配置することにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また、現場での接続作業にあたっては、簡便な結合金具による接続方式により、確実に速やかに接続が可能である。

(54-3-2, 11～14)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の高台（大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所）に複数箇所分散して保管する。

(54-8-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(54-9-2, 3)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）である可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）は、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプと表3.11-14で示すとおり位置的分散を図るとともに、可能な限りの多様性を備えた設計とする。

(54-3-2)

表 3.11-14 多様性又は多重性, 位置的分散

項目	設計基準対象施設		重大事故等対処設備
	燃料プール冷却浄化系	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	
注水端	使用済燃料プールデファイブーザ		燃料プール代替注水系 可搬型スプレイヘッド 常設スプレイヘッド
駆動用空気	計装用圧縮空気系	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)		不要
ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系ポンプ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 及び (A-2 級)
	原子炉建屋 地上 2 階	原子炉建屋 地下 3 階	屋外
冷却水	6 号炉は原子炉補機冷却系 (7 号炉は不要)	原子炉補機冷却系	不要 (自滑水)
	使用済燃料プール		代替淡水源又は海水
水源	原子炉建屋 地上 4 階		屋外
	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)		エンジン
駆動電源	原子炉建屋の二次格納施設外 地上 1 階		屋外

3. 11. 2. 3 燃料プール冷却浄化系

3. 11. 2. 3. 1 設備概要

燃料プール冷却浄化系は、**重大事故等時**に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系を用いて、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。

本系統は、使用済燃料を直接冷却する冷却水が流れる一次系、一次系の冷却水と熱交換後の熱を最終ヒートシンクとなる海水へ移送する**代替原子炉補機冷却系**から構成される。

本系統の一次系は、電動ポンプ及び熱交換器等から構成され、使用済燃料プールからスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する冷却水を、電動ポンプにより熱交換器へ送水することで冷却し、再び使用済燃料プールへ戻す循環冷却ラインを形成する。

代替原子炉補機冷却系は、熱交換器ユニット及び**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**等から構成され、熱交換器ユニットの淡水側において、一次系と熱交換を行った系統水を熱交換器ユニットにより冷却及び送水し、再び一次系との熱交換を行う循環冷却ラインを形成し、熱交換器ユニットの海水側において、**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**により海水を取水し、熱交換器ユニットに送水することで淡水側との熱交換を行い、熱交換後の系統水を海へ排水する。ここで、熱交換器ユニットの淡水側は、ホースを熱交換器ユニットとタービン建屋の接続口に接続することで流路を構成し、熱交換器ユニットの海水側は、熱交換器ユニット、**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**等をホースで接続することで流路を構成する設計とする。

なお、重大事故等時においては、設計基準事故対処設備に属する動的機器が機能喪失していることを前提条件とすることから、全交流動力電源喪失時においても、発電所構内の高台に**設置した常設代替交流電源設備**からの給電が可能な設計とする。

本系統の一次系となる燃料プール冷却浄化系の系統概要図を図3. 11-7に、二次系となる代替原子炉補機冷却系の系統概要図を図3. 11-8に、本系統に属する重大事故等対処設備一覧を表3. 11-15に示す。

(54-14-2～6)

・電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
 ・計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

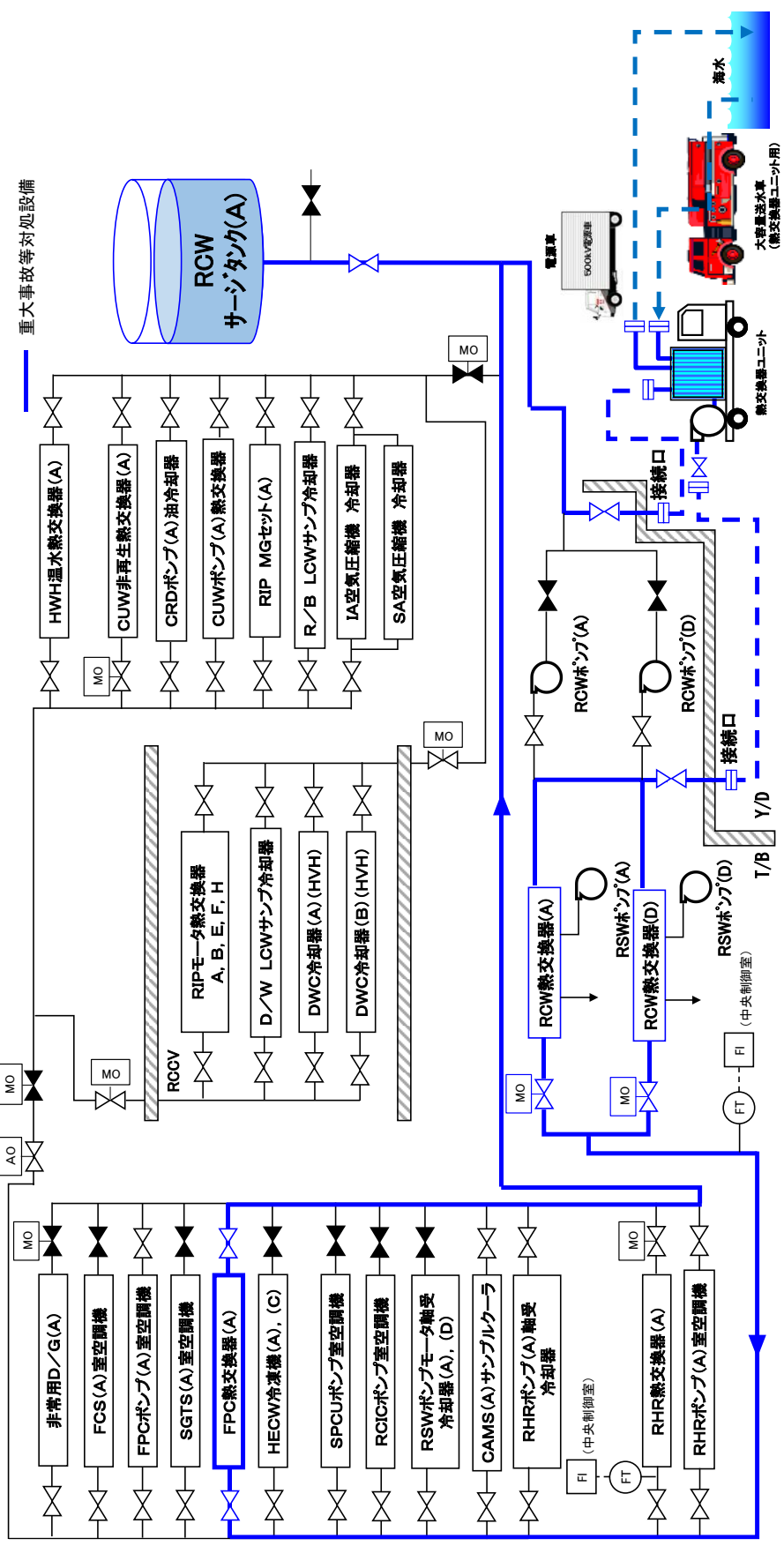


図 3.11-8 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

表 3.11-15 燃料プール冷却浄化系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	燃料プール冷却浄化系ポンプ【常設】 燃料プール冷却浄化系 熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車（熱交換器ユニット用）【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】
水源 ^{※1}	使用済燃料プール【常設】
流路	原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク【常設】 燃料プール冷却浄化系 配管・弁【常設】 燃料プール冷却浄化系 スキマサージタンク【常設】 燃料プール冷却浄化系 ディフューザ【常設】 ホース【可搬】 海水貯留堰 スクリーン室 取水路
注水先	使用済燃料プール【常設】
電源設備 ^{※2} (燃料補給設備を含む。)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備 ^{※3}	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 54-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3. 11. 2. 3. 2 主要設備の仕様 主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 燃料プール冷却浄化系ポンプ

種類	: うず巻形 (6号炉), ターボ形 (7号炉)
容量	: 250m ³ /h/台
全揚程	: 80m
最高使用圧力	: 1.56MPa[gage]
最高使用温度	: 66℃
個数	: 1 (予備1)
取付箇所	: 原子炉建屋 地上2階
原動機出力	: 90kW (6号炉), 110kW (7号炉)

(2) 燃料プール冷却浄化系 熱交換器

個数	: 2
伝熱容量	: 約 1.9MW/基 (海水温度 30℃において)

(3) 熱交換器ユニット (6号及び7号炉共用)

容量	: 約 23 MW/式 (海水温度 30℃において)
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m ² /式 : 約 <input type="text"/> m ² /式
最高使用圧力	: 淡水側 1.37MPa[gage] / 海水側 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 淡水側 70 又は 90℃ / 海水側 80 又は 50℃ 淡水側 70 又は 90℃ / 海水側 80 又は 40℃
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
個数	: 3 ^{*1} 1 ^{*1} (予備1)

※1 6号及び7号炉の必要数はそれぞれ2とする。

代替原子炉補機冷却水ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 300 m ³ /h/台 600 m ³ /h/台
揚程	: 75m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 70℃
原動機出力	: 110kW 200kW
個数	: 2 1

(4) 大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (6号及び7号炉共用)

種類	: うず巻形
容量	: 900m ³ /h/台
吐出圧力	: 1.25MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.3MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
個数	: 4 ^{※1} (予備 1)
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力	: <input type="text"/> kW

※1 6号及び7号炉の必要数はそれぞれ2とする。

なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」、計装設備については「3.15 計装設備 (設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、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ものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器は、二次格納施設内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における、二次格納施設内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.11-16に示す設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、重大事故等時にタービン建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能が有効に発揮することができるよう、以下の表3.11-17の設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作は、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）に付属する操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については、転倒しないことの確認を行っているが、詳細評価により転倒する結果となった場合は、転倒防止措置を講じる。積雪の影響については、適切に除雪する運用とする。また、降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに、凍結対策を行う。更に、使用時に海水を通水する熱交換器ユニット内の一部、及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

(54-3-17～36)

表 3.11-16 燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器において想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	二次格納施設内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-17 熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）において想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプの起動は、中央制御室において、操作盤上での操作が可能な設計とする。また、系統構成に必要な弁操作は、中央制御室での操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

代替原子炉補機冷系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能な設計とする。また、設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業にあたっては、特殊な工具、及び技量は必要とせず、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、付属の操作盤により設置場所であるタービン建屋脇において熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作を行う。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

その他操作が必要な電動弁である燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A 又は B)、残留熱除去系熱交換器 (A 又は B) 冷却水出口弁、常用冷却水供給側分離弁 (A 又は B)、常用冷却水戻り側分離弁 (A 又は B) については、中央制御室でのスイッチ操作より、遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

表 3.11-18 に操作対象機器の操作場所を示す。

(54-3-17～36)

表 3.11-18 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 第一入口弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 第二入口弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 出口弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 バイパス弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 バイパス弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
熱交換器ユニット	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
大容量送水車（熱交換器ユニット 用）	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
代替冷却水供給止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替冷却水戻り止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 1 階	手動操作
格納容器雰囲気モニタラック(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中 3 階 (6号炉) 原子炉建屋地上中 4 階 (7号炉)	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室 空調機冷却水出口弁(6号炉の み)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中 3 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空 調機(A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作

(次頁に続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階 (6号炉) 原子炉建屋地上2階 (7号炉)	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作

(次頁に続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可燃性ガス濃度制御系室空調機(B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下1階 (6号炉) 原子炉建屋地上1階 (7号炉)	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系ラック(B) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B) 冷却器冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋 地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋 地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁	弁開→弁閉	タービン建屋 地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁	弁開→弁閉	タービン建屋 地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B) 冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D) 冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下2階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(B) 室空調機冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B) 冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作

(次頁に続く)

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧炉心注水系ポンプ(B) メカニカルシール冷却器 冷却水出口弁 (6号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
サージタンク(B)換気空調補機非 常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上4階 (6号炉) 原子炉建屋地上2階 (7号炉)	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却浄化系は、表3.11-19に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験と弁動作試験を、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験と分解検査、外観検査が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、発電用原子炉の停止中の試験・検査として、鏡板を取り外すことで内部構成部品の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中及び停止中に、使用済燃料プールを水源とし、燃料プール冷却浄化系ポンプを起動させ、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)又は燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)を操作することで、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器をバイパスした状態で、重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(54-5-6～9)

表 3.11-19 燃料プール冷却浄化系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認
	分解検査	ポンプ及び熱交換器内部構成部品部品の表面状態を、試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ及び熱交換器外観の確認

代替原子炉補機冷却系は、表 3. 11-20 に示すように発電用原子炉の停止中に、各機器の機能・性能検査、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能であり、発電用原子炉の運転中には弁動作試験が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の停止中の試験・検査として、熱交換器ユニットのうち、熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能な設計とする。大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替が可能な設計とする。

運転性能の確認として、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の流量、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中の試験・検査として、系統を構成する弁は、単体で機能性能試験が可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂、腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(54-5-11~14)

表 3. 11-20 代替原子炉補機冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を、試験及び目視により確認 又は取替
	外観検査	熱交換器、ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器は、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用しない。

ただし、**重大事故等時**においては、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器に通水しないことから、中央制御室の**スイッチ**操作により、**燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁**及び**燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁**、**燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁**を閉操作し、**燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)**又は**燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)**を開操作することで、速やかに燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器のバイパスラインに切り替えられる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び**大容量送水車（熱交換器ユニット用）**は、本来の用途以外の用途には使用しない。なお、原子炉補機冷却系から代替原子炉補機冷却系に切り替えるために必要な操作弁については、原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁を閉操作し、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの接続ラインの**代替冷却水供給止め弁**及び**代替冷却水戻り止め弁**、**熱交換器ユニット流量調整弁**を開操作することで**速やかに**切り替えられる設計とする。なお、これら弁については中央制御室での操作スイッチによる操作とともに、現場での手動ハンドル操作も可能な設計とし、**容易に操作可能とする**。

これにより図 3.11-9 で示すタイムチャートのとおり**速やかに**切り替えが可能である。



図 3.11-9 燃料プール冷却浄化系のタイムチャート※

※:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.11 で示すタイムチャート(代替原子炉補機冷却系については代替循環冷却系使用時における原子炉補機冷却系による補機冷却水供給と同様の手順となることから 1.5 で示すタイムチャートを示す)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、通常時は代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁を表 3.11-21 で示す通り閉運用しておくことで、接続先の系統と分離された状態で保管する。

代替原子炉補機冷却系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、系統運転時には原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しない運用とすることで、相互の機能に悪影響を及ぼさない構成とする。

(54-4-6, 7)

表 3.11-21 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉補機冷却系	代替冷却水供給止め弁	手動	通常時閉
	代替冷却水戻り止め弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料プール冷却浄化系及び代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所を表 3.11-22 に示す。これらは全て炉心損傷前の操作となり、想定される事故時における放射線量は高くなる恐れが少ないため操作が可能である。なお、屋外にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

また、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器は、原子炉建屋内に設置されている設備であるが、中央制御室から操作可能な設計とすることにより、放射線による影響はない。

(54-3-15～36)

表 3.11-22 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)	原子炉建屋地上2階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)	原子炉建屋地上2階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 第一入口弁	原子炉建屋地上2階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 第二入口弁	原子炉建屋地上2階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 出口弁	原子炉建屋地上2階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 バイパス弁(A)	原子炉建屋地上2階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器 バイパス弁(B)	原子炉建屋地上2階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
大容量送水車(熱交換器ユニット 用)	タービン建屋脇	タービン建屋脇
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
代替冷却水供給止め弁(A)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り止め弁(A)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(A)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(A)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機(A) 出口弁	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上1階
格納容器雰囲気モニタラック(A)出 口弁	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)	原子炉建屋地上中3階 (6号炉) 原子炉建屋地上中4階 (7号炉)
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室 空調機冷却水出口弁(6号炉のみ)	原子炉建屋地上中3階	原子炉建屋地上中3階
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空 調機(A)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A) 出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
非常用ガス処理系室空調機(A) 出口弁	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階
残留熱除去系ポンプ室空調機(A) 出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系ポンプ(A) 冷却水 出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系ポンプ(A) メカニカル シール冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
サプレッションプール浄化系 ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
サプレッションプール浄化系 ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
原子炉隔離時冷却系ポンプ室 空調機出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
原子炉補機冷却水系ポンプ(A) 吸込弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却水系ポンプ(D) 吸込弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(A) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下 2 階	コントロール建屋 地下 2 階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(C) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下 2 階	コントロール建屋 地下 2 階
原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
サージタンク(A) 換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上 4 階 (6号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7号炉)	原子炉建屋地上 4 階 (6号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7号炉)
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階
残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出 口弁	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地下 1 階 (6号炉) 原子炉建屋地上 1 階 (7号炉)	原子炉建屋地下 1 階 (6号炉) 原子炉建屋地上 1 階 (7号炉)

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
格納容器内雰囲気モニタ系ラック (B) 出口弁	原子炉建屋地上 3 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上中 4 階 (7 号炉)	原子炉建屋地上 3 階 (6 号 炉) 原子炉建屋地上中 4 階 (7 号炉)
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口弁	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階
燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6 号炉のみ)	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系ポンプ(B) 冷却器 冷却水出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込 弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込 弁	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動 機軸受出口弁 (7 号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動 機軸受出口弁 (7 号炉のみ)	タービン建屋地下 1 階	タービン建屋地下 1 階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍 機(B) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下 2 階	コントロール建屋地下 2 階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍 機(D) 冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下 2 階	コントロール建屋地下 2 階
格納容器内雰囲気モニタ系(B) 室 空調機冷却水出口弁 (6 号炉のみ)	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階
残留熱除去系ポンプ(B) モータ 軸受冷却器冷却水出口弁 (6 号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系ポンプ(B) 冷却水出口 弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系ポンプ(B) メカニカ ルシール冷却器冷却水出口弁 (6 号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
サージタンク(B) 換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上 4 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)	原子炉建屋地上 4 階 (6 号 炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号 炉)
ホース	屋外	屋外

3.11.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。この場合、燃料プール浄化系はポンプ1台で運転し、熱交換器1基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。設計熱交換量は使用済燃料プール水温が52℃の場合において約1.9MWであるが、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量は、使用済燃料プール水温が約77℃の場合において約2.6MWである。

使用済燃料プールに保管されている燃料が有する崩壊熱量は、有効性評価のシナリオにおいて想定しているものと同様に、保管期間が最も短いもので原子炉からの取り出し後70日が経過した燃料が存在する場合の崩壊熱量である約2.6MWとする。

崩壊熱量は、時間の経過により漸減していくことから、燃料プール冷却浄化系熱交換器は、重大事故時において使用済燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる容量を有している。

(54-6-31～37)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(54-6-15～16)

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたもの

であること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

燃料プール冷却浄化系のポンプ及び熱交換器は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（最大熱負荷運転モード）のポンプ及び熱交換器に対して多重性又は多様性, 位置的分散を図る設計としている。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器の多様性又は多重性, 位置的分散について、表 3.11-23 に示す。

表 3.11-23 燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器の多様性又は多重性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故対処設備
ポンプ	残留熱除去系ポンプ (A) (B) (C)	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) (B)
設置場所	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋 2 階
熱交換器	残留熱除去系熱交換器 (A) (B) (C)	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) (B)
設置場所	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋 2 階
駆動方式	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機)

代替原子炉補機冷却系の常設部である熱交換器ユニット接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は、共通要因によって設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と同時に機能が損なわれることを防止するために、可搬型重大事故等対処設備として熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を設置し、その多重性又は多様性, 位置的分散については「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）」の適合性で示す。

3.11.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の可搬設備である熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、原子炉補機冷却系の復旧ができず、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合にあって、燃料プール冷却浄化系ポンプが起動可能な状況において、燃料プール冷却浄化系熱交換器の冷却水として、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要な除熱量とポンプ流量を有する設計とする。

