

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	C-14-2 改0
提出年月日	平成29年10月16日

東海第二発電所

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の

新規制基準適合性審査を通じて得られた

技術的知見への対応について

添付資料

平成29年10月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 技術的知見①「格納容器の過圧破損を防止するための格納容器代替循環冷却系」の対応について
添付資料①-1 重大事故時の格納容器過圧破損防止対策について

2. 技術的知見②「使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策」の対応について
添付資料②-1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
添付資料②-2 同時被災時における必要な要員及び資源について
添付資料②-3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】
添付資料②-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

3. 技術的知見③「原子炉制御室の居住性を確保するためのブローアウトパネルの閉止機能」の対応について
添付資料③-1 ブローアウトパネル閉止装置等の設計方針
添付資料③-2 原子炉建屋気密性確保の成立性について

4. 技術的知見④「全交流動力電源喪失を想定した事故シーケンスグループの分割」の対応について
添付資料④-1 全交流動力電源喪失

1. 技術的知見①

「格納容器の過圧破損を防止するための格納容器代替循環冷却系」の対応について

重大事故時の格納容器過圧破損防止対策について

1. はじめに

東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について説明する。

2. 格納容器過圧破損防止対策及び格納容器ベント遅延対策の設計

設置許可基準規則第50条では、BWRプラントに対し重大事故時の格納容器過圧破損防止対策として格納容器圧力逃がし装置の設置が要求されているが、格納容器圧力逃がし装置は意図的に格納容器内の蒸気を放出する対策であり、フィルタを介するものの放射性物質の環境への放出を伴う特徴がある。

また、東海第二発電所で採用しているMark-II型格納容器設計の特徴から、重大事故時に他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなる（別紙1）。

そこで、事故後短期で格納容器ベントの実施に至ることを実質的に排除するため、格納容器過圧破損防止対策として環境への放射性物質の放出を伴わない格納容器除熱系（代替循環冷却系）を優先使用する運用にするとともに、設置許可基準規則の要求以上の自主的な対応として、以下の対応を実施する（下線部はこれまでの設計からの変更点）。

- ① 代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のため、代替循環冷却系を多重化
- ② 事故後の放射線水分解に伴う格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するため、代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）を強化

（最終的には、格納容器圧力逃がし装置により可燃性ガスを排出し、格納容器内の水素爆発を防止）

それぞれの設備については、以下の方針にて設計する。

(1) 代替循環冷却系

格納容器過圧破損防止対策として優先して使用する代替循環冷却系は、重大事故時にその機能に確実に期待できるよう、設置許可基準規則 4 3 条及び 5 0 条に適合する設計とする。さらに、代替循環冷却系の信頼性向上のために多重化設計とするとともに、設計基準事故対処設備である残留熱除去系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とする（別紙 2）。

(2) 代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）

代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）は、放射線水分解による格納容器内の酸素濃度上昇時に格納容器内に窒素封入することで、格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制する設計とする。

(3) 格納容器圧力逃がし装置

格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系及び代替循環冷却系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とする。また、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも格納容器内の非凝縮性ガス等の排気を可能とし、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

3. 代替循環冷却系の信頼性

格納容器圧力逃がし装置による事故後短期のベントを実質的に排除するため設置する代替循環冷却系のシステム非信頼度は以下のとおりである。代替循環冷却系の多重化により、システム非信頼度を 1 桁程度低減することが可能である（別紙 3）。