熱交換器ユニットの容量は、熱交換容量約23MWとして設計し、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた燃料プール冷却浄化系の運転により冷却効果を確保可能な設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、流量900m³/hとして設計し、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた燃料プール冷却浄化系の運転により冷却効果を確保可能な設計とする。

また、熱交換器ユニットは1セット1式使用する。保有数は1プラントあたり2セット2式で6号及び7号炉共用で4セット4式と、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1式（共用）の合計5式を分散して保管する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は1セット1台として使用する。保有数は1プラントあたり1セット1台で6号及び7号炉共用で4セット4台と、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1台（共用）の合計5台を分散して保管する。

(54-6-31～45, 54-8-7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは、タービン建屋側の接続口と口径を統一し、かつフランジ構造とすることで、常設設備と確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの熱交換器ユニット及びホースは、6号及び7号炉に接続可能な設計とする。

また、代替原子炉補機冷却系の大容量送水車(熱交換器ユニット用)を接続するためのホースは、熱交換器ユニットの接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで、確実に接続ができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、それぞれの大容量送水車(熱交換器ユニット用)は、6号及び7号炉の熱交換器ユニットに接続可能な設計とする。

(54-7-6)

(3) 複数の接続口 (設置許可基準規則第43条第3項三)

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備(原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。)の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる位置的分散された複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系A系に接続する接続口と、原子炉補機冷却系B系に接続する接続口をそれぞれ設けることとし、6号炉についてはタービン建屋北側屋外に1箇所、タービン建屋西側屋外に1箇所、7号炉については、タービン建屋西側屋外に1箇所、タービン建屋南側屋外に1箇所設置し、位置的分散を図っている。

(54-7-6)

(4) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第3項四)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心損傷前の状況で屋外に設置する設備であり、想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても、線源からの離隔距離をとることにより、これら設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。また、現場での接続作業にあたって、簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(54-7-6)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ及び格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り、発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所に分散して保管する。

(54-8-7)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、通常時は高台に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合においても、可搬型重大事故等対処設備の運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。（『可

搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(54-9-2)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、共通要因によって設計基準事故対処設備としての使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系ポンプと表 3.11-24 で示すとおり多様性, 位置的分散を図る設計とする。

表 3.11-24 代替原子炉補機冷却系の多様性又は独立性, 位置的分散

項目	設計基準事故 対処設備	重大事故等対処設備
	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ	熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ)
設置場所	タービン建屋	屋外
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却系海水ポンプ	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
設置場所	タービン建屋	屋外
熱交換器	原子炉補機冷却系熱交換器	熱交換器ユニット (熱交換器)
設置場所	タービン建屋	屋外
最終ヒート シンク	海水	海水
駆動方式	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	可搬型代替交流電源設備 (電源車)
設置場所	原子炉建屋	屋外

3.11.2.4 使用済燃料プールの監視設備

3.11.2.4.1 設備概要

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。なお、代替電源設備からの給電を可能とし、中央制御室で監視可能な設計とする。

使用済燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.11-25 に、系統概要図を図 3.11-10, 11 に示す。

表 3.11-25 使用済燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む）
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備 ^{*1}	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】

設備区分	設備名
	可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 AM用直流125V充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備	—

※1：単線結線図を補足説明資料 54-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

凡例

---	信号系
.....	冷却空気

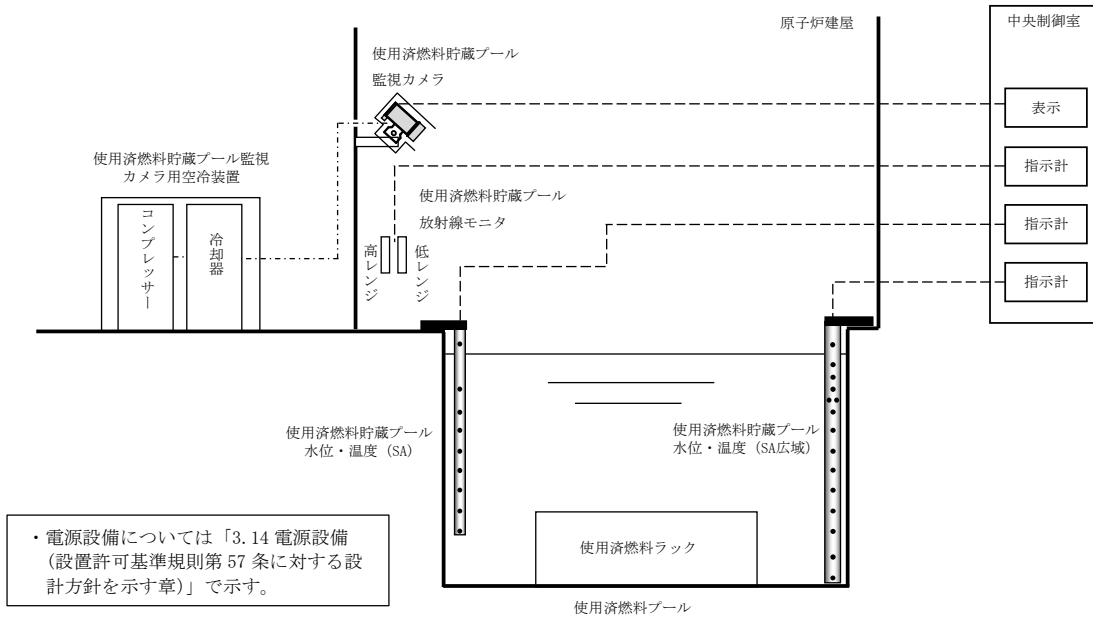


図 3.11-10 6号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

凡例

---	信号系
.....	冷却空気

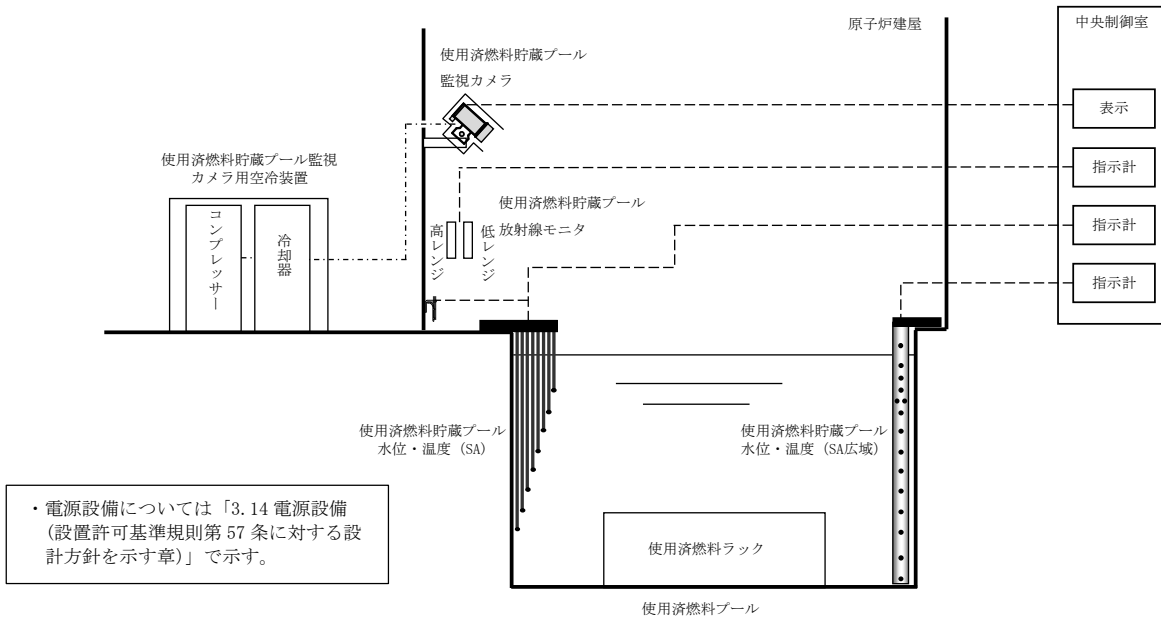


図 3.11-11 7号炉 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

3.11.2.4.2 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を表 3.11-26 に示す。

表 3.11-26 使用済燃料プール監視設備の主要機器仕様

名 称	種 類	計 測 範 囲	個 数	取 付 個 所
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度(SA 広域)	熱電対	6 号炉：T. M. S. L. 20180～ 31170mm 7 号炉： T. M. S. L. 20180～ 31123mm	6 号炉：1 (検出点 14 箇所) 7 号炉：1 (検出点 14 箇所)	原子炉建屋 地上 4 階
		6 号炉：0～150℃ 7 号炉：0～150℃		
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度(SA)	熱電対	6 号炉： T. M. S. L. 23420～ 30420mm 7 号炉： T. M. S. L. 23373～ 30373mm	6 号炉：1 (検出点 8 箇所) 7 号炉：1 (検出点 8 箇所)	原子炉建屋 地上 4 階
		6 号炉：0～150℃ 7 号炉：0～150℃		
使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ (高レンジ)	電離箱	6 号炉： $10^1\sim 10^8$ mSv/h 7 号炉： $10^1\sim 10^8$ mSv/h	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール放射 線モニタ (低レンジ)	電離箱	6 号炉： $10^{-2}\sim 10^5$ mSv/h 7 号炉： $10^{-3}\sim 10^4$ mSv/h	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ用空冷装置を含む)	赤外線 カメラ	-	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階

※使用済燃料ラック上端 (6 号炉：T. M. S. L. 24420mm, 7 号炉：T. M. S. L. 24373mm)

使用済燃料ラック底部 (6 号炉：T. M. S. L. 19880mm, 7 号炉：T. M. S. L. 19880mm)

なお、電源設備については「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.4.3 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、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ものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、二次格納施設内に設置している設備であることから、**想定される重大事故等時における**二次格納施設内の環境条件を考慮し、以下の表 3.11-27 に示す。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、6 号炉、7 号炉ともに原子炉建屋の二次格納施設外に設置している設備であることから、**想定される重大事**

故等時における原子炉建屋の二次格納施設外の環境条件を考慮し、以下の表 3. 11-27 に示す。

表 3. 11-27 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	二次格納施設内又は原子炉建屋の二次格納施設外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	二次格納施設内又は原子炉建屋の二次格納施設外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(54-3-37, 38)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等が発生した場合において中央制御室にて監視できる設計であり現場・中央制御室における操作は発生しない。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等が発生した場合において中央制御室にて監視できる設計であるため現場及び中央制御室における操作の必要性はない。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，原子炉建屋の二次格納施設外にて空冷装置の弁操作及び起動操作が可能であり，想定される重大事故時等の環境下においても，確実に操作できる設計とする。空冷装置の操作器，表示器及び銘板は，操作者の操作及び監視性を考慮しており，確実に操作できる設計とする。操作対象機器を表 3. 11-28 に示す。

表 3.11-28 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	停止→起動	原子炉建屋 地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	スイッチ 操作
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置 空気供給弁	全閉→全開	原子炉建屋 地上4階 (原子炉建屋の二次格納施設外)	手動操作

(54-3-37, 38) (54-9-9~22)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域及び SA）は、**発電用原子炉**の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に機能・性能検査、絶縁抵抗測定、計器校正が可能な設計とする。なお、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域及び SA）の試験として、温度の1点確認及び絶縁抵抗を測定し健全性の確認を行う。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、**発電用原子炉**の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に特性検査、線源校正、計器校正が可能なように、模擬入力による校正又は線源校正ができる設計とする。なお、放射線モニタは、線源校正を実施し基準線量当量率に対する検出器の特性の確認を行う。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、**発電用原子炉**の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に表示確認、外観検査が可能な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、**発電用原子炉**の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に動作確認、外観検査が可能な設計とする。

なお、これらの計器の点検については、使用済燃料プール監視設備が少なくとも1つ以上機能維持した状態で行う。

表 3.11-29 に使用済燃料プール監視設備の試験及び検査を示す。

表 3. 11-29 使用済燃料プール監視設備の試験及び検査

計器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域, SA)	運転中又は停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度 1 点確認
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	運転中又は停止中	機能・性能試験	線源校正
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	運転中又は停止中	機能・性能試験	表示確認
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	運転中又は停止中	機能・性能試験	動作確認

(54-5-19~21)

(4) 切り替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統からすみやかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の弁操作及び起動操作は、すみやかに実施可能な設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の弁操作及び起動操作に要する時間を、図 3. 11-12 に示す。

(54-4-8, 9)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80					
		20分 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動												
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	中央制御室運転員 A	1	通信手段確保、電源確認	カメラ状態確認										
	現場運転員 C, D	2		移動、空冷装置起動										

図 3. 11-12 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置のタイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1. 11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は, 他の設備と遮断器又はヒューズによる電氣的な分離を行うことで, 他の設備に電氣的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定, 設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは, 重大事故時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は, 原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階に設置されており, 操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

表 3.11-30 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上 4 階 (6 号炉) (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上 4 階 (6 号炉) (原子炉建屋の二次格納施設外)
	原子炉建屋地上 4 階 (7 号炉) (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上 4 階 (7 号炉) (原子炉建屋の二次格納施設外)
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁	原子炉建屋地上 4 階 (6 号炉) (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上 4 階 (6 号炉) (原子炉建屋の二次格納施設外)
	原子炉建屋地上 4 階 (7 号炉) (原子炉建屋の二次格納施設外)	原子炉建屋地上 4 階 (7 号炉) (原子炉建屋の二次格納施設外)

(54-3-37, 38)

3.11.2.4.4 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）は、重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料上端近傍までの範囲にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等時において変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。

使用済み燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）は、重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プール及びその周辺の状況が把握できる設計とする。

(54-6-46～51)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は, 共通要因によって設計基準対処設備である使用済燃料貯蔵プール水位, 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度, 使用済燃料貯蔵プール温度, 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ, 燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタと同時に機能が損なわれることを防止するために, 可能な限り位置的分散を図る設計とすることで, 地震, 火災, 溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする (なお, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) と使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) についても, 可能な限り位置的分散を図る設計とする)。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは, 同一目的の使用済燃料プール監視設備である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) と多様性を考慮した設計とする。

なお, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラの電源については, 代替電源設備からの供給を可能としており, 多様性を考慮した設計とする。

(54-2-2, 3) (54-11-20~22)

別添資料－ 1

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
(格納容器圧力逃がし装置) について

< 目次 >

1. 概要	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.2.1 機器配置	2
1.2.2 系統概要図	6
1.3 設備性能の概略	9
1.3.1 設備の使用方法の概略	9
1.3.2 放射性物質除去性能の概略	9
2. 設計方針	10
2.1 設計条件	10
2.2 格納容器圧力逃がし装置（原子炉格納容器フィルタベント系）	12
2.2.1 フィルタ装置，よう素フィルタ構造	12
2.2.1.1 容器	14
2.2.1.2 内部構造物	19
2.2.1.3 スクラバ水	25
2.2.2 格納容器圧力逃がし装置系統構成	25
2.2.2.1 主配管	27
2.2.2.2 主要弁等	34
2.3 附帯設備	39
2.3.1 格納容器圧力逃がし装置電源設備	39
2.3.1.1 概要	39
2.3.1.2 電源供給負荷	39
2.3.1.3 単線結線図	41
2.3.1.4 電源設備の多重性又は多様性及び独立性	44
2.3.2 格納容器圧力逃がし装置計測制御設備	47
2.3.2.1 概要	47
2.3.2.2 計測設備の目的	47
2.3.2.3 計測設備の仕様について	52
2.3.2.4 格納容器圧力逃がし装置の計測設備の多重性又は多様性について	56
2.3.3 格納容器圧力逃がし装置給水設備	58
2.3.3.1 機能	58
2.3.3.2 設備構成及び仕様	58
2.3.4 格納容器圧力逃がし装置ドレン設備	60
2.3.4.1 機能	60
2.3.4.2 設備構成及び仕様	60

2.3.5	格納容器圧力逃がし装置窒素パージ設備	69
2.3.5.1	機能	69
2.3.5.2	設備構成及び仕様	69
3.	格納容器圧力逃がし装置による放射性物質除去性能	75
3.1	放射性物質の除去原理	75
3.1.1	粒子状放射性物質の除去原理	75
3.1.1.1	水スクラバによる除去	75
3.1.1.2	金属フィルタによる除去	77
3.1.2	ガス状放射性物質の除去原理	78
3.1.2.1	格納容器圧力逃がし装置へ流入するガス状放射性物質量の低減	78
3.1.2.2	格納容器圧力逃がし装置での除去	79
3.2	性能検証	81
3.2.1	性能検証試験の概要	81
3.2.1.1	試験設備の概要	81
3.2.1.2	試験条件とその設定根拠	85
3.2.2	放射性物質の除去性能	91
3.2.2.1	格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質	91
3.2.2.1.1	粒子状放射性物質（エアロゾル）	91
3.2.2.1.2	よう素	122
3.2.2.2	事故時のフィルタ装置のパラメータ変化	124
3.2.2.3	除去性能試験結果	131
3.2.2.3.1	エアロゾル除去性能試験	131
3.2.2.3.2	無機よう素除去性能試験	133
3.2.2.3.3	有機よう素除去性能試験	135
3.2.2.3.3.1	吸着材による除去性能試験結果	135
4.	格納容器圧力逃がし装置の設備操作と操作性	139
4.1	格納容器圧力逃がし装置の設備操作	139
4.1.1	格納容器ベント操作について	139
4.1.2	中央制御室及び現場での操作内容	141
4.1.3	中央制御室及び現場でのパラメータ監視	159
4.2	格納容器圧力逃がし装置の操作性	166
4.2.1	ベント弁操作エリア	166
4.2.1.1	ベント前の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.1.2	ベント後の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2	フィルタベント遮蔽壁周辺	166
4.2.2.1	ベント前の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2.2	ベント後の被ばく評価（線量分布）	166
4.2.2.3	自然現象による操作性への影響	167

4.3	水素燃焼防止に関する設備操作	168
5.	設備の維持管理	176
5.1	点検方法	176
5.2	試験方法	181
6.	規制基準への適合性	185
6.1	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への適合	185
6.1.1	第38条(重大事故等対処施設の地盤)	185
6.1.2	第39条(地震による損傷の防止)	186
6.1.3	第40条(津波による損傷の防止)	186
6.1.4	第41条(火災による損傷の防止)	187
6.1.5	第43条(重大事故等対処設備)	189
6.1.6	第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)	193
6.1.7	第50条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)	194
6.1.8	第52条(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)	200
7.	格納容器圧力逃がし装置の設計基準事象に対する耐性	201
7.1	地震、津波以外の自然現象	201
7.1.1	風(台風)	201
7.1.2	竜巻	202
7.1.3	積雪	212
7.1.4	低温	215
7.1.5	落雷	216
7.1.6	火山	218
7.1.7	降水	221
7.1.8	生物学的事象	221
7.1.9	地滑り	222
7.2	その他事象	223
7.2.1	外部火災	223
7.2.2	内部火災	228
7.2.3	内部溢水	228
7.2.4	航空機墜落(偶発的事象)	230
7.2.5	船舶の衝突	231
7.2.6	電磁的障害	231
8.	格納容器圧力逃がし装置の意図的な航空機衝突事象に対する耐性	232
8.1	航空機衝突(意図的事象)	232
別紙1	格納容器圧力逃がし装置の計測設備の網羅性について	235
別紙2	格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図	242

別紙 3	放射線検出器の計測上限及び放射性物質濃度算定の考え方	253
別紙 4	フィルタ装置水素濃度計の計測時間遅れについて	255
別紙 5	エアロゾル計測装置の計測原理	258
別紙 6	除去性能試験について	270
別紙 7	格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について	300
別紙 8	ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響	302
別紙 9	設備の維持管理についての補足事項	312
別紙 10	弁の操作方法について	314
別紙 11	格納容器圧力逃がし装置の劣化要因と対策について	324
別紙 12	金属フィルタの液滴除去性能について	326
別紙 13	フィルタ装置からの放射性物質の再浮遊について	330
別紙 14	水スクラバにて考慮する荷重と評価結果	339
別紙 15	よう素フィルタからの放射性物質の再浮遊について	345
別紙 16	格納容器圧力逃がし装置の弁選定の考え方	349
別紙 17	格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離	354
別紙 18	圧損計算の詳細	356
別紙 19	格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について	360
別紙 20	配管内面への放射性物質付着量の考え方について	372
別紙 21	配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について	376
別紙 22	スクラバノズルのエロージョンについて	381
別紙 23	格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策について	383
別紙 24	スクラバ水の pH 調整方法について	389
別紙 25	窒素ガス置換に対する考え方について	391
別紙 26	ドレン移送ライン使用時における原子炉格納容器内へ空気流入影響について	398
別紙 27	スクラバ水の設定について	399
別紙 28	6号炉と7号炉で放射線モニタ設置位置が異なることに対する考え方	412
別紙 29	よう素捕捉時の化学反応による影響について	413
別紙 30	フィルタ装置の長期使用時の影響について	416
別紙 31	地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明	432
別紙 32	空気作動弁に対する人力操作の成立性について	434
別紙 33	格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について	440
別紙 34	スクラバ水スロッシングの影響について	462
別紙 35	格納容器圧力逃がし装置の材料選定に係る技術的根拠	463
別紙 36	フィルタ装置の性能維持の確認について	467
別紙 37	圧力開放板の凍結による影響について	468
別紙 38	高温使用時におけるフィルタベント系統からの漏えいがないこと	471

別紙 39	格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理	474
別紙 40	よう素フィルタ部に発生する偏流について	475
別紙 41	原子炉格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への影響の確認について	485
別紙 42	よう素フィルタの初期過渡性能及び有機よう素許容吸着量について	491
別紙 43	格納容器からの取り出し位置について	496
別紙 44	代替格納容器圧力逃がし装置の給気配管タイラインについての検討	499
別紙 45	原子炉格納容器過圧破損防止のための原子炉格納容器ベントについて	501

3.2.2 放射性物質の除去性能

3.2.2.1 格納容器圧力逃がし装置に流入する放射性物質

3.2.2.1.1 粒子状放射性物質（エアロゾル）

【格納容器圧力逃がし装置】【代替格納容器圧力逃がし装置】

(1) 想定事故シナリオ

粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオを選定する。

a. 事象の概要

- (a) 大 LOCA が発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- (b) 更に全 ECCS 機能喪失、SB0 を想定するため、原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。70 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- (c) その後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 38 時間後に原子炉格納容器圧力が限界圧力に到達し、格納容器圧力逃がし装置を用いたベントを実施する。

b. 想定事故シナリオ選定のフロー

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

(a) 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）および設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震、津波、及び、地震・津波以外の自然現象の約 40 事象から、地域性等を考慮して 7 事象（風（台風）、竜巻、火山、落雷、積雪、低温（凍結）、降水）

を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

(b) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、第 3.2.2.1.1-1 表のとおりグループ別に分類する。

第 3.2.2.1.1-1 表 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る 事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(c) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(b) で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らない。

一方、LOCA 時注水機能喪失については、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない。

以上より、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チ

エンバの排気ラインを使用したベント（以下、W/W ベントという）を実施した場合と、ドライウエルの排気ラインを使用したベント（以下、D/W ベントという）を実施した場合の両方を想定するものとする。

また、発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器圧力逃がし装置が性能を発揮できることを確認するために、原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオでさらに事象が進展し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後にD/W ベントを実施した場合）（※1）についても参考として示す。

※1 高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由

第3.2.2.1.1-1表に示す各事故シナリオグループのうち、崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは、仮に重大事故等対処施設の機能喪失又は機能が遅延した場合、炉心損傷より先に原子炉格納容器の過圧破損に至ることから、格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

また、高圧注水・減圧機能喪失シナリオ及び全交流動力電源喪失シナリオは、仮に重大事故等対処施設の機能喪失又は機能が遅延した場合、原子炉圧力容器が高圧状態で破損に至り、原子炉格納容器雰囲気直接加熱が発生すると原子炉格納容器の過温破損に至る。この場合についても、同様に格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

LOCA時注水機能喪失シナリオについても、仮に重大事故等対処施設が機能喪失し、原子炉圧力容器の破損後においてもその状態が継続すると、原子炉格納容器の過温破損に至ることから、同様に格納容器圧力逃がし装置の性能に期待できない。

以上より、第3.2.2.1.1-1表に示す各事故シナリオグループのうち、重大事故等対処施設の機能喪失又は機能の遅延により、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後にD/W ベントを実施した場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置の性能を確認するシナリオとして、高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した。

高圧・低圧注水機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設が機能すれば、炉心損傷に至らず事象が収束するが、ここでは、原子炉圧力容器内への注水に失敗し、さらに熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も見るため、あえて原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りも行わない状態を想定する。また、原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部への注水を行った後にD/W ベントを実施するものとする。

(2) 発生するエアロゾルの種類

格納容器ベント実施時には、核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート、構造材の一部が格納容器圧力逃がし装置に流入する。これらは格納容器圧力逃がし装置に流入する際は、希ガスや気体状のよう素を除き、固体（エアロゾル粒子）として存在する。

想定するエアロゾルの種類、及び、想定事故シナリオ（W/W ベント）時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1.1-2 表に示す。

また、想定事故シナリオ（D/W ベント）時や、原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量を第 3.2.2.1.1-3 表に示す。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第3.2.2.1.1-2表 想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ(W/W ベント)時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質例	事故直後炉心内内蔵量 (安定核種を含む) ※1	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質質量 (安定核種を含む) ※2
希ガス	Xe , Kr		-
CsI	CsI		約 7.4×10^{-5} kg
TeO ₂ , Te ₂	TeO ₂ , Te ₂		約 3.8×10^{-5} kg
SrO	SrO		約 3.2×10^{-5} kg
MoO ₂	MoO ₂		約 1.5×10^{-5} kg
CsOH	CsOH , RbOH		約 1.3×10^{-3} kg
BaO	BaO		約 4.5×10^{-5} kg
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃		約 2.4×10^{-6} kg
CeO ₂	CeO ₂		約 2.4×10^{-6} kg
Sb	Sb		約 1.1×10^{-6} kg
UO ₂	UO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂		0kg
コンクリート/ 構造材	-		約 1.7×10^{-3} kg

※1 核種毎の重量を ORIGEN コードを用いて評価し、その結果に基づき MAAP コードにより評価した値

※2 事故直後炉心内内蔵量と放出割合 (MAAP コードと NUREG-1465 の知見を用いて評価) を用いて評価した値

第 3.2.2.1.1-3 表 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置に流入する粒子状物質量 (安定核種を含む) ※1	
	想定事故シナリオ (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオ) (D/W ベント)	原子炉圧力容器が破損するケース (高圧・低圧注水機能喪失シナリオ) (D/W ベント)
希ガス	-	-
CsI	約 1.5×10^{-1} kg	約 4.1×10^{-2} kg
TeO ₂ , Te ₂	約 5.7×10^{-2} kg	約 4.0×10^{-1} kg
SrO	約 4.8×10^{-2} kg	約 5.7×10^{-5} kg
MoO ₂	約 2.3×10^{-2} kg	約 9.2×10^{-6} kg
CsOH	約 $1.8 \times 10^{+0}$ kg	約 $5.5 \times 10^{+0}$ kg
BaO	約 6.6×10^{-2} kg	約 3.7×10^{-5} kg
La ₂ O ₃	約 3.5×10^{-3} kg	約 6.0×10^{-5} kg
CeO ₂	約 3.6×10^{-3} kg	約 7.7×10^{-5} kg
Sb	約 1.7×10^{-3} kg	約 4.7×10^{-2} kg
UO ₂	0kg	約 2.6×10^{-4} kg
コンクリート/ 構造材	約 2.1×10^{-1} kg	約 4.7×10^{-2} kg

※1 事故直後炉心内内蔵量と放出割合 (MAAP コードと NUREG-1465 の知見を用いて評価) を用いて評価した値

a. 炉心状態の想定

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルを評価する際は、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

以下の(a), (b) に示す通り、平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量を評価することで、その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。

以上のことから、格納容器圧力逃がし装置に流入する核分裂生成物量の評価を行う際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは妥当であると考えられる。

(a) 事故直後における炉内の核分裂生成物内蔵量

事故直後における炉内の核分裂生成物内蔵量は、平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。

平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度は、その他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいため、平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。

(b) 崩壊熱

燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、崩壊熱が大きいほど多くなり、崩壊熱は、核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。

(a)と同様の理由により、平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の、燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する値を示す。

b. 評価に用いる放出割合

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量は、事故直後の炉心内内蔵量と、格納容器圧力逃がし装置への放出割合（事故直後の炉心内内蔵量に対する割合）を用いて評価している。

事故直後の炉心内内蔵量は、ORIGEN コードを用いて評価した核種毎の重量に基づき、MAAP コードにより評価しており、放出割合は、MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

MAAP コードでは、**原子炉**格納容器内における振る舞いの違い（揮発の

し易さの違い等)を考慮し、放射性物質を複数の MAAP 核種グループに分類しており、格納容器圧力逃がし装置への放出割合を MAAP 核種グループ毎に評価している。

大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ(W/W ベント)での MAAP 解析による放出割合の評価結果(事故発生から 168 時間後時点)を第 3.2.2.1.1-4 表に示す。ただし、以下に示す通り、第 3.2.2.1.1-4 表の値は格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。

第 3.2.2.1.1-4 表によると、高揮発性核種(CsI や CsOH)の放出割合(10^{-6} オーダー)と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい(10^{-4} オーダー)という結果となっている。

一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。

第 3.2.2.1.1-5 表は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量であるが、希ガスや高揮発性核種(セシウムやよう素)が原子炉圧力容器外に全量の内半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

また、第 3.2.2.1.1-6 表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種(セシウムやよう素)であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

第 3.2.2.1.1-4 表の評価結果は、これらの観測事実と整合が取れていない。これは、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。

なお、高揮発性核種(セシウムやよう素)については、炉心熔融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けないものとする。

以上のことから、大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による放出量の評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な評価を与える

可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際は、MAAP 解析による放出量の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を第 3.2.2.1.1-7 表に示す。

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(a) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合、及び、I 元素と Cs 元素の原子炉停止直後の炉心内内蔵重量より、以下の式を用いて評価する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

ここで、

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループの放出割合

M_I : 停止直後の I 元素の炉心内内蔵重量

M_{Cs} : 停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量

W_I : I の分子量 W_{Cs} : Cs の分子量

(b) それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず、MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合と、希ガスグループの放出割合、及び、NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

ここで、放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一(※1)とし、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168 時間経過時点において、NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。第 3.2.2.1.1-8 表に、NUREG-1465

で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gass}}(T) \times \gamma_i / \gamma_{\text{Cs}} \times F_{\text{Cs}}(168\text{hr}) / F_{\text{noble gass}}(168\text{hr})$$

$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{\text{noble gass}}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合

γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

- ※ 1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

ベントに伴い低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

第 3.2.2.1.1-4 表 MAAP 解析による放出割合の評価結果（エアロゾル量の評価に使用しない）

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点, 格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量の評価には使用しない)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 1.7×10^{-6}
SrO	約 2.0×10^{-4}
MoO ₂	約 3.0×10^{-6}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 4.2×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 1.0×10^{-4}
CeO ₂	約 1.0×10^{-4}
Sb	約 2.9×10^{-6}

第 3.2.2.1.1-5 表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所毎の存在量
(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³¹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の I 濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまいます。したがって、ここに保持された I のインベントリーは Cs と同等であると考えます。

出典：TMI-2 号機の調査研究成果（渡会偵祐，井上康，柘田藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4(1990)）

第 3.2.2.1.1-6 表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

試料採取場所	【定点①】*1 グラウンド (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機リ-ヒス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JIAFA	JIAFA	JIAFA	JIAFA	JIAFA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
	I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4
	Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05
	Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04
	Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05
	Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05
	Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05
	Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND
	Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02
	Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04
	Mo-99(約65時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Tc-99m(約9時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03
	La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03
	Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND
	Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND

出典：当社 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

第 3.2.2.1.1-7 表 格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価
 する際に使用する放出割合

核種グループ	格納容器圧力逃がし装置への放出割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 9.2×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO ₂	約 5.2×10^{-7}
SrO	約 2.1×10^{-7}
MoO ₂	約 2.6×10^{-8}
CsOH	約 2.7×10^{-6}
BaO	約 2.1×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 2.1×10^{-9}
CeO ₂	約 5.2×10^{-9}
Sb	約 5.2×10^{-7}

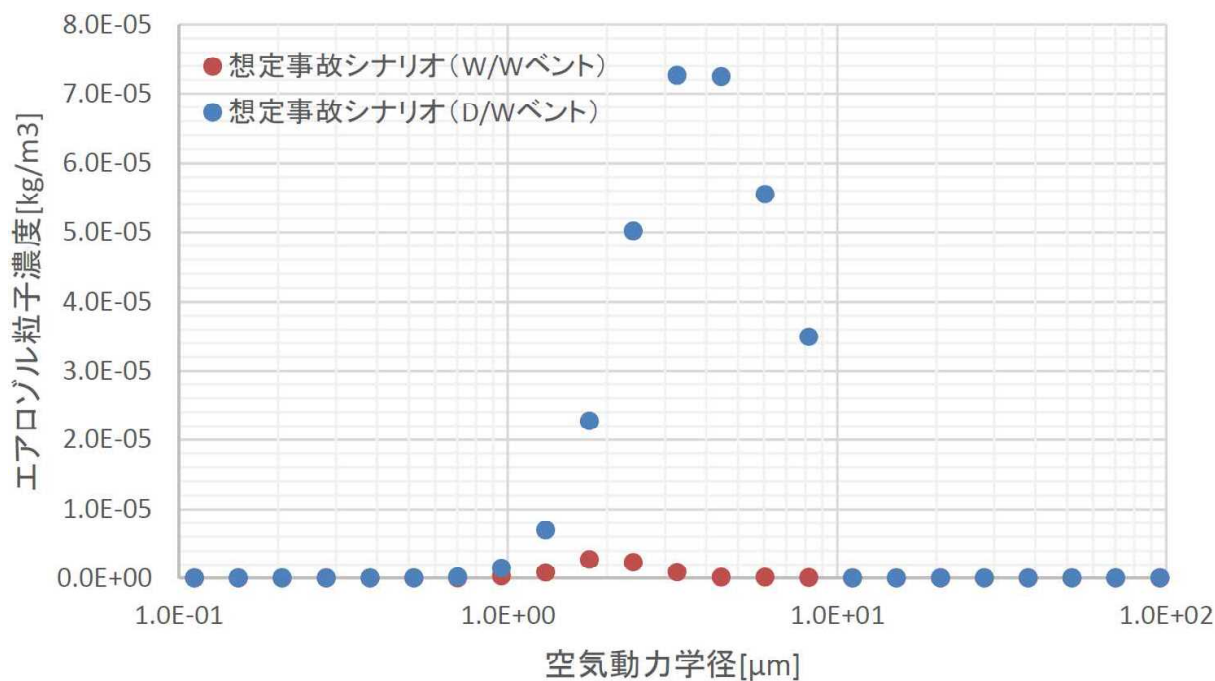
第 3.2.2.1.1-8 表 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合 ※ 1
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

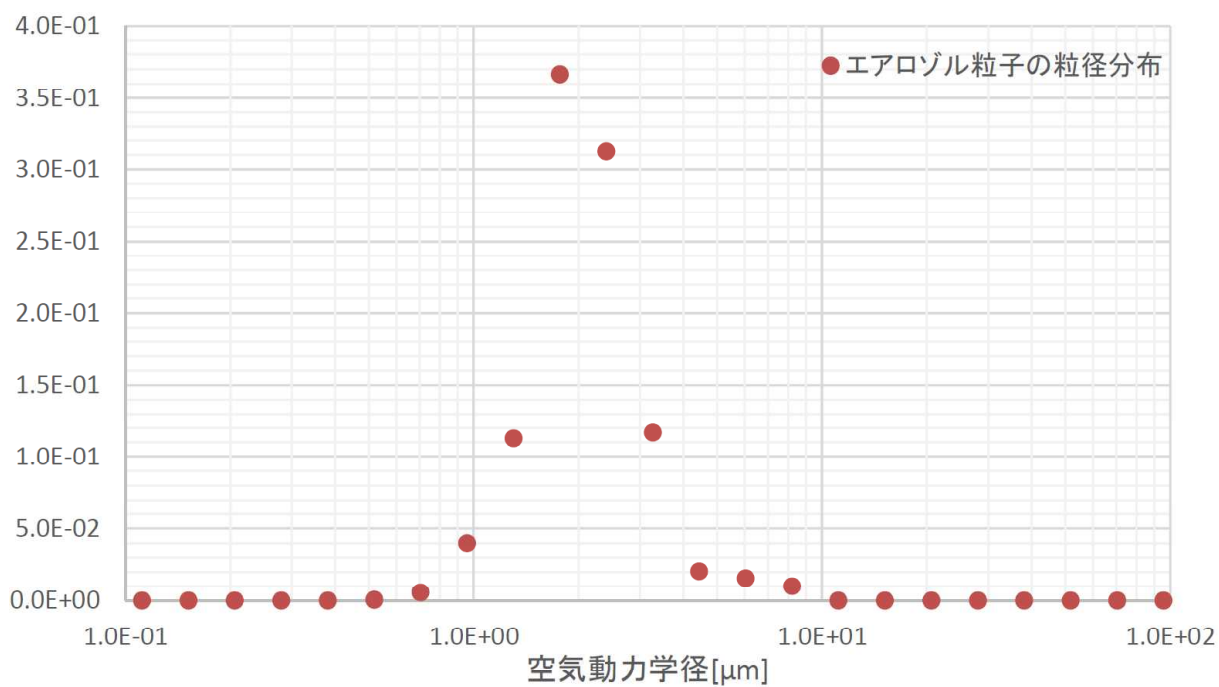
※ 1 NUREG-1465 の Table 3.12 「Gap Release」の値と
 「Early In-Vessel」の値の和を参照