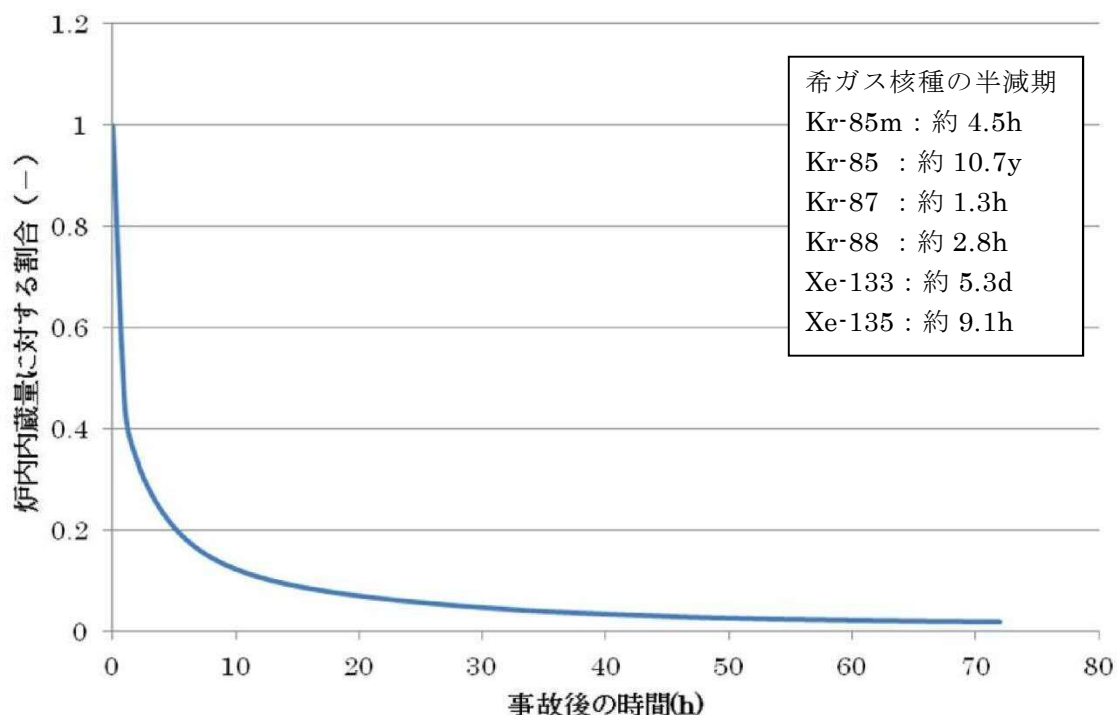
- ・ 代替循環冷却系 2 系列（A 系及び B 系）：約 3×10^{-4} /demand
- ・ 代替循環冷却系 1 系列（A 系のみの場合）：約 2×10^{-3} /demand

さらに、代替循環冷却系のサポート系である緊急用海水系は、残留熱除去系海水系との多様性、独立性を確保し位置的分散を図ることで、共通要因により同時に機能喪失することを防止する設計とするとともに、緊急用海水系の機能喪失を仮定した場合においても、代替残留熱除去系海水系に期待することで格納容器の過圧破損防止が可能である（別紙 4）。以上より、東海第二発電所では、代替循環冷却系だけでなくそのサポート系についても信頼性向上に配慮した設計としている。

4. 代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果について（別紙 5）

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の有効性評価において、代替循環冷却系により格納容器除熱を実施する場合の可燃性ガス排出のための格納容器ベント時間は、事故後約 40 日後（約 39.7 日後）となる。また、放射線水分解の不確かさ（G 値の不確かさ）を考慮した場合においても、代替循環冷却系により格納容器ベントの実施時期を事故後約 5 日後（約 122 時間後）に遅延することができる。

一方、代替循環冷却系に期待しない場合には、サプレッション・プールの水位上昇によって格納容器ベントに至り格納容器過圧破損防止のための格納容器ベント時間が事故後約 24 時間後（約 24.7 時間後）となる。この結果から、代替循環冷却系の設置により格納容器ベントの実施時期を大幅に遅延し、格納容器ベントによる放射性物質の放出を低減することができる（第 1 図）。



第1図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化（核種合計）

5. まとめ

東海第二発電所では、代替循環冷却系について設置許可基準規則第43条及び第50条に適合する設計とする等、重大事故時に代替循環冷却系の機能に確実に期待できるよう配慮する。また、格納容器圧力逃がし装置よりも環境への放射性物質の放出を伴わない代替循環冷却系を優先して使用する運用とする。

ただし、Mark-II型格納容器を採用している東海第二発電所では、他の格納容器型式の国内BWRプラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなることを踏まえ、設置許可基準規則の要求以上の自主的な対応として、代替循環冷却系のさらなる信頼性向上のために代替循環冷却系を多重化し、格納容器内の可燃性ガス濃度上昇を抑制するために代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）の強化を実施する。