(3) MAAP 解析に基づくエアロゾル粒径分布

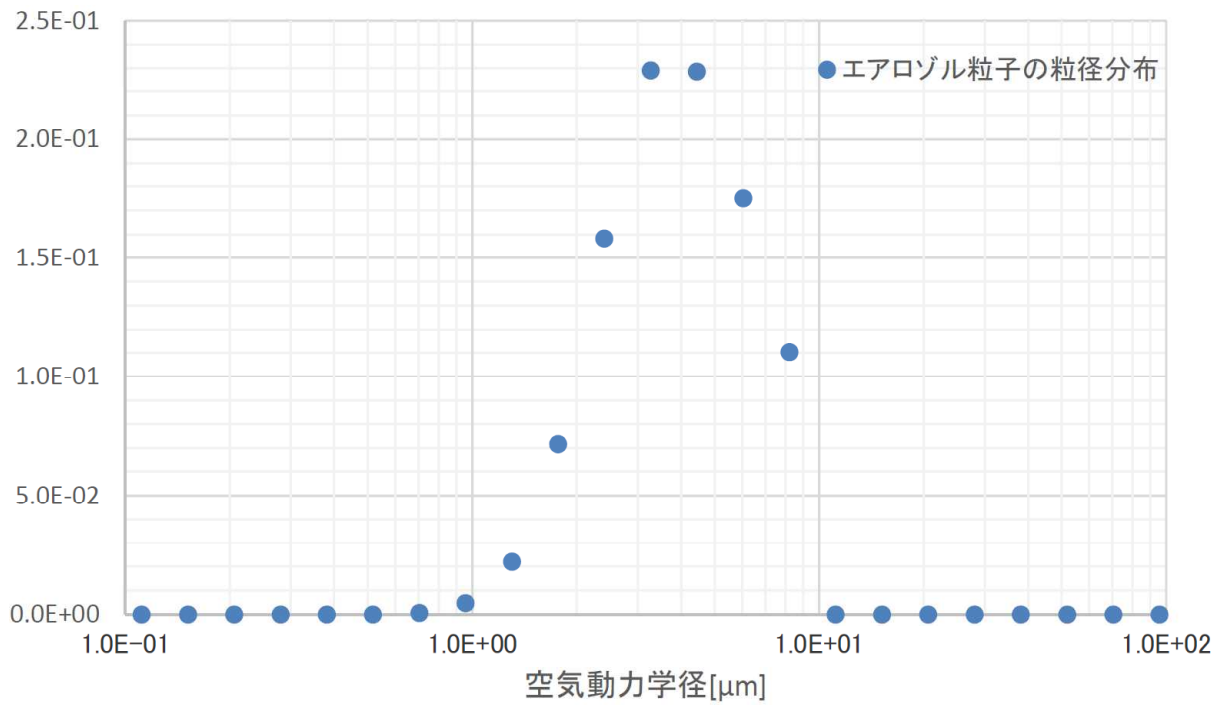
MAAP 解析では、原子炉格納容器内（サブプレッション・プール通過前）と、サブプレッション・プールを通過した後のエアロゾル粒子の粒径分布を、次項に示す理論式を用いて評価している。想定事故シナリオ（W/W ベント）、想定事故シナリオ（D/W ベント）、及び原子炉圧力容器が破損するケースでの評価結果を第 3.2.2.1.1-1 図に、各々を規格化（評価結果の各点の総和が 1 となるように規格化）した結果を第 3.2.2.1.1-2 図から第 3.2.2.1.1-4 図に示す。



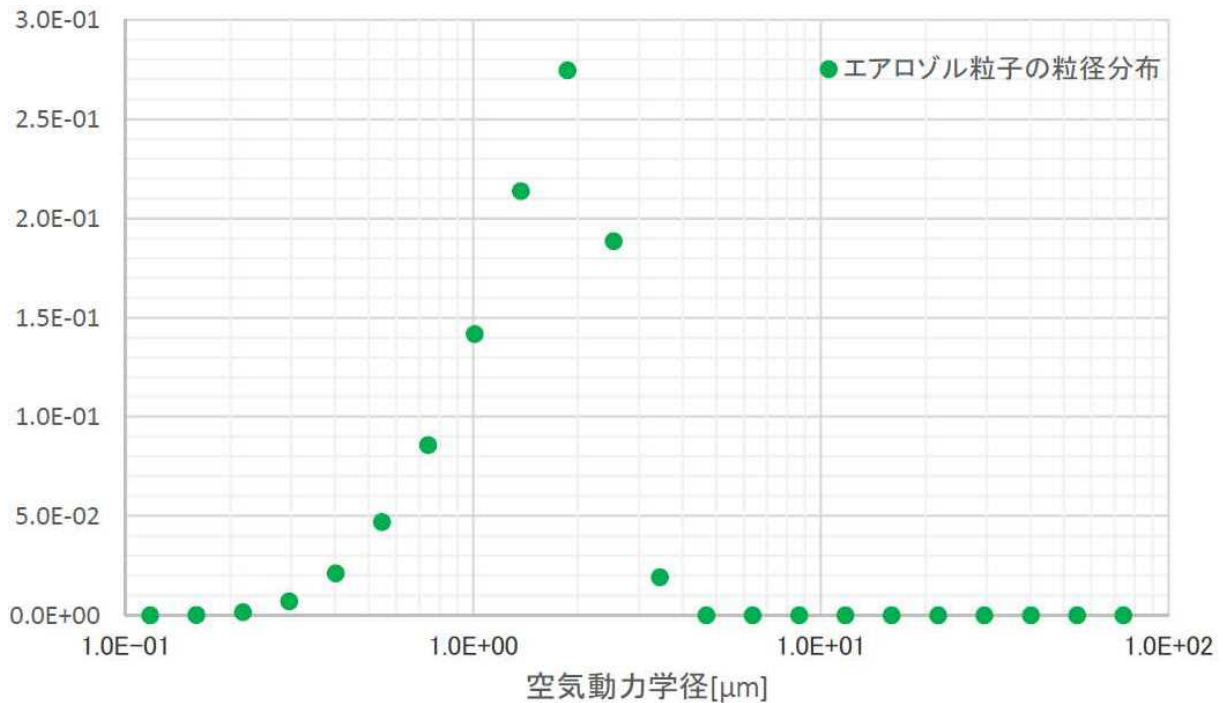
第 3.2.2.1.1-1 図 各事故シナリオのエアロゾル粒子の粒径分布



第 3.2.2.1.1-2 図 想定事故シナリオ (W/W ベント) 時のエアロゾル粒子の粒径分布 (規格化後)



第 3.2.2.1.1-3 図 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時のエアロゾル粒子の粒径分布 (規格化後)



第 3.2.2.1.1-4 図 原子炉圧力容器が破損するケース (高圧・低圧注水機能喪失シナリオ (D/W ベント)) でのエアロゾル粒子の粒径分布 (規格化後)

a. フィルタ装置に至るまでのエアロゾル粒子の挙動

事故発生後、原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル粒子は、粒子同士の凝集や壁面への沈着により除去される。この際、凝集や沈着がおきにくい小粒径の粒子が除去されず多く残る。これにより、数 μm を中心とした粒径分布が形成される。

エアロゾル粒子はサブプレッション・プールを通過した後フィルタ装置に流入するが、プール水を通過する際に、エアロゾル粒子の大部分はプール水中への溶け込み等により除去される。大粒径の粒子は小粒径の粒子に比べプール水中に取り込まれやすいため、サブプレッション・プールを通過することで、粒子全体の大部分を占める数 μm 程度の粒子が多く除去される。これにより、サブプレッション・プール通過前よりも小さい粒径を中心とした粒径分布が形成される。

以下に、原子炉格納容器内（サブプレッション・プール通過前）での粒径分布の評価モデル、及びサブプレッション・プール水を通過した後の粒径分布の評価モデルを示す。

(a) 原子炉格納容器内（サブプレッション・プール通過前）での粒径分布の評価モデル

エアロゾル粒子の粒径分布は原子炉格納容器内での粒子の凝集や壁面への沈着等により変化する。MAAPにおける評価モデルでは、エアロゾル粒子同士の凝集と壁面等への沈着の効果を下式の形で考慮している。なお、右辺の第1項と第2項は拡散と重力沈降による凝集を表し、第3項は重力沈降による除去項、第4項は発生項を表す。

凝集と沈着の、エアロゾル粒子の粒径分布への影響は以下の通り。

- ・凝集：拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつかられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。
- ・沈着：重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。

$$\begin{aligned} \frac{\partial n(v, t)}{\partial t} = & \frac{1}{2} \int_0^v K(\bar{v}, v - \bar{v}) n(\bar{v}, t) n(v - \bar{v}, t) d\bar{v} \\ & - \int_0^\infty K(\bar{v}, v) n(\bar{v}, t) n(v, t) d\bar{v} \\ & - \frac{n(v, t) u(v)}{h} \\ & + \dot{n}_p(v) \end{aligned}$$

- ここで、
- $n(v, t)$: 時間(t)における粒子体積(v)の単位体積あたりの個数
 - $K(v, \bar{v})$: 粒子が凝集する頻度
 - $u(v)$: 体積(v)の粒子に対する重力沈降速度
 - $\dot{n}_p(v)$: 体積(v)の粒子の発生率
 - v : 粒子体積
 - h : 実効高さ (= 空間容積/沈着面積)

- (b) サプレッション・プール水を通過した後の粒径分布の評価モデル
 プール水中ではエアロゾルは気泡として存在し、気泡中にエアロゾル粒子が存在する（第 3.2.2.1.1-5 図の赤丸）。気泡中のエアロゾル粒子の一部は、プール水中に取り込まれる（第 3.2.2.1.1-5 図の青丸）が、エアロゾル粒子の粒径分布はエアロゾル中（気泡中）に浮遊しているエアロゾル粒子のプール水中間の移行の効果により変化する。

MAAP における評価モデルでは (i) 重力沈降, (ii) 慣性沈着, (iii) ブラウン拡散, (iv) 対流, (v) 拡散泳動, (vi) 熱泳動を以下の評価式で考慮している。

$$(dn/dt)_i = -A_i V_i n / v_B$$

ここで,

- n : 気泡内の粒子数
- v_B : 気泡体積
- V_i : 除去機構 i による沈着速度
- A_i : 除去機構 i に固有の面積

重力沈降では, $A_i = \pi r_B^2$, $v_B = (4/3) \pi r_B^3$

他の除去機構では, $A_i = 4 \pi r_B^2$

出典: A.T.Wassel, et al "Analysis of radionuclide retention in water pools", Nuclear Engineering and Design, Volume 90, Issue 1, 3rd Nov. 1985, Pages 87-104,

- (i) 重力沈降

$$V_s = g \tau$$

$$\tau = \rho_p d_p^2 C / (18 \mu_g)$$

ここで,

- g : 重力加速度
- ρ_p : 粒子密度
- d_p : 粒子径 (=2 r_p)
- C : Cunningham の補正係数
- μ_g : ガス粘性係数

(ii) 慣性沈着

$$V_I = 3 U_B^2 \cdot \tau / d_B$$

ここで,

U_B : 気泡上昇速度

d_B : 気泡径 (=2 r_B)

(iii) ブラウン拡散

$$V_{BD} = 0.6 (D_p U_B / r_B)^{1/2}$$

ここで,

D_p : ブラウン拡散定数

(iv) 対流

$$V_C = (dm_s / dt) / (\rho_G A)$$

ここで,

m_s : 気泡内蒸気質量

ρ_G : ガス密度

A : 気泡表面積

(v) 拡散泳動

$$V_D = [(M_s^{1/2} - M_{nc}^{1/2}) / (X_s M_s^{1/2} + X_{nc} M_{nc}^{1/2}) - (M_s - M_{nc}) / (X_s M_s + X_{nc} M_{nc})] D_G \nabla X_s$$

ここで,

D_G : ガスの拡散定数

X_s : 蒸気モル分率

X_{nc} : 非凝縮性ガスのモル分率

∇X_s は蒸気濃度勾配で、次式で計算する。

$$\nabla X_s = (X_{1,s} - X_{2,s}) / \delta_D$$

ここで,

$X_{1,s}$: 表面での蒸気モル分率

$X_{2,s}$: 気泡内の蒸気モル分率

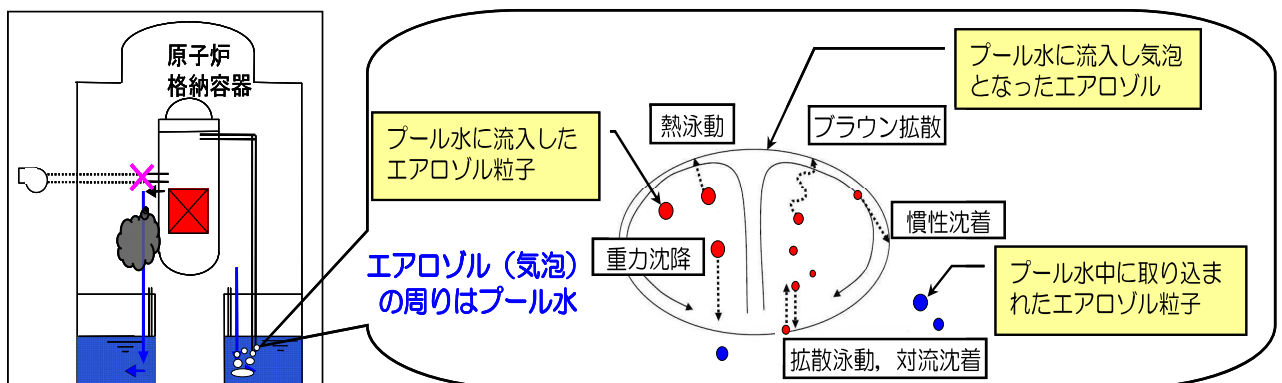
δ_D : 拡散境界層厚さ

(vi) 熱泳動

$$V_T = \{-2.34 \mu_g / \rho_g (K_{tg} / K_p + 2.18 \lambda / r_p) [1 + (\lambda / r_p) (1.2 + 0.41 \exp(-0.88 r_p / \lambda))] \nabla T / T_g / [(1 + 3.42 \lambda / r_p) (1 + 2K_{tg} / K_p + 4.36 \lambda / r_p)]$$

$$\nabla T = (T_s - T_g) / \delta_t$$

- K_p : 粒子熱伝導率
- λ : 平均自由行程
- T_s : 表面温度
- T_g : ガス温度
- δ_t : 熱境界層厚さ
- K_{tg} : ガス伝導率の遷移項



第 3.2.2.1.1-5 図 粒径分布の評価モデル

b. 粒径分布の妥当性

格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する際に使用する粒径分布として、MAAP 解析により得られた粒径分布を採用しているが、得られる粒径分布は、事故後の経過時間や原子炉格納容器内におけるエアロゾル粒子の濃度等に依存する。

ここでは、粒径分布を評価する上で想定している諸条件についての感度解析結果を示すことで、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する際に使用する粒径分布として、第 3.2.2.1.1-2 図の粒径分布を採用することの妥当性を説明する。

(a) 炉心状態

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布を評価する際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

第 3.2.2.1.1-6 図に、炉心状態として平衡炉心（サイクル初期）を想定した場合の粒径分布を示す。第 3.2.2.1.1-6 図より、平衡炉心（サイクル初期）を想定した場合の粒径分布と、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の粒径分布の差は大きくなく、炉心状態の相違が格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布に与える影響は限定的であることが分かる。

以下に、エアロゾルの粒径分布が炉心状態の想定にほとんど依存しない理由を示す。

炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することで、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の総量は大きくなり（3.2.2.1.1 (2)a. 参照）、原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の濃度が高くなる。エアロゾル粒子の濃度が高くなると、エアロゾル粒子同士の衝突の頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなる。その結果として、原子炉格納容器内の粒径分布はより大きい方向にシフトすることになる。

このことは、前述した粒径分布の評価モデルにおいても再現できている。第 3.2.2.1.1-7 図は、上述の評価モデルを使用した原子炉格納容器中の無次元化したエアロゾル粒径分布の評価例であり、原子炉格納容器中に流入したエアロゾル量による、原子炉格納容器内の粒径分布への影響を示している。図中の数値は原子炉圧力容器から原子炉格納容器中に流入したエアロゾル量を示しており、エアロゾル量が大きくなるに従い、原子炉格納容器内の粒径分布は大きい方向にシフトする傾向となっている。

ここで、大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオは、エアロゾルは格納容器圧力逃がし装置に流入する前にサプレッション・プールを通るが、そのことでサプレッション・プール通過前に見られる粒径分布の差は緩和される傾向となる。これは、サプレッション・プールを通過することにより粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、サプレッション・プールで除去されにくい比較的小粒径の粒子が除去されずに残ることに起因する。

以上のことから、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で、第

3.2.2.1.1-2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

(b) 事故後の経過時刻

格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾルの粒径分布は時間経過に伴い変化するが、粒径分布を評価する際は、評価時刻としてベント直後を想定している。

ベント直後における粒径分布と、事故から 168 時間後時点における粒径分布を第 3.2.2.1.1-8 図に示す。第 3.2.2.1.1-8 図から、粒径分布の時間経過に伴う変化量は限定的であり、評価時刻としてベント直後を想定しても問題ないことが分かる。なお、エアロゾルが最も多く流入する時間帯はベント直後であるため、粒径分布を評価する時間帯として、事故直後を参照することは妥当であると考えられる。

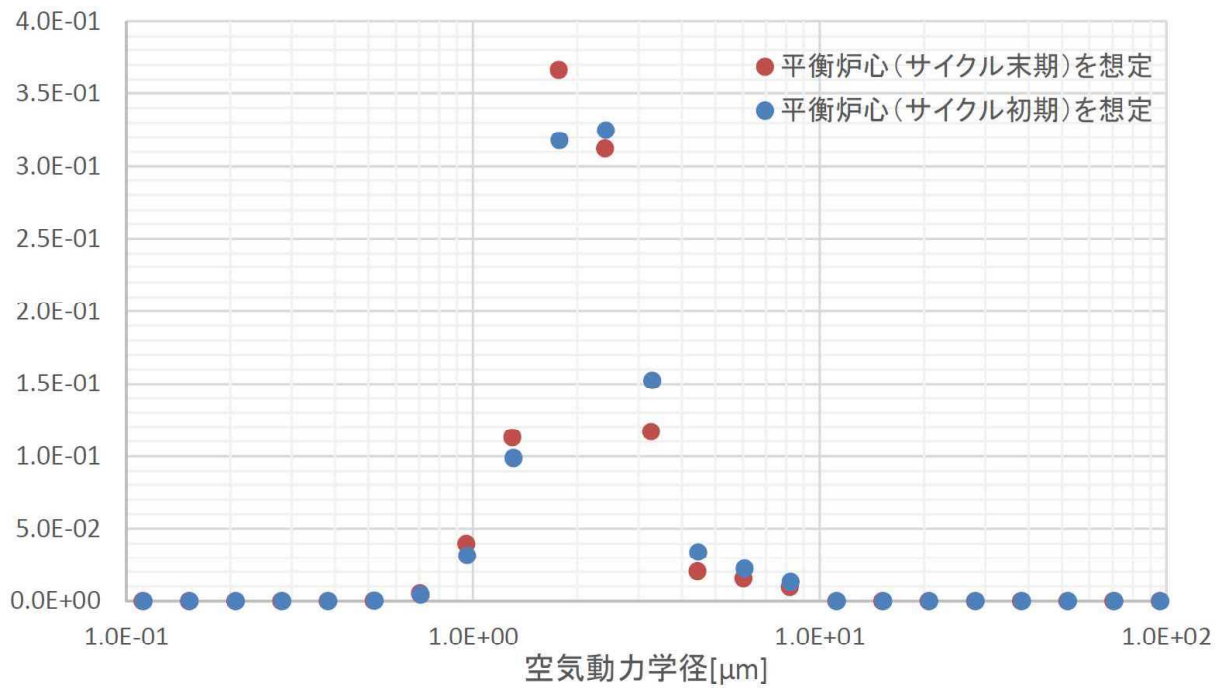
以上のことから、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で、第 3.2.2.1.1-2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

(c) 中・低揮発性核種の放出割合の変更

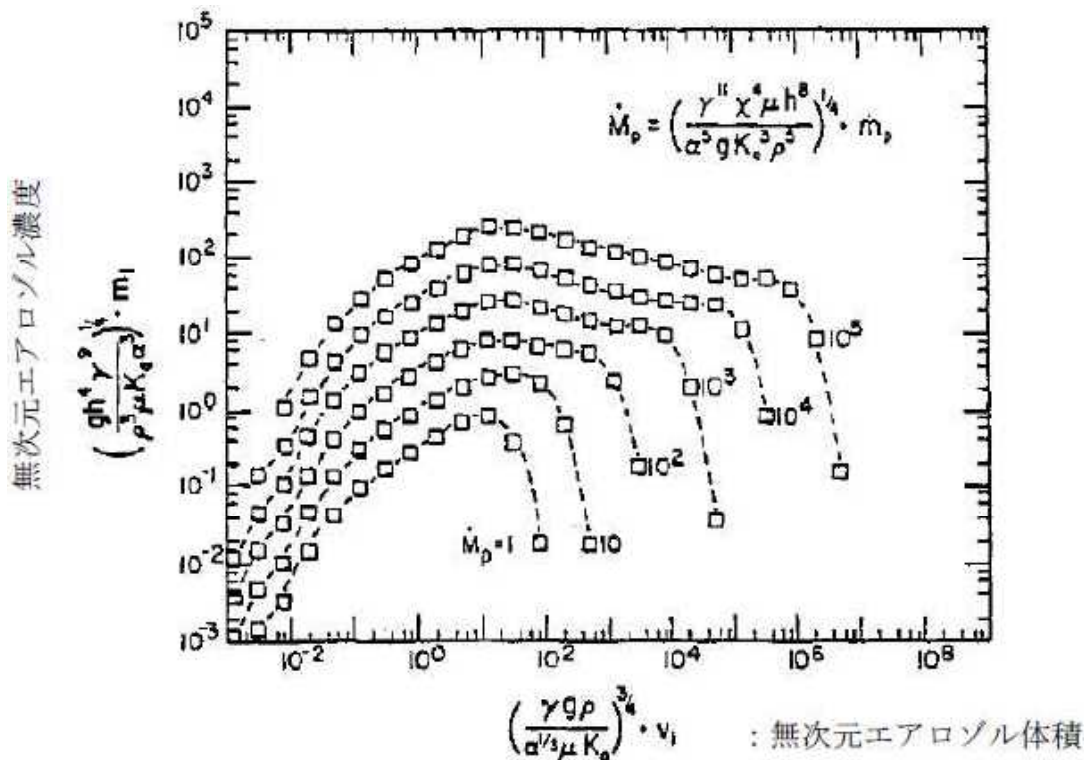
3.2.2.1.1 (2) b. に示した通り、格納容器圧力逃がし装置に流入するエアロゾル量を評価する際、放出割合として単に MAAP 解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく、NUREG-1465 の知見を利用している。このことは、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため、上記の評価手法を取り入れることで、原子炉格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され、エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられる。

そこで、低揮発性核種の放出割合として MAAP 解析結果を使用しないことによる粒径分布への影響を評価するために、原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出される中・低揮発性核種の量をゼロと仮定した場合の粒径分布を評価した。評価結果を第 3.2.2.1.1-9 図に示す。なお、第 3.2.2.1.1-9 図では、炉心状態として平衡炉心（サイクル初期）を想定している。このように、極めて保守的に評価された場合であっても、粒径分布は大きく変化することはない。

以上のことから、中・低揮発性核種を考慮することによる影響は限定的であり、格納容器圧力逃がし装置の除去性能を評価する上で、第 3.2.2.1.1-2 図の粒径分布を採用しても問題ないと考える。

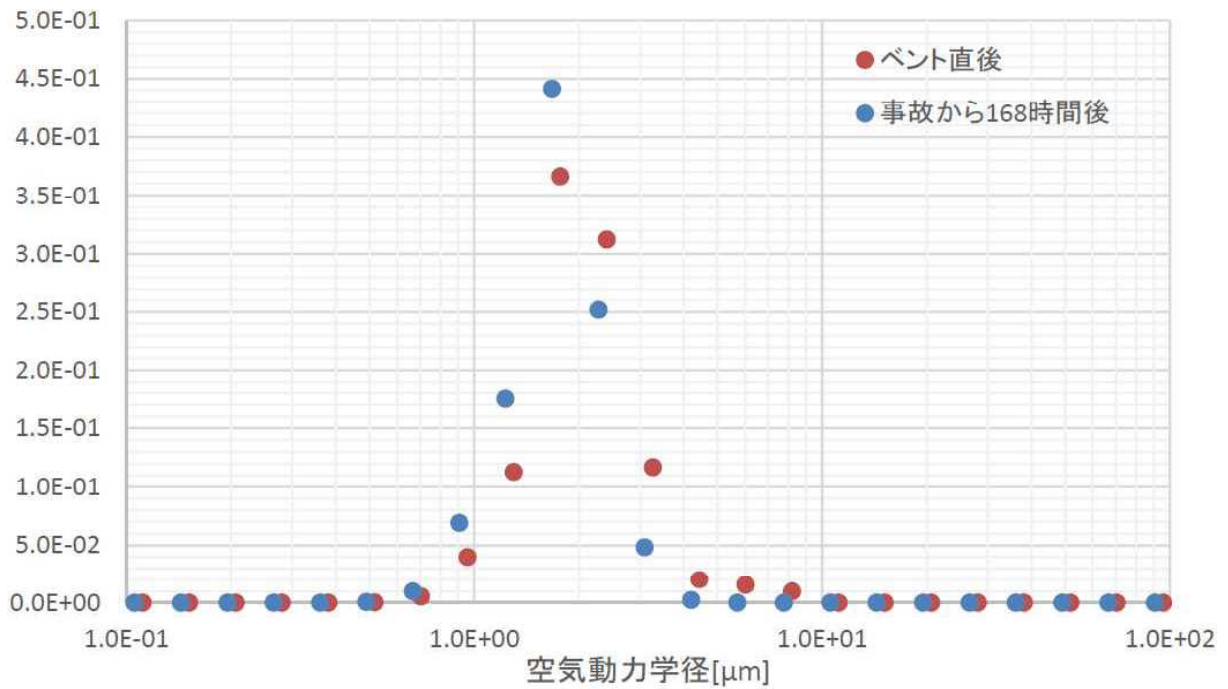


第 3.2.2.1.1-6 図 想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布（規格化後）

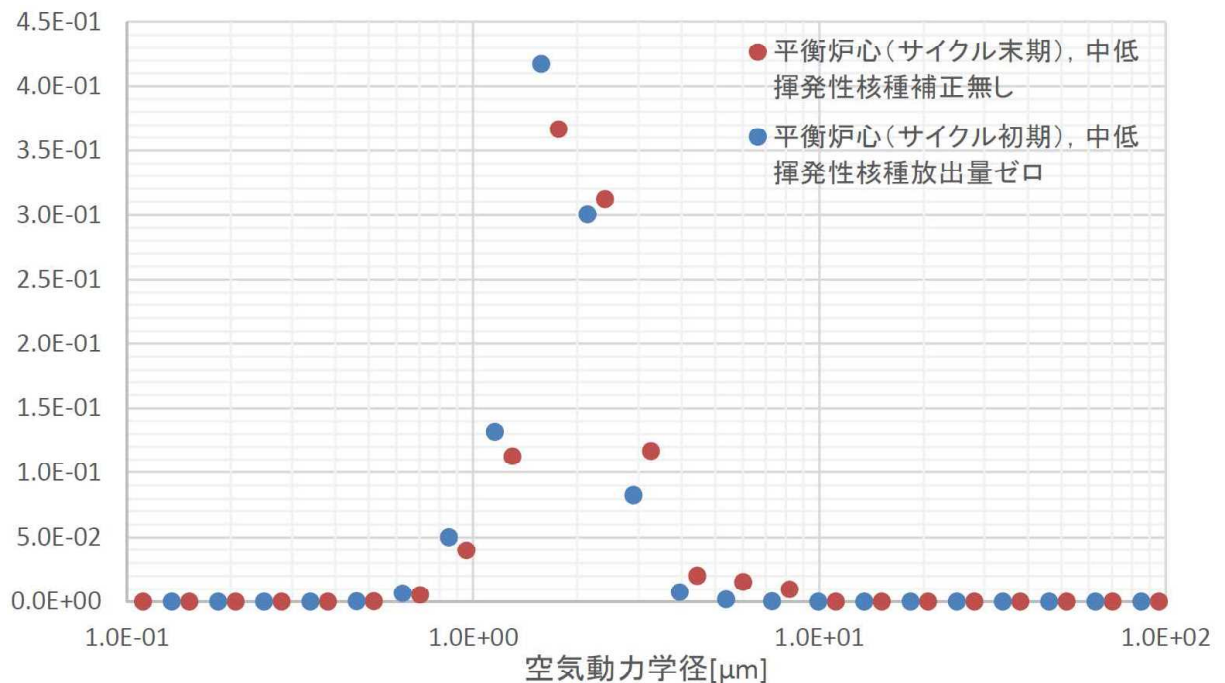


第 3.2.2.1.1-7 図 定常状態における無次元化した粒径分布

出典：A Principle of Similarity for Describing Aerosol Particle Size Distributions (MICHAEL EPSTEIN AND PHILLIP G. ELLISON Journal of Colloid and Interface Science, Vol 119, No. 1, September 1987)



第 3. 2. 2. 1. 1-8 図 評価時刻を変更した場合の粒径分布（規格化後）



第 3. 2. 2. 1. 1-9 図 中・低揮発性核種の原子炉格納容器内への放出量をゼロとし、想定する炉心状態を変更した場合の粒径分布（規格化後）

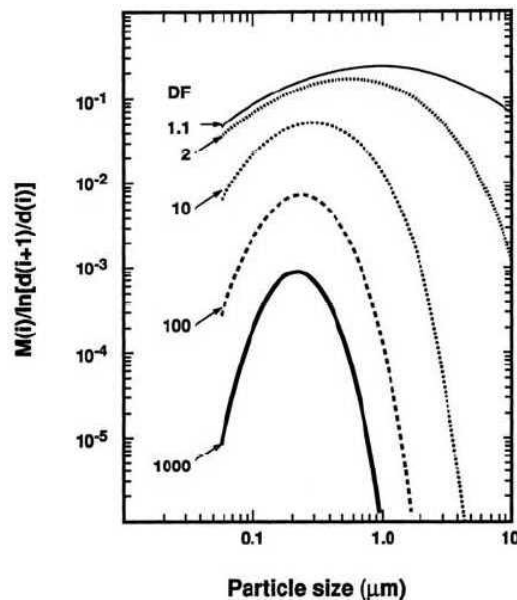
(4) 他の文献での解析例

原子炉格納容器内におけるエアロゾル粒子の粒径分布の解析結果は多くの文献に見られる。それらの文献中の粒径分布は対数正規分布とよく一致しており、中央径は数 μm 程度、幾何標準偏差は数 μm 程度となっている。

文献中に示されているエアロゾル粒子の粒径分布の例を第 3.2.2.1.1-10 図から第 3.2.2.1.1-12 図に示す。

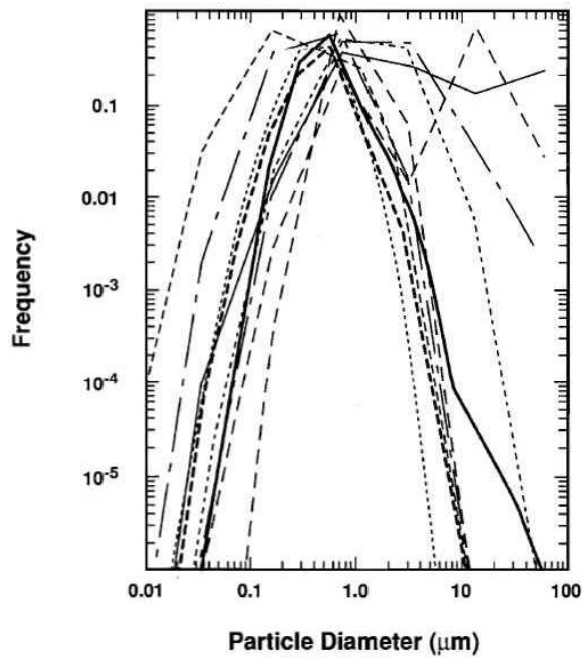
第 3.2.2.1.1-10 図は、ドライウェルスプレイを実施し続けることによる原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の解析結果を示している。図中の DF 値はドライウェルスプレイを継続して行うことによる積算の除去効果を表している。積算の除去効果が小さい段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布を持っているが、ドライウェルスプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。

第 3.2.2.1.1-11 図及び第 3.2.2.1.1-12 図は、米国の NRC が開発した総合事故解析コード STCP (Source Term Code Package) で評価された、原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布を表している。なお、第 3.2.2.1.1-12 図の粒径分布については、Mark I 型格納容器プラントにおいてスクラム失敗時に炉心損傷した状態のものを表している。何れも分布のピークは数 μm となっており、幾何標準偏差が数 μm であるような分布となっている。



第 3.2.2.1.1-10 図 ドライウェルスプレイを実施し続けることによる原子炉格納容器内の粒径分布の変化 (図中の値はドライウェルスプレイによる積算の除去効果)

出典 : STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS (OECD/NEA) 2009



第 3.2.2.1.1-11 図 STCP (Source Term Code Package) によるシビアアクシ
 デント時における原子炉格納容器内エアロゾル粒径分布の評価例

出典 : A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays (NUREG/CR-5966)

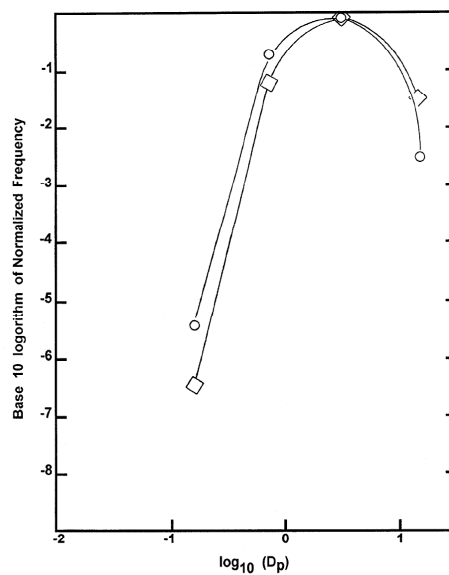


Figure 13. Size distribution of aerosols in the reactor coolant system predicted with the Source Term Code Package

第 3.2.2.1.1-12 図 STCP (Source Term Code Package) における一次系での
 エアロゾルに対して想定する粒径分布の一例

出典 : A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pools
 (NUREG/CR-6153 SAND93-2588)

(5) 実験結果例

前節までは理論的に評価された粒径分布を扱ってきたが、ここでは実際に測定されたエアロゾル粒子の粒径分布について説明する。

シビアアクシデント時の原子炉格納容器内の放射性物質を含むエアロゾルの発生としては、炉心損傷時に1次系から放出されるエアロゾルやMCCI発生時に原子炉格納容器内に直接放出されるエアロゾル等が想定され、これら発生エアロゾル粒子が原子炉格納容器内で凝集・沈着の過程を経ることで、原子炉格納容器内に浮遊するエアロゾル粒径が時間とともに変化する。

これら各フェーズのエアロゾル挙動に着目した既往研究から、エアロゾル粒径に関する知見について整理した結果を第3.2.2.1.1-9表に示す。

第3.2.2.1.1-9表において、炉心損傷時の1次系内エアロゾルについては①、②及び③、MCCI時の発生エアロゾルについては④、さらに、原子炉格納容器内エアロゾル粒径に関しては⑤及び⑥に整理している。

この表に整理した試験結果等は、想定するエアロゾル発生源や挙動範囲(1次系、原子炉格納容器)に違いはあるものの、エアロゾル粒子はサブ μm から数 μm までの範囲にあり、原子炉格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

第 3.2.2.1.1-9 表 エアロゾル粒径に関する既往研究

番号	試験名または 報告書名等	エアロゾル 粒径 (μm)	備考
①	AECL が実施した試験	0.1~3.0	・ CANDU 炉のジルカロイ被覆管燃料を使用した 1 次系内核分裂生成物挙動に関する小規模試験
②	PBF-SFD ^{※1}	0.29~0.56	・ 米国アイダホ国立工学研究所にて実施された炉心損傷時の燃料棒及び炉心の振る舞い、核分裂生成物及び水素の放出挙動を調べた大規模総合試験 ・ 粒径データはフィルタサンプルの SEM 分析による幾何平均直径
③	PHEBUS-FP ^{※1}	0.1~0.5	・ 仏国カダラッシュ原子力研究センターの PHEBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べた大規模総合試験 ・ 粒径データは 1 次系内フィルタサンプルの SEM 分析による凝集物を構成する粒径
④	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5	・ MCCI 時の発生エアロゾルに対する上部プール水のスクラビング DF モデル (相関式) を開発したレポート ・ 粒径データは、MCCI 時に想定される発生エアロゾルの質量平均粒径の範囲
⑤	LACE LA2 ^{※3}	約 0.5~約 5	・ 米国ハンフォード国立研究所 (HEDL) にて実施された、原子炉格納容器内エアロゾル沈着挙動に関する大規模模擬実験 ・ 粒径データは、LA2 試験の事前解析として実施された、各種エアロゾル挙動解析コードによるエアロゾル空気力学的直径の時間変化における最小値と最大値
⑥	PHEBUS-FP ^{※1}	2.4~4.0	・ 粒径データは、PHEBUS-FP 模擬格納容器内で測定されたエアロゾル空気力学的直径の範囲

※1 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009) 5

※2 D.A.Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

※3 J.H.Wilson and P.C.Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL

A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2

また、以下に PHEBUS-FP の試験結果を示す。^{※4}

PHEBUS-FP は、放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN, 仏国), フランス

電力庁及びEUを中核として行われた、実機プラントの体系をスケールダウンした模擬試験であり、主目的として、エアロゾルの物理・化学挙動現象の模擬に焦点を置いている。

試験装置は、炉心部、一次系、原子炉格納容器等から構成されており、炉心部には実燃料が装荷されている。試験の際は炉心部で実燃料を熔融させており、一次系（蒸気発生器）を介し原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル粒子の粒径を測定している。また、炉心部に装荷する燃料として新燃料を使用した場合（FPT0）と使用済み燃料を使用した場合（FPT1, 2, 3）の評価を行っており、各試験でエアロゾル粒子の粒径分布が測定されている。試験装置の概要図を第 3.2.2.1.1-13 図に、主な試験条件を第 3.2.2.1.1-10 表に示す。

以下に、粒径分布に関する主な試験結果を示す。

実験により測定されたエアロゾル粒子の粒径分布は対数正規分布によく一致しており、理論的な予想と整合がとれている。

また、FPT0（新燃料を使用）と FPT1, 2, 3（使用済み燃料を使用）で得られた粒径分布を比較すると、平均粒径（AMMD）と幾何標準偏差は同程度となっている。このことは、燃料の燃焼度がエアロゾル粒子の粒径分布に及ぼす影響が限定的であることを示唆している。

なお、FPT4 では熔融デブリからの低揮発性核種や超ウラン元素の放出に関する定量的検討を行うことを目的としており、原子炉格納容器は模擬されておらず、試験目的の中に原子炉格納容器内粒径分布の調査は含まれていない。