これらにより、重大事故時の短期の格納容器ベント実施を実質的に排除す

ることが可能であり，格納容器ベント時間は事故後約 40 日後（放射線水分解の不確かさ（G 値の不確かさ）を考慮した場合でも事故後約 5 日後）に遅延することが可能である。

東海第二発電所の格納容器ベント時間について

1. 東海第二発電所の格納容器設計の特徴

放射性物質の最終障壁となる格納容器設計（設計基準事故対処設備）の特徴は以下のとおりである。

- ① 改良標準化（定検時作業スペースの拡大等を採用）以前の設計である M a r k - II 型格納容器であり，原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さい
- ② 格納容器の最高使用圧力は 0.31MPa[gage]であり，M a r k - I 型 / I 改型の 0.427MPa[gage]に比べて低い
- ③ A B W R プラントでは格納容器除熱系として残留熱除去系（3 系列）を設置する設計としているが，B W R 5 プラントでは残留熱除去系（2 系列）を設置する設計

東海第二発電所は，上記①及び②の格納容器設計の特徴から，重大事故等の格納容器過圧事象発生時には，他の格納容器型式の国内 B W R プラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなる。このため，その特徴を踏まえた格納容器過圧破損防止対策の設計を採用している。

2. R C C V 型格納容器（柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉）との差異の理由

東海第二発電所は，設計基準事故対処設備としての格納容器設計の特徴から，重大事故等の格納容器過圧事象発生時には，他の格納容器型式の国内 B W R プラントよりも格納容器ベントまでの時間が短くなる。その理由を以下に説明する。

- ・ 東海第二発電所は柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉に比べ原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく，格納容器からの除熱機能喪

失による過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が早い（第1表）

- 東海第二発電所は柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉に比べサプレッション・チェンバの自由体積が小さく、有効性評価においてベントラインの水没防止の観点から設定している格納容器への外部水源の持ち込み可能量（サプレッション・プールの通常運転水位から外部水源の持ち込み制限高さまでの水量）が少ない（第2表）。このため、格納容器過圧事象発生時の外部水源を用いた格納容器スプレイによる圧力抑制可能期間が短い

第1表 原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積

発電所	格納容器の自由体積／原子炉熱出力
東海第二発電所	9,800m ³ ／3,293MW≒3.0
柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉	13,310m ³ ／3,926MW≒3.4

第2表 外部水源の持ち込み可能量

発電所	外部水源の持ち込み可能量
東海第二発電所	約2,800m ³ ※
柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉	約4,700m ³ ※

※ 東海第二発電所において、仮に外部水源の持ち込み可能量が4,700m³（1,900m³増加）となった場合、格納容器スプレイ流量：130m³／hでの連続スプレイを想定しても、15時間程度圧力抑制期間が長くなる

2. Mark-I型／I改型格納容器との差異の理由

- 東海第二発電所はMark-I型／I改型格納容器プラントに比べ原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さく、格納容器からの除熱機能喪失による過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が早い

- ・ 格納容器の最高使用圧力 ($P_d : 0.31\text{MPa}[\text{gage}]$) がM a r k - I 型 / I 改型の $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$ に比べて低く、炉心損傷後の格納容器スプレイの実施基準 ($1.5P_d$ 到達) における格納容器圧力の絶対値が低いいため格納容器スプレイの効果が小さいことに加えて、上記のとおり格納容器の過圧事象発生時の格納容器圧力の上昇が早いことから、圧力上昇を抑制するために必要な格納容器スプレイ量が多くなる