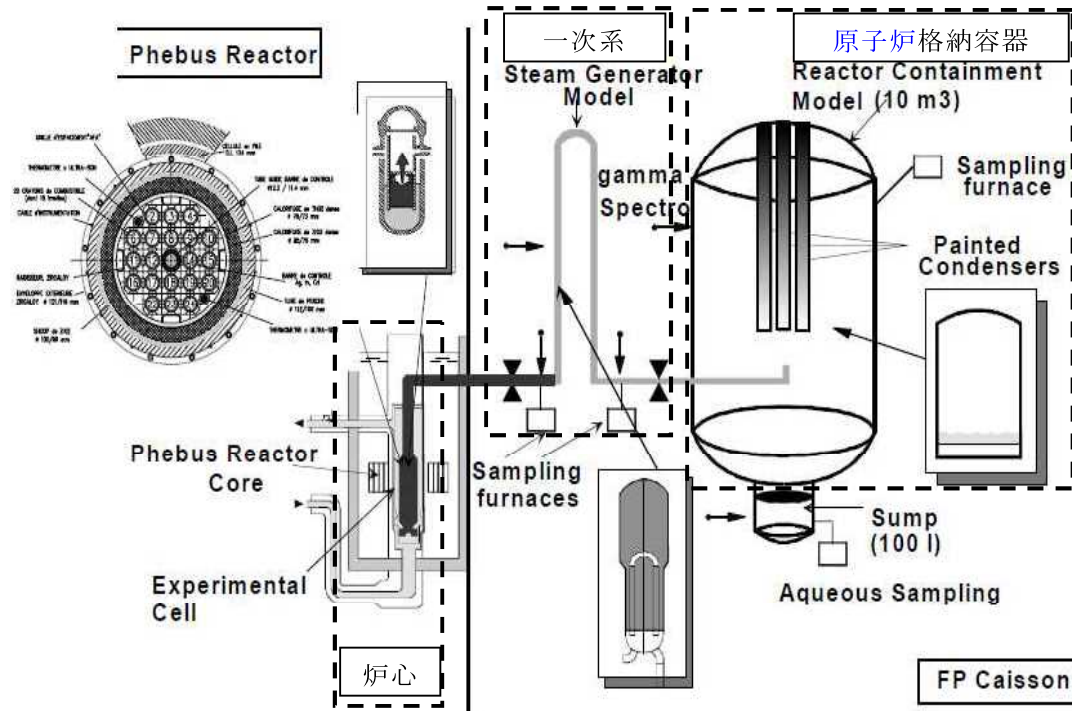
【粒径分布に関連する主な試験結果】

- FPT0 と FPT1 の粒径分布は対数正規分布によく一致
- FPT0 の平均粒径（AMMD）は、燃料集合体崩壊の最終時点で $2.4 \mu\text{m}$ （最終的に $3.35 \mu\text{m}$ で安定）
- FPT1 におけるエアロゾル粒径は $3.5 \mu\text{m}$ から $4.0 \mu\text{m}$ の間
- FPT0 と FPT1 の双方の試験の対数正規分布の幾何標準偏差は約 2.0 でほぼ一定
- FPT2 の粒径分布は FPT1 の粒径分布と類似^{※5} ^{※6}
- FPT3 の平均粒径（AMMD）は、概ね $3 \mu\text{m}$ であり、幾何標準偏差は約 1.5^{※6}

※4 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS (OECD/NEA 2009)

※5 Progress of ASTEC validation on fission product release and transport in circuits and containment (The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2008))

※6 Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)



第 3.2.2.1.1-13 図 試験装置の概要

第 3.2.2.1.1-10 表 主な試験条件

試験 No.	使用燃料と制御棒	プール水 pH	試験概要(ベースケースとの主な差異)
FPT0	・新燃料 ・Ag-In-Cd制御棒	pH5	・ベースケース
FPT1	・使用済燃料 ・Ag-In-Cd制御棒	pH5	・使用済燃料を使用
FPT2	・使用済燃料 ・Ag-In-Cd制御棒	pH9	・使用済燃料を使用 ・プール水のpHを変えた場合
FPT3	・使用済燃料 ・B4C制御棒	pH5	・使用済み燃料を使用 ・B4C制御棒を使用
FPT4	使用済燃料と被覆管材料を混合した模擬デブリ	格納容器内模擬無し	・デブリからの放射性物質の放出を模擬

別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について

格納容器ベント実施に伴う現場作業は、放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために各作業場所における線量影響を評価する。

なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

線量影響の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

ここでは格納容器ベント実施に伴う作業を評価対象とする。格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯を第1表及び第1-1図から第2-5図に示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含めた。なお、各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては、移動中における線量率が作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業場所よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

また、格納容器ベント実施後の作業の被ばく評価に当たっては、各作業を前半（系統構成等）と後半（停止操作等）に分け、前半と後半で緊急時対策要員が交替し作業に当たるものとして評価した。

第1表 格納容器ベント実施前後の作業及び被ばく経路

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作	フィルタ装置水位調整	フィルタ装置への薬液注入	排水ラインの窒素バージ	ドレンタンク排水
		屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	○	○	○	○	○	○	○
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※4	—※4	○	○	○	○	○
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※4	—※4	— (大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した)	○	○	○	○
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※4	—※4	○	○	○	○	○
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	○	— (屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり無視できる)	○	○	○	○	○
作業開始時間 (事象開始後)		4 時間後～ 約 38 時間後	約 36 時間後～ 約 37 時間後	ベント実施時刻 (約 38 時間後)	W/W ベント時 : 63 時間後※1 D/W ベント時 : 79 時間後※1	W/W ベント時 : 63 時間後以降 D/W ベント時 : 79 時間後以降		168 時間後 以降※2
評価時間※3 (作業時間及び作業場所への往復時間)		25 分間	85 分間	60 分間	【前半】75 分間 【後半】65 分間	【前半】85 分間 【後半】70 分間	【前半】65 分間 【後半】70 分間	【前半】75 分間 【後半】65 分間

※1 スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から、水位調整に要する作業時間に余裕を見込み 3 時間を差し引き設定

※2 ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照

※3 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャートを元に整理

※4 線源となる放射性物質が無い場合評価対象外

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：6号及び7号炉
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- ・ 格納容器ベント時のベントライン：以下の4ケースについて評価^{※1}
 - 6号炉：W/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
 - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：W/W ベント
 - 6号炉：D/W ベント，7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
 - 6号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功，7号炉：D/W ベント

※1 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、原子炉格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」においても、格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。したがって、仮に6号及び7号炉において同時に重大事故等が発生したと想定する場合であっても、第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては、片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し、当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを想定する。格納容器ベントに至る事故シーケンスとしては、前述の「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を選定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。

3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価^{※1}と同じ評価方法にて評価した。評価結果を第2-1表、主な評価条件を第2-3表に示す。

※1 「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」の「添付資料 2 中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価について」を参照。

第2-1表 放射性物質の大気中への放出量（7日間積算値）

核種類	停止時炉内内蔵量 [Bq] (gross 値)	単一号炉当たりの放出放射エネルギー [Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出 (W/W ベント時)	格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出 (D/W ベント時)
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 7.6×10^{18}	約 6.5×10^{18}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 5.7×10^{15}	約 4.2×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9	約 5.1×10^{12}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9	約 3.4×10^{12}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9	約 3.4×10^{12}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8	約 5.4×10^{11}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7	約 9.6×10^{10}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8	約 4.3×10^{11}

4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点及び着目方位を除き、中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同じとした。

放射性物質の大気拡散評価で用いた放出点、評価点並びに評価結果を第2-2表に示す。また、主な評価条件を第2-4表に示す。

なお、評価点は、全方位（16方位）に対し10m刻みで評価点を変更した大気拡散評価を行った場合に最大の評価結果を与える評価点を選定した。このため、作業エリア全域に対し、第2-2表に示す相対濃度及び相対線量を適用することは保守的な結果を与える。

第2-2表 相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）

放出点	評価点	放出点から評価点までの距離 [km]	相対濃度 (χ/Q) [s/m^3]	相対線量 (D/Q) [Gy/Bq]
6号炉格納容器圧力逃がし装置配管	屋内及び屋外の作業エリア	相対濃度：0.01km 相対線量：0.05km	1.0×10^{-3}	7.4×10^{-18}
7号炉格納容器圧力逃がし装置配管	屋内及び屋外の作業エリア	相対濃度：0.01km 相対線量：0.05km	1.0×10^{-3}	7.4×10^{-18}

5. 評価経路

格納容器ベント実施前においては、二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線の影響を受ける。また、格納容器ベント実施後においては、格納容器ベント前の被ばく経路に加え、格納容器ベントに伴い大気中に放出された放射性物質並びに格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線の影響を受けることになる。各作業で評価対象とする被ばく経路を第 1 表に示す。また、被ばく経路の概念図を第 3-1 図及び第 3-2 図に示す。

6. 評価方法

(1) 原子炉建屋外での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。直接ガンマ線については、QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISN コード及び G33-GP2R コードを用いて評価した。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果を踏まえ評価した。

c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. フィルタ及び配管内の放射性物質

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは、フィルタ及び配管内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を、作業エ

リアの位置，フィルタ及び配管の位置と形状等を考慮し評価した。評価に当たっては，QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

(2) 原子炉建屋内での作業

a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の作業エリアにおいては，二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線による実効線量を，QAD-CGGP2R コードを用いて評価した。原子炉建屋内の積算線源強度は，原子炉建屋外での作業時の評価と同じとした。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果と建屋による遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建屋内に取り込まれた放射性物質による被ばく

本評価においては，中央制御室の居住性（重大事故）に係る被ばく評価と同じく原子炉建屋内と外気とのやりとりは無いものと想定し，外気から原子炉建屋内へ放射性物質の取り込みはないものとした。

d. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. フィルタ及び配管内の放射性物質

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質による作業エリアでの被ばくは，フィルタ及び配管内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量を，作業エリアの位置，フィルタ及び配管の位置と形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては，QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第 2-5 表及び第 2-6 表に示す。

8. 評価結果

格納容器ベント（W/W ベント）の実施前及び実施後における作業時の実効線量率を第 3-1 表，第 3-2 表に示す。また，格納容器ベント（D/W ベント）の実施前及び実施後における作業時の実効線量率を第 4-1 表，第 4-2 表に示す。

最も被ばく量が大きくなるのは，屋外で行うフィルタ装置への薬液注入であり，6 号炉の格納容器ベント実施時で W/W ベント時は約 91mSv，D/W ベント時は約 90mSv，7 号炉の格納容器ベント実施時で W/W ベント時は約 95mSv，D/W ベント時は約 94mSv となる。したがって，緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても，作業可能であることを確認した。

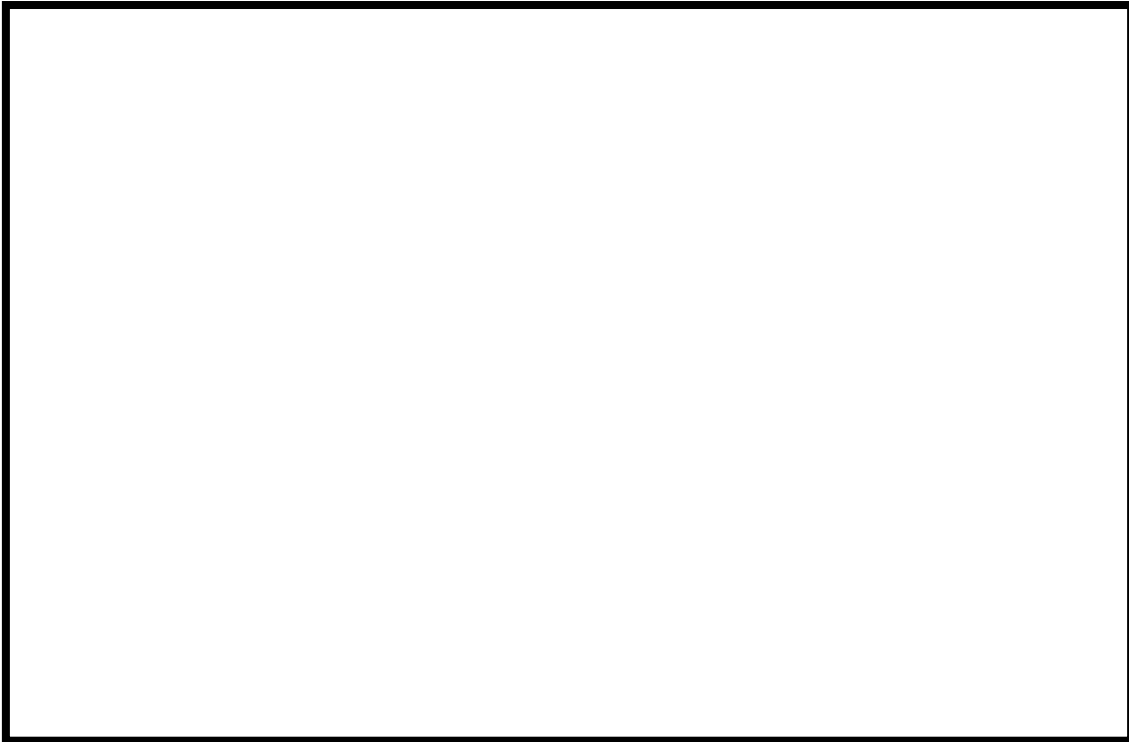
なお，第 3-1 表～第 4-2 表の評価結果は，第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち，作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の線量率を記載しており，その他の時間帯における線量影響は前述の評価結果以下となる。したがって，第 1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲においては，いずれの時間帯においても作業可能である。

また，炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については，当該作業に係る被ばく量が，炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため，作業可能である。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第1-1 図 6号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋3階）

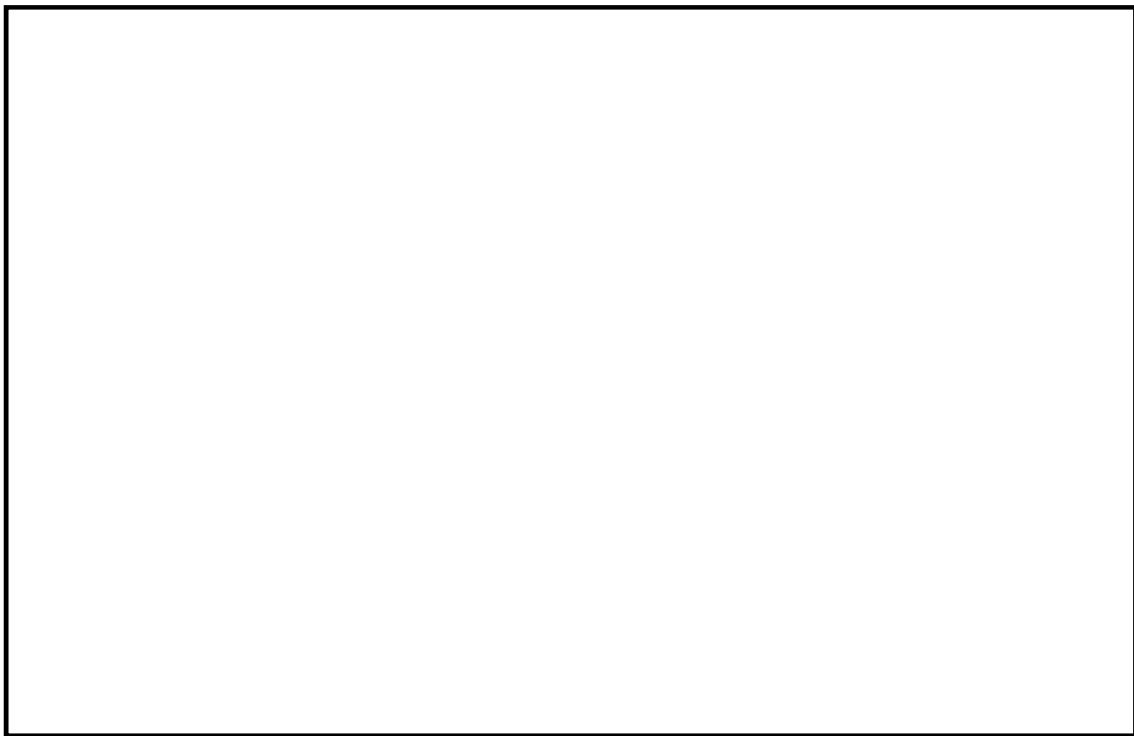


第1-2 図 6号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋2階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第1-3図 6号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下1階）

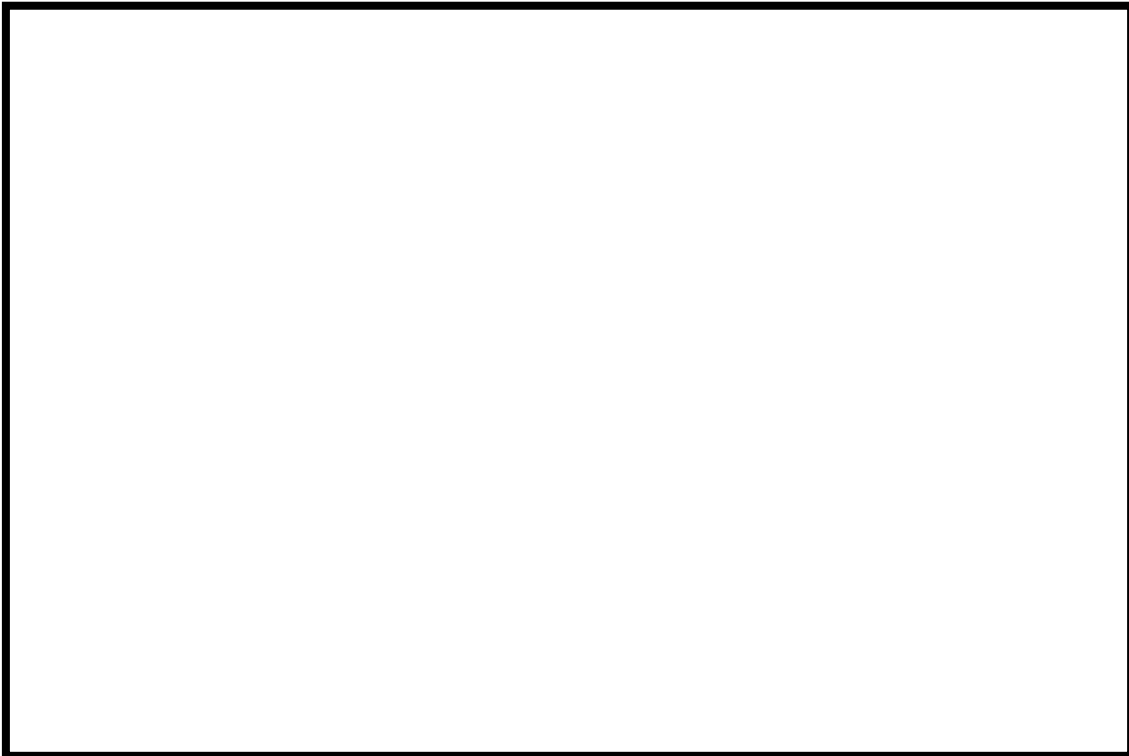


第1-4図 6号炉屋外作業場所及び周辺の遮蔽壁

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

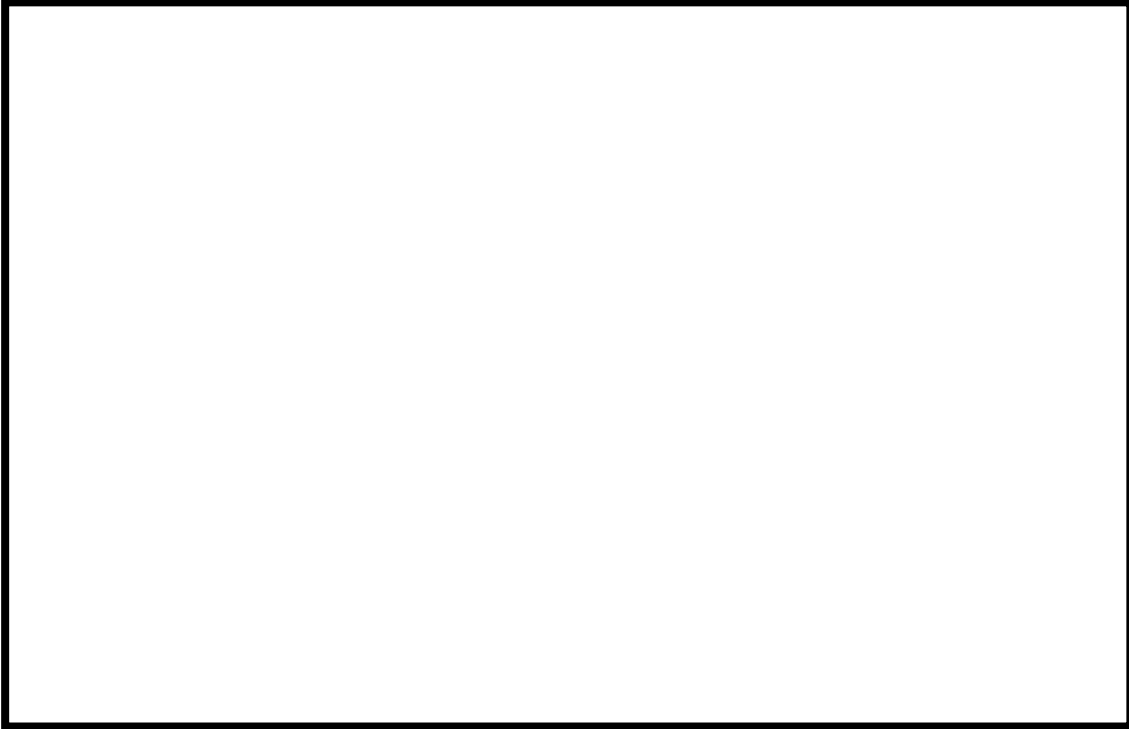


第2-1 図 7号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋中4階）

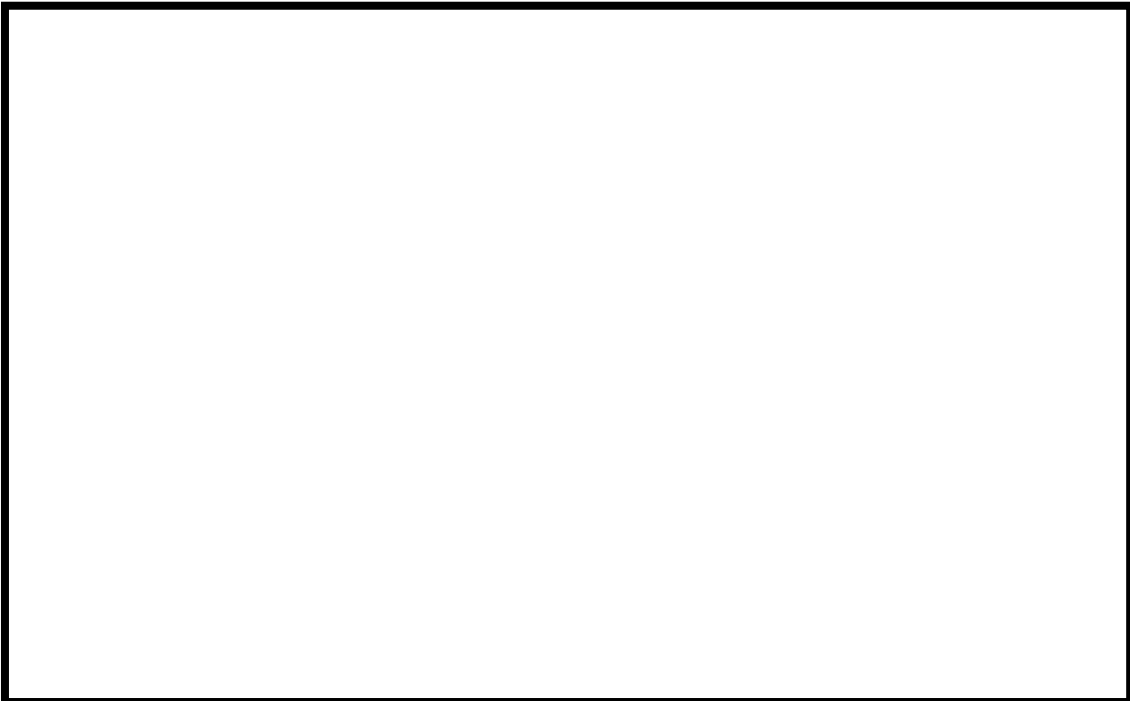


第2-2 図 7号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

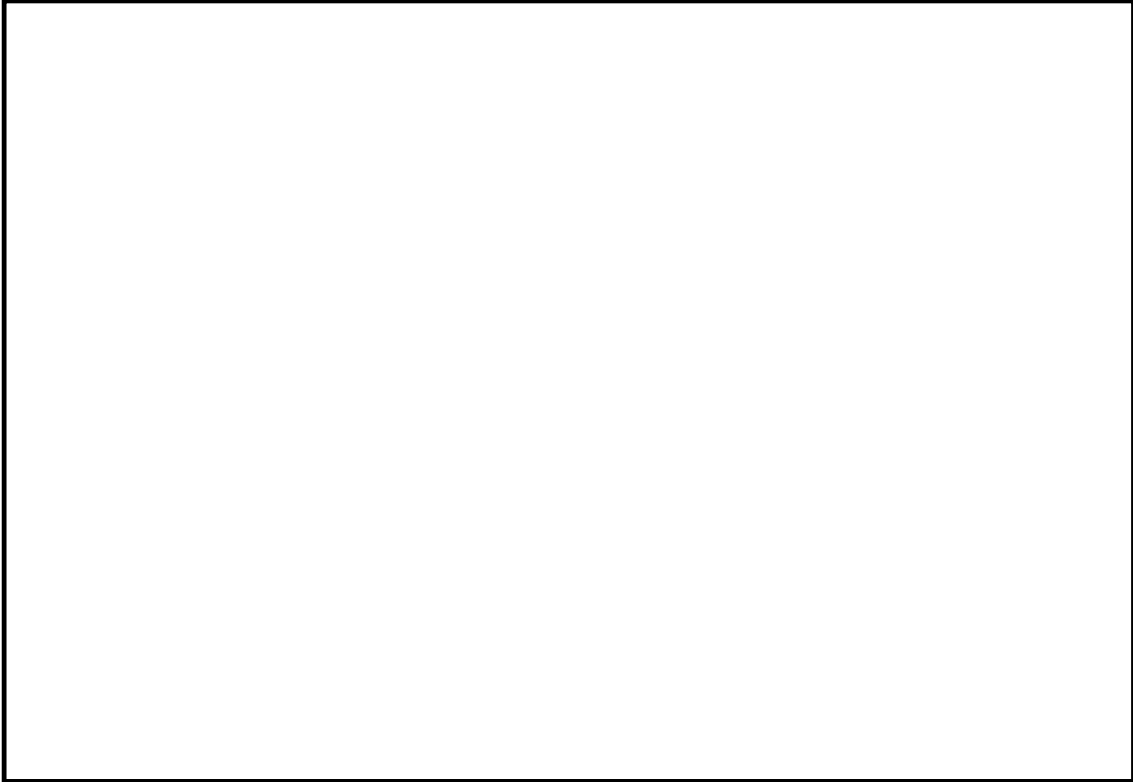


第2-3図 7号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋2階）

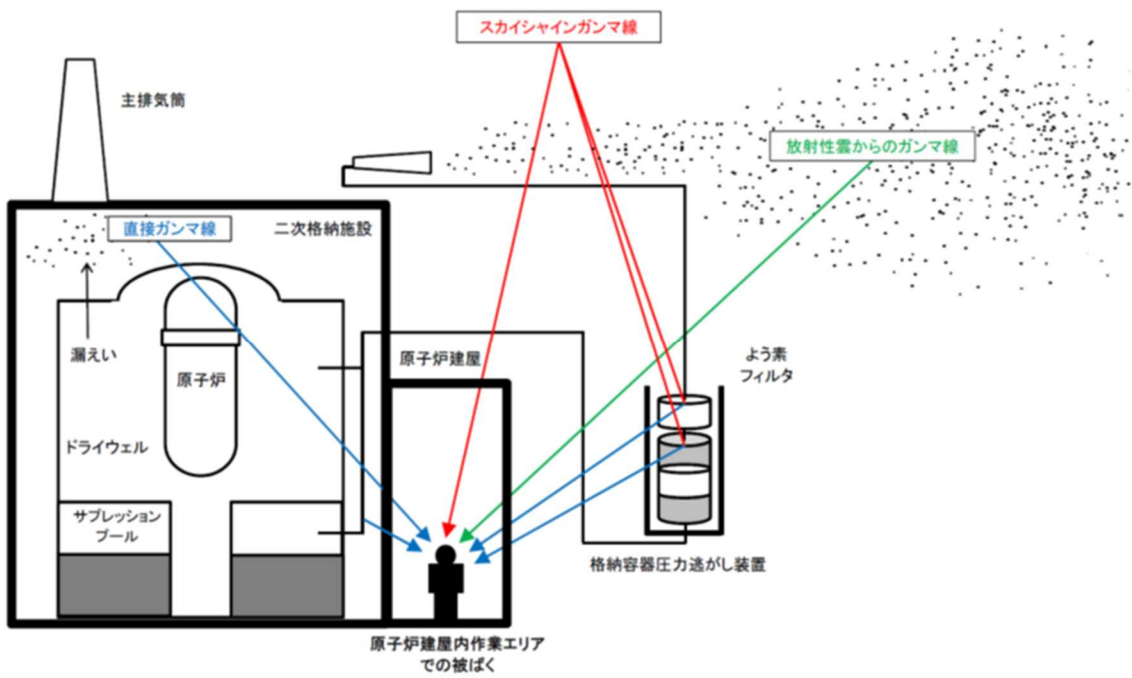


第2-4図 7号炉屋内作業場所及び周辺の遮蔽壁（原子炉建屋地下1階）

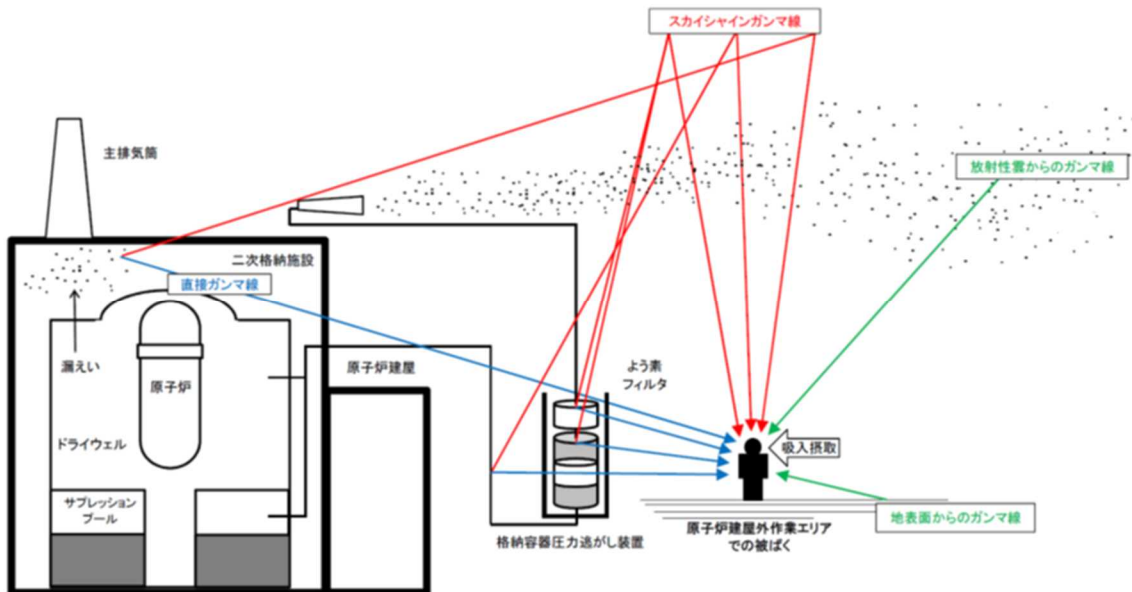
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第2-5図 7号炉屋外作業場所及び遮蔽壁



第 3-1 図 被ばく経路概念図（原子炉建屋内）



第 3-2 図 被ばく経路概念図（原子炉建屋外）

第2-3表 大気中への放出放射能評価条件 (1/3)

項目	評価条件	選定理由
炉心熱出力	3926MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル：10000h (416 日) 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
放出開始時刻	原子炉格納容器漏えい： 事象発生直後 格納容器ベント： 約 38 時間後	MAAP 解析に基づく
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	原子炉格納容器内 pH 制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため、R. G. 1. 195 に基づき設定
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	以下のとおり、開口面積を原子炉格納容器圧力に応じ設定。 MAAP 解析上で、原子炉格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd 以下：0.9Pd で 0.4%/day, 1~2Pd：2.0Pd で 1.3%/day に相当する開口面積	原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.4%/day) 及び AEC 式に基づき設定
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集係数	希ガス：1 無機よう素：1 有機よう素：1 粒子状物質：450	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器の漏えい孔での捕集効果を考慮

第2-3表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (2/3)

項目	評価条件	選定理由
原子炉格納容器内でのエアロゾルの除去効果	MAAP 解析に基づく	—
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
原子炉格納容器内での無機よう素の沈着による除去係数	無機よう素：2	「発電用軽水型原子炉の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定 一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会)を参照
サプレッション・チェンバでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：10	Standard Review Plan6.5.5に基づき設定
ドライウェルスプレイによる無機よう素の除去係数	無機よう素：100	CSE 試験に基づき設定
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	格納容器ベント (W/W ベント) を想定する場合	炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 9.4×10^{-1} よう素類：約 3.1×10^{-2} Cs 類：約 8.8×10^{-7} Te 類：約 1.8×10^{-7} Ba 類：約 7.1×10^{-8} Ru 類：約 8.8×10^{-9} La 類：約 7.1×10^{-10} Ce 類：約 1.8×10^{-9}
	格納容器ベント (D/W ベント) を想定する場合	炉内内蔵量に対して、 希ガス類：約 8.1×10^{-1} よう素類：約 3.4×10^{-2} Cs 類：約 3.9×10^{-3} Te 類：約 7.7×10^{-4} Ba 類：約 3.1×10^{-4} Ru 類：約 3.9×10^{-5} La 類：約 3.1×10^{-6} Ce 類：約 7.7×10^{-6}
	代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合	ベントラインへの流入割合はゼロ
		MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定。よう素類については、よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮。

第2-3表 大気中への放出放射エネルギー評価条件 (3/3)

項目	評価条件	選定理由
原子炉建屋から大気中への漏えい	考慮しない	原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮するため、原子炉建屋空間部が過度に加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋の換気空調系を停止しているため、外気との空気のやり取りがないものと想定した。
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：1	—
	無機よう素：1,000 粒子状放射性物質：1,000	設計値
よう素フィルタによる除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1	—
	有機よう素：50	設計値

第2-4表 放射性物質の大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	審査ガイドを参照
気象データ	柏崎刈羽原子力発電所における1年間の気象データ(1985年10月～1986年9月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用 審査ガイドに示された通り、発電所において観測された1年間の気象データを使用
実効放出継続時間	1時間	保守的に1時間と設定
放出源及び放出源高さ	【6号炉】 6号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上40.4m 【7号炉】 7号炉格納容器圧力逃がし装置配管：地上39.7m	実高さを参照。 なお、放出エネルギーによる影響は未考慮。
累積出現頻度	小さい方から累積して97%	審査ガイドを参照
建屋巻き込み	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	6号炉原子炉建屋及び 7号炉原子炉建屋	放出源であり、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定
放射性物質濃度の評価点	全方位(16方位)に対し、放出点からの距離を10m刻みで変更した大気拡散評価を行い、最大の評価結果を与える方位及び距離を選定	大気拡散評価の評価結果が、作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
建屋投影面積	1931m ²	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定。風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの。
形状係数	1/2	審査ガイドに示された評価方法を参照し設定

第2-5表 線量換算係数及び地表面への沈着速度等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用(主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種はICRP Publication71及びICRP Publication72に基づく	ICRP Publication71及びICRP Publication72に基づく
呼吸率	1.2m ³ /h	ICRP Publication71に基づく成人活動時の呼吸率を設定
地表への沈着速度	エアロゾル : 1.2cm/s 無機よう素 : 1.2cm/s 有機よう素 : 沈着無し 希ガス : 沈着無し	線量目標値評価指針(降水時における沈着率は乾燥時の2~3倍大きい)を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定。乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol. 2*1より設定。
配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる、放射性物質の付着割合	【配管内】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 10%/100m 粒子状物質 : 10%/100m	NUREG/CR-4551を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を設定(別紙20参照)
	【フィルタ装置】 希ガス : 0% 有機よう素 : 0% 無機よう素 : 100% 粒子状物質 : 100% 【よう素フィルタ】 希ガス : 0% 有機よう素 : 100% 無機よう素 : 0% 粒子状物質 : 0%	
遮蔽	第1-1図~第2-5図のとおり	遮蔽厚さは設計値に基づき設定

*1 NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification Major Input Parameters"

第2-6表 防護措置

項目	評価条件	選定理由
マスクによる除染係数	50	着用を考慮し、期待できる除染係数として設定した
安定よう素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
防護服	考慮しない	同上

第3-1表 6号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	一次隔離弁の開操作（S/C 側）	フィルタ装置水位 調整※2	フィルタ装置への薬液 注入※1※2	排水ラインの 窒素パージ※1※2	ドレンタンク 排水※1※2
		屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.5×10^1	約 6.0×10^0	約 5.5×10^0	約 3.4×10^0	約 4.0×10^0	約 3.1×10^0	約 2.5×10^0
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	約 2.8×10^0	約 3.2×10^0	約 2.6×10^0	約 6.9×10^{-1}
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	約 1.0×10^0	約 1.1×10^0	約 1.0×10^0	0.1以下
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり無視できる）	約 7.1×10^0	約 7.0×10^1	約 8.3×10^1	約 5.6×10^1	約 3.3×10^1
作業線量		約 15mSv	約 6.0mSv	約 13mSv	約 77mSv	約 91mSv	約 63mSv	約 36mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく量を記載

※2 前半と後半の作業で、評価結果がより大きくなる方の被ばく量を記載

※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

第3-2表 7号炉の格納容器ベント（W/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	一次隔離弁の開操作（S/C 側）	フィルタ装置水位調 整※2	フィルタ装置への薬液 注入※1※2	排水ラインの 窒素パージ※1※2	ドレンタンク 排水※1※2
		屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から 原子炉建屋に漏えい する放射性物質	二次格納施設内に浮遊す る放射性物質からのガン マ線による外部被ばく	約 1.5×10^1	約 6.5×10^0	約 5.5×10^0	約 3.9×10^0	約 4.4×10^0	約 3.7×10^0	約 2.8×10^0
大気中へ放出される 放射性物質	放射性雲中の放射性物質 からのガンマ線による外 部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	約 2.8×10^0	約 3.2×10^0	約 2.6×10^0	約 6.9×10^{-1}
	放射性雲中の放射性物質 を吸入摂取することによ る内部被ばく	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の 屋内への流入は無いもの と想定した）	約 1.0×10^0	約 1.1×10^0	約 1.0×10^0	0.1以下
	地表面に沈着した放射性 物質からのガンマ線によ る外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
フィルタ及び配管内 の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置 のフィルタ装置及びよう 素フィルタ並びに配管内 の放射性物質からのガン マ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源と の間に十分な遮蔽がある ため、影響は軽微であり 無視できる）	0.1以下	約 7.2×10^1	約 8.6×10^1	約 5.9×10^1	約 3.4×10^1
作業線量		約 15mSv	約 6.5mSv	約 5.5mSv	80mSv	約 95mSv	約 66mSv	約 38mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく量を記載

※2 前半と後半の作業で、評価結果がより大きくなる方の被ばく量を記載

※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

第4-1表 6号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ水張り	一次隔離弁の開操作（D/W側）	フィルタ装置水位調整※2	フィルタ装置への薬液注入※1※2	排水ラインの窒素パージ※1※2	ドレンタンク排水※1※2
		屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.3×10^1	約 6.1×10^0	約 5.8×10^0	約 2.9×10^0	約 3.3×10^0	約 2.6×10^0	約 2.5×10^0
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	約 6.0×10^0	約 6.7×10^0	約 5.3×10^0	約 7.6×10^{-1}
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	約 2.9×10^0	約 3.3×10^0	約 2.8×10^0	約 6.5×10^{-1}
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	約 4.9×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり無視できる）	0.1以下	約 6.4×10^1	約 7.6×10^1	約 5.2×10^1	約 4.0×10^1
作業線量		約13mSv	約6.1mSv	約5.8mSv	約77mSv	約90mSv	約64mSv	約44mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく量を記載

※2 前半と後半の作業で、評価結果がより大きくなる方の被ばく量を記載

※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

第4-2表 7号炉の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果

（単位：mSv）

評価経路	評価内容	格納容器ベント実施前の作業			格納容器ベント実施後の作業			
		二次隔離弁の開操作※1	フィルタ装置排水ポンプ 水張り	一次隔離弁の開操作（D/W 側）	フィルタ装置水位調 整※2	フィルタ装置への薬液 注入※1※2	排水ラインの 窒素パージ※1※2	ドレンタンク 排水※1※2
		屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 1.3×10^1	約 6.6×10^0	約 5.8×10^0	約 3.3×10^0	約 3.7×10^0	約 3.1×10^0	約 2.9×10^0
大気中へ放出される放射性物質	放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	約 6.0×10^0	約 6.7×10^0	約 5.3×10^0	約 7.6×10^{-1}
	放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく	—※3	—※3	— （大気中の放射性物質の屋内への流入は無いものと想定した）	約 2.9×10^0	約 3.3×10^0	約 2.8×10^0	約 6.5×10^{-1}
	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	—※3	—※3	0.1以下	約 4.9×10^{-1}	約 5.6×10^{-1}	約 4.6×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}
フィルタ及び配管内の放射性物質	格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	0.1以下	— （屋内の配管中の線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり無視できる）	約 2.5×10^0	約 6.7×10^1	約 7.9×10^1	約 5.5×10^1	約 4.2×10^1
作業線量		約 13mSv	約 6.6mSv	約 8.3mSv	約 80mSv	約 94mSv	約 67mSv	約 46mSv

※1 作業線量の評価結果が最も大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく量を記載

※2 前半と後半の作業で、評価結果がより大きくなる方の被ばく量を記載

※3 線源となる放射性物質が無いため評価対象外

別紙 45 原子炉格納容器過圧破損防止のための原子炉格納容器ベントについて

1. 原子炉格納容器ベント操作前の準備

炉心損傷後の原子炉格納容器ベント操作が必要になる圧力に到達する前に、準備操作として格納容器一次隔離弁を除くすべての操作を完了させておく必要がある。

そのため、格納容器圧力を継続監視し、その傾向から 620kPa[gage]に到達する時間を予測するとともに、炉心損傷を判断した以降、事故の収束、事故の進展抑制のための一連の対応操作を実施した後、ベントの準備操作を開始する。

原子炉格納容器過圧破損防止のための原子炉格納容器ベントの手順着手の判断基準は、以下のとおりとする。

「炉心損傷を判断した場合 1 において、事故の収束、事故の進展抑制のための一連の対応操作を実施した後。」

1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の線線量率が、設計基準事故相当の線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300 以上を確認した場合。

2. 原子炉格納容器ベント操作のための現場移動

炉心損傷後の原子炉格納容器ベント判断を実施した際は速やかに原子炉格納容器ベントを実施する必要がある。炉心損傷後の原子炉格納容器ベントは、格納容器一次隔離弁を遠隔手動操作により開操作することとしているため、原子炉格納容器ベント判断後に現場操作場所まで移動するのではなく、原子炉格納容器ベント判断時には現場操作場所付近で待機し速やかに遠隔手動操作する必要がある。

そのため、下記の移動開始条件を設定する。

「設備故障等により
格納容器スプレイによる除熱が実施できない場合において
「1.5Pd」を超えた場合」・・・
又は
「サブプレッションチェンバプール水位制限により、
格納容器スプレイによる除熱が実施できない場合において
「1.5Pd」を超えた場合」・・・

は、原子炉注水と格納容器スプレイを並行して実施可能な場合に、「1.5Pd」で格納容器スプレイを実施する基準値であり、この値を超えた場合は格納容器スプレイ系を復旧でき

ない限り原子炉格納容器ベントに至ることは明白となる。そのため、現場操作場所への移動を開始し格納容器ベントに備える。

は、と同様に格納容器スプレイが実施できない状況であることから、原子炉格納容器ベントに至ることは明白であり、現場操作場所への移動を開始し格納容器ベントに備える。

現場移動に要する時間は「10分間」を見積もり、アクセスルートの評価と同様に「1.5倍」の保守性を持たせてもベント判断までの時間に包含される必要がある。

3. 格納容器ベント実施

炉心損傷後の原子炉格納容器ベントは、移動時間及び弁操作の時間遅れを考慮しても「2Pd」に到達することなく実施する必要がある。「2. 原子炉格納容器ベント操作のための現場移動」にて、操作場所への移動が完了していることから、遠隔手動操作による格納容器一次隔離弁の開操作時間を考慮して実施する。

この場合、格納容器一次隔離弁を「全開」位置に操作するまでの時間を考慮する場合と、格納容器一次隔離弁の弁開度が格納容器圧力の上昇を抑制できる開度までの操作時間の二つを確認する必要がある。

格納容器一次隔離弁を全開まで操作する時間は、訓練実績等から「21分」としている（技術的能力「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」より）。

また、格納容器圧力上昇抑制に必要な開度は「14.3%」であり、上記実績時間から「約3分」と想定される（格納容器内で発生する水蒸気量と等しくなるベントガス流量を確保できる格納容器一次隔離弁の開度）。

それぞれの時間を、有効性評価「格納容器過圧・過温破損」シナリオの解析結果に当てはめて原子炉格納容器ベント実施タイミングを計ると以下の通りとなる。

基準等	格納容器圧力	到達時間	備考
格納容器限界圧力	2Pd (0.62MPa[gage])	約 38 時間後 (約 38.15 時間後)	
弁開度「14.3%」 操作時間「約 3 分」	1.92Pd (0.597MPa[gage])	約 38 時間後 (約 38.1 時間後)	解析上の限界圧力到達時間から操作時間を引いた時間の格納容器圧力
1.9Pd	1.9Pd (0.589MPa[gage])	約 38 時間後 (約 38.07 時間後)	
弁開度「100%」 操作時間「21 分」	1.73Pd (0.536MPa[gage])	約 38 時間後 (約 37.8 時間後)	解析上の限界圧力到達時間から操作時間を引いた時間の格納容器圧力
現場移動開始判断	1.5Pd(0.465MPa[gage]) & W/W制限水位	約 38 時間後 (約 37.5 時間後)	・約 37.5 時間後に制限水位到達 ・1.5Pdは「約 34.5 時間」以降到達している

表の時間下の「()」は、解析上デジタル値

上記により、格納容器圧力「1.92Pd(0.597MPa[gage])」までに格納容器一次隔離弁の開操作を開始することで格納容器圧力上昇を抑制し、「2Pd」に到達することなく原子炉格納容器ベントを実施できる。

以上により、原子炉格納容器ベントを実施する判断は、格納容器圧力が「1.9Pd(0.589MPa[gage])」到達時とすることができる。

また、格納容器スプレイによる除熱ができない場合であるため、現場移動の開始条件と同じプラント条件として、「設備故障等による格納容器スプレイ不可」又は「S/C制限水位到達による格納容器スプレイ不可」が加わることになる。

現場移動開始判断から原子炉格納容器ベント判断までの時間は「約30分」あり、現場移動に要する時間(15分)は包含されている。

4 . 重大事故対処中に設備故障が発生した場合

格納容器圧力が比較的高い状態において、格納容器スプレイ機能喪失を想定した場合、「2Pd」までの余裕時間が少ないが、この状態でも「2Pd」を超えることなく原子炉格納容器ベントを実施する必要がある。操作場所への移動時間及び操作時間の遅れによる「2Pd」到達を回避するためには、中央制御室からの遠隔操作手段を確保しておく必要がある。

操作場所への移動中または現場での遠隔操作前に格納容器圧力が「1.9Pd」に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器一次隔離弁を「全開」とし、原子炉格納容器ベントを実施する。中央制御室からの遠隔操作後、現場での遠隔操作により格納容器一次隔離弁を開保持させる。

中央制御室からの遠隔操作を確保するためには、電源と駆動源を確保する必要がある。格納容器一次隔離弁の電源は「AM用直流電源」から供給されており、非常用交流電源またはAM用蓄電池から供給されており重大事故時においても期待することができる設備である。駆動源は、通常時は計装用空気圧縮系から供給されているが重大事故時において期待することができないため、格納容器一次隔離弁専用の空気ポンペにより駆動源を確保することができる。中央制御室からの遠隔操作確保を、原子炉格納容器ベント準備操作として実施することにより、重大事故対処中の設備故障に対応した原子炉格納容器ベント操作が可能となる。

5 . その他の原子炉格納容器ベント判断基準について

原子炉格納容器ベントを実施する判断基準は、原子炉格納容器過圧破損防止を目的とした格納容器圧力による判断の他、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止を目的とした格納容器内の酸素濃度による判断、及び格納容器からの異常漏えいの抑制を目的とした原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度による判断がある。

現状、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度による判断基準は、PARの動作状況に応じて設定しているが、設定間隔が狭いことから更なる改善を検討している。

PAR 不動作時：原子炉建屋の水素濃度 2.5vol%

PAR 動作時：原子炉建屋の水素濃度 3.0vol%

以上

補足1

「格納容器過圧・過温破損」シナリオにおける格納容器圧力推移

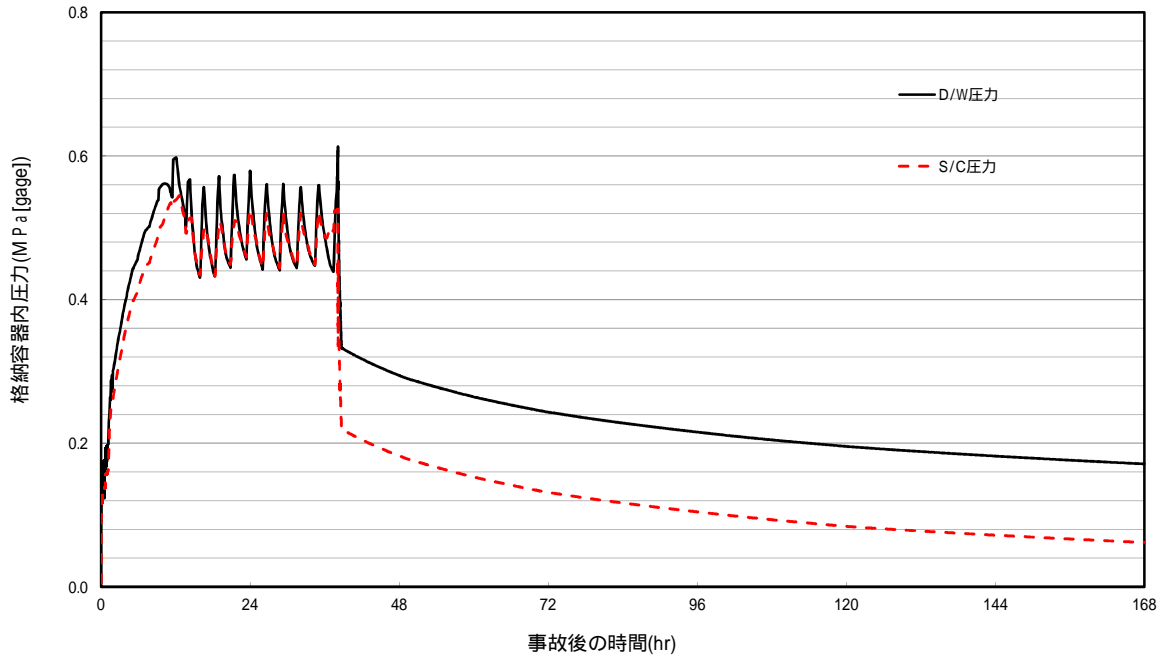


図 - 1 「格納容器過圧・過温破損」シナリオ (0~168 時間)

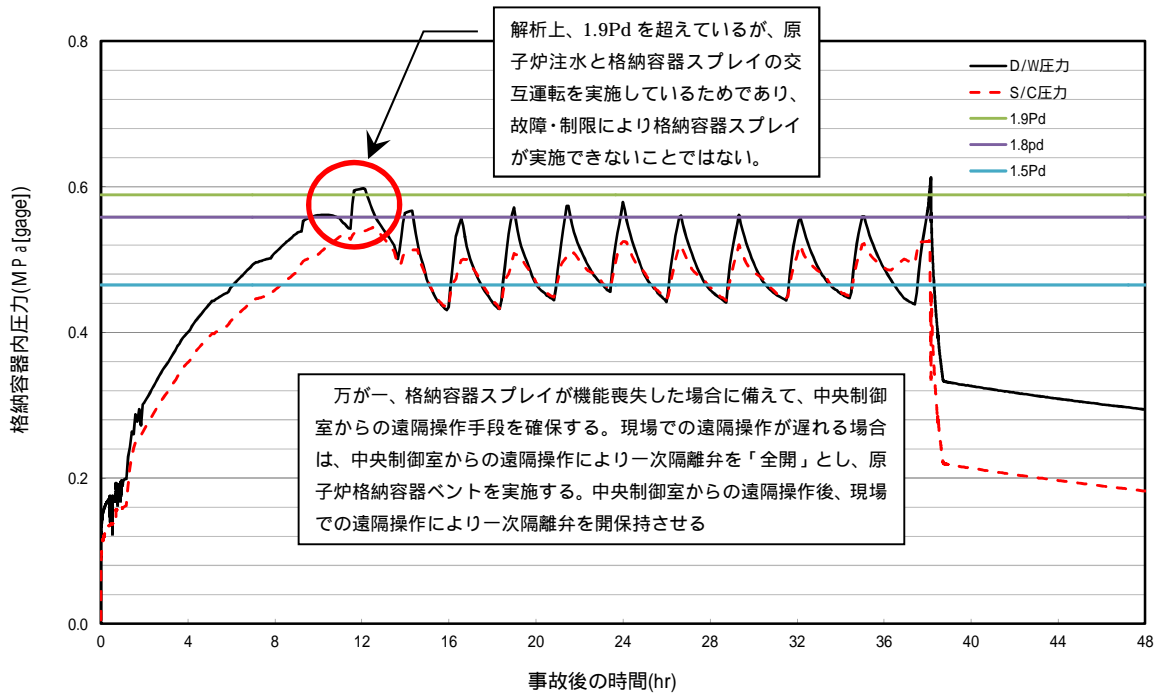


図 - 2 「格納容器過圧・過温破損」シナリオ (0~48 時間)

補足 2

「格納容器過圧・過温破損」シナリオにおいて原子炉注水と格納容器スプレィの並行操作を想定した場合

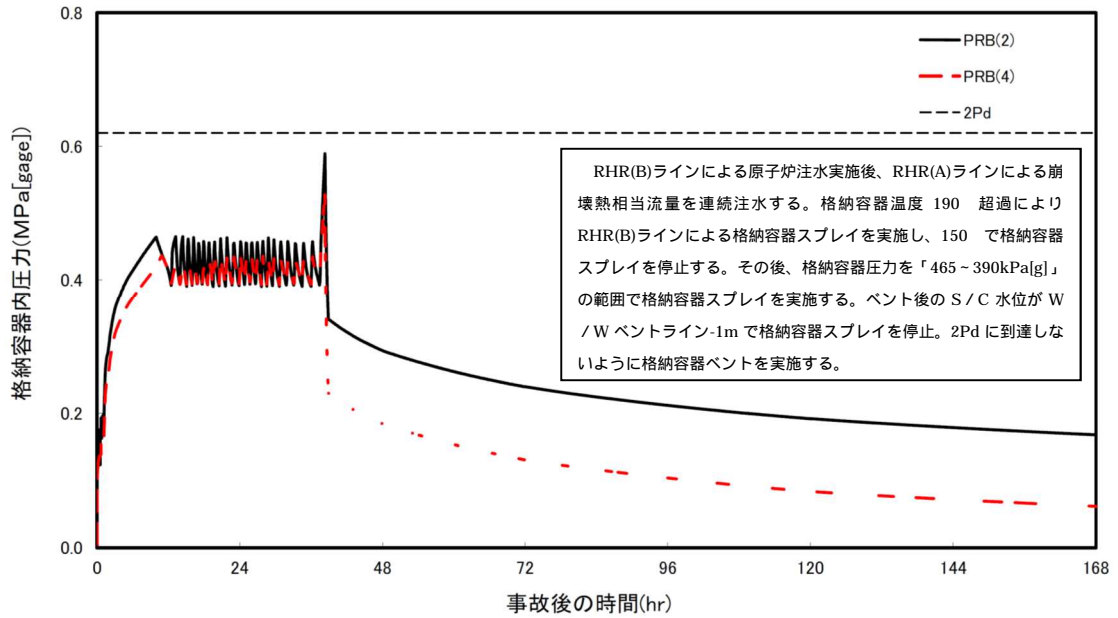


図 - 3 交互操作を実施しない場合

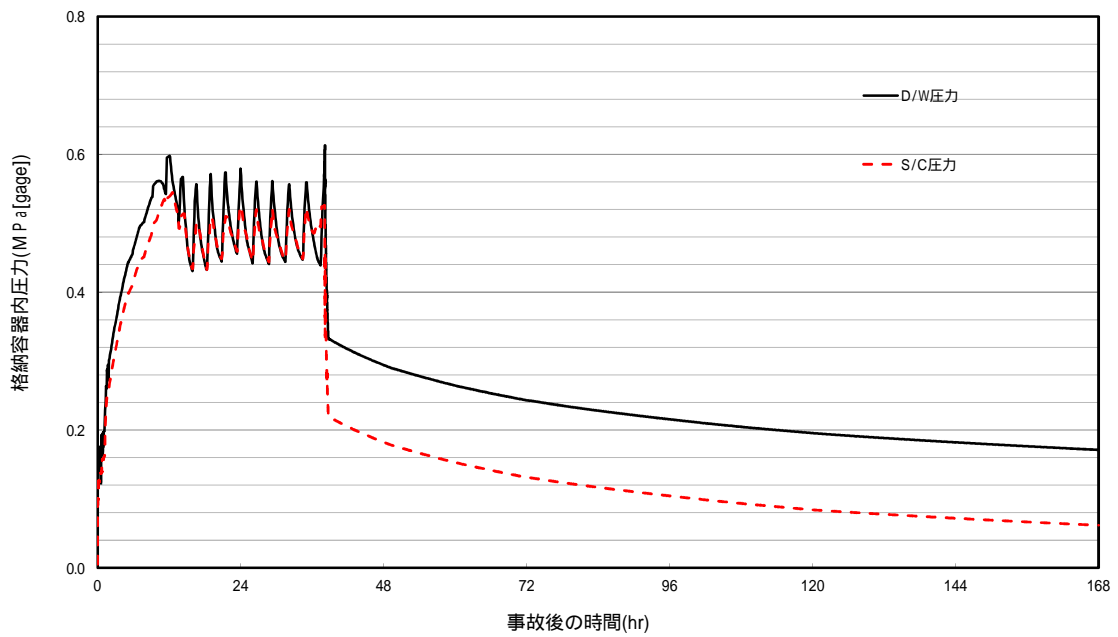


図 - 4 交互操作を実施する場合