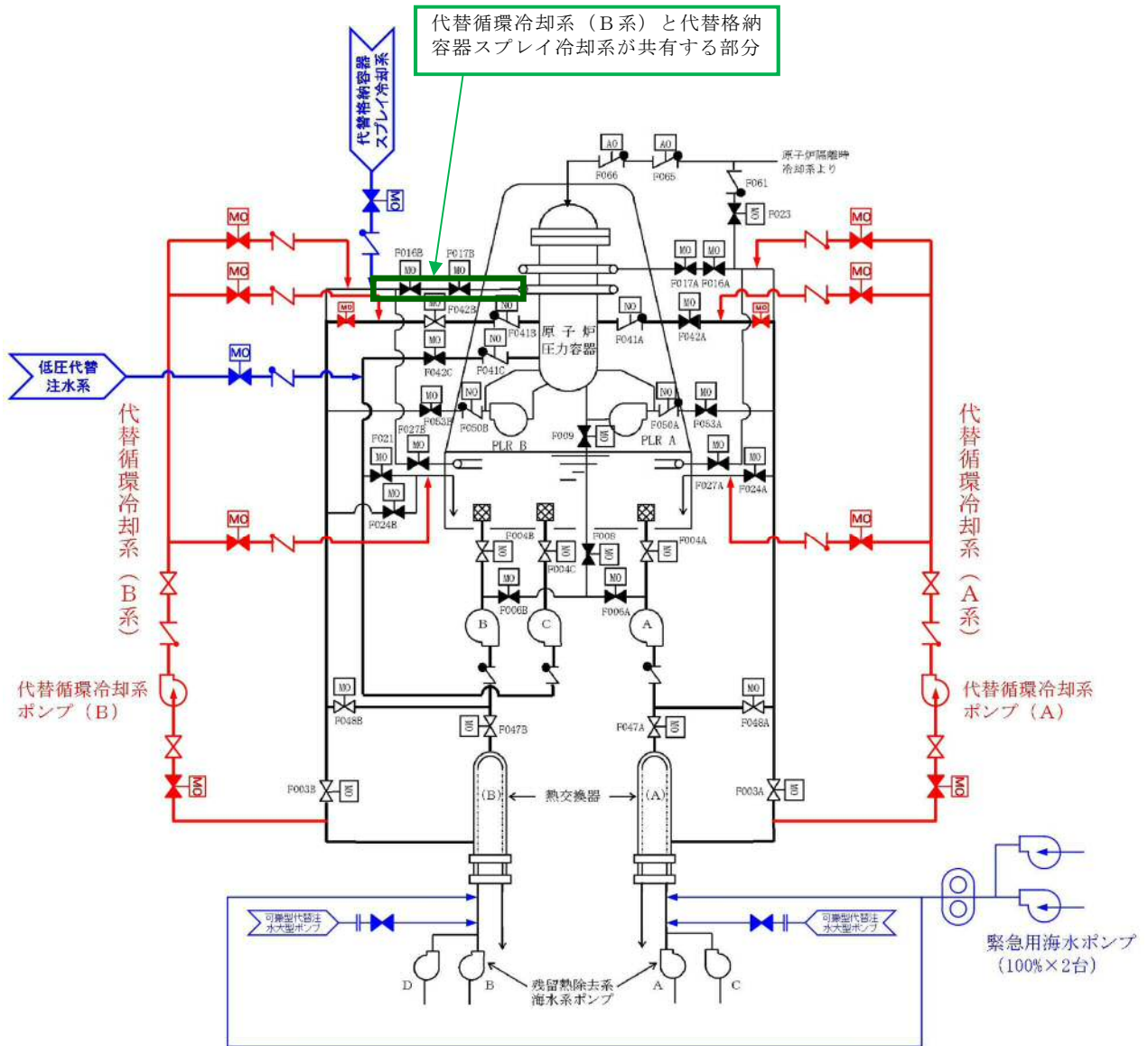
代替循環冷却系の設計

1. 概要

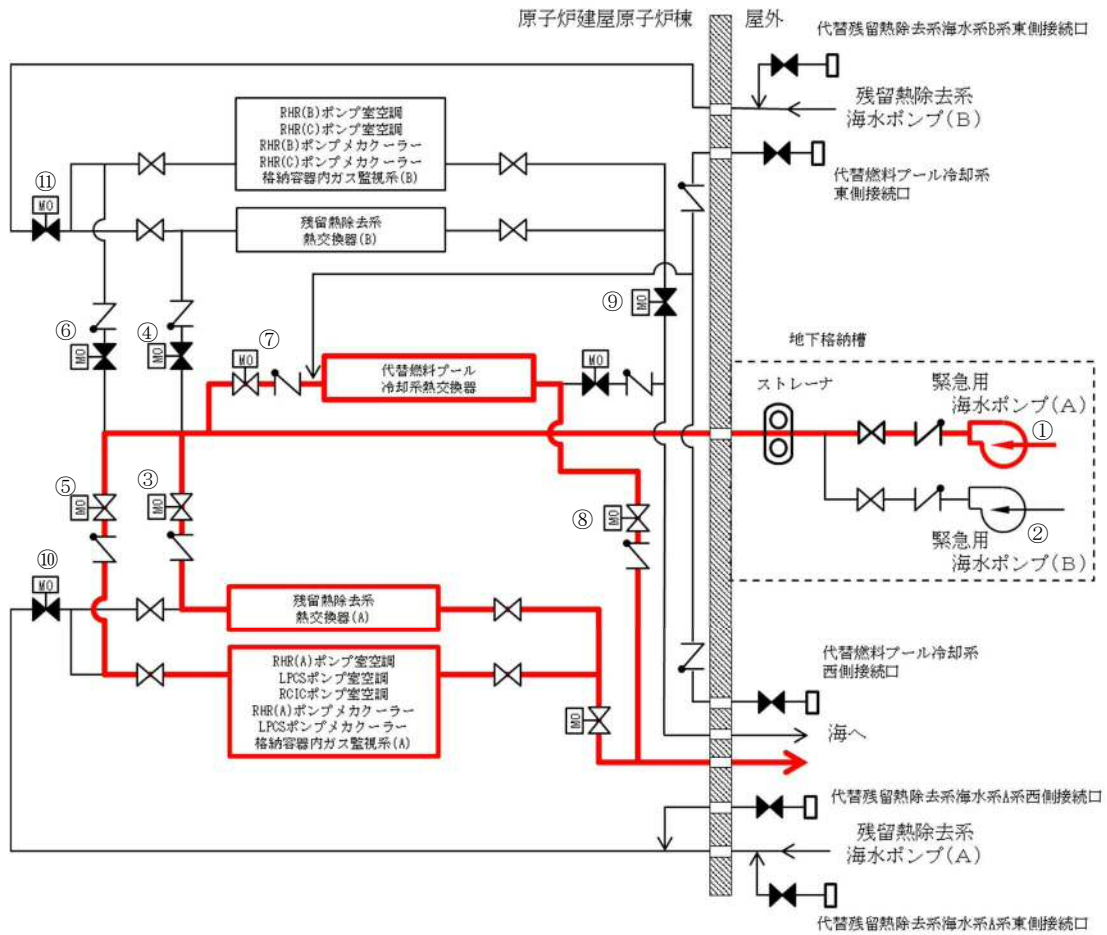
代替循環冷却系の概要は以下のとおり。また、第 1 図に代替循環冷却系の系統概要、第 2 図に代替循環冷却系の補機冷却系である緊急用海水系の系統概要、第 3 図にこれらの系統における単線結線図、代替循環冷却系の主要機器の仕様及び健全性を参考 1 に示す。

- ・ サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却が可能な系統
- ・ 系統水はサプレッション・プールから残留熱除去系ポンプを経由して残留熱除去系熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプに供給され、代替循環冷却系ポンプにより原子炉への注水及び格納容器スプレー等を実施
- ・ 本系統は代替循環冷却系（A系）及び代替循環冷却系（B系）の 2 系列の設計
- ・ 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した代替交流電源設備（2 台）からの給電により起動可能な設計
- ・ 代替循環冷却系の使用時には、残留熱除去系海水系、常設設備である緊急用海水系又は可搬型設備である代替残留熱除去系海水系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保（第 2 図：緊急用海水系の系統概要図）
- ・ 第 1 図の緑で囲った範囲に示すとおり、代替循環冷却系（B系）の格納容器スプレーラインと代替格納容器スプレー冷却系のラインが一部共有

- ・ サポート系である緊急用海水系を含め、運転操作は中央制御室での遠隔操作が可能な設計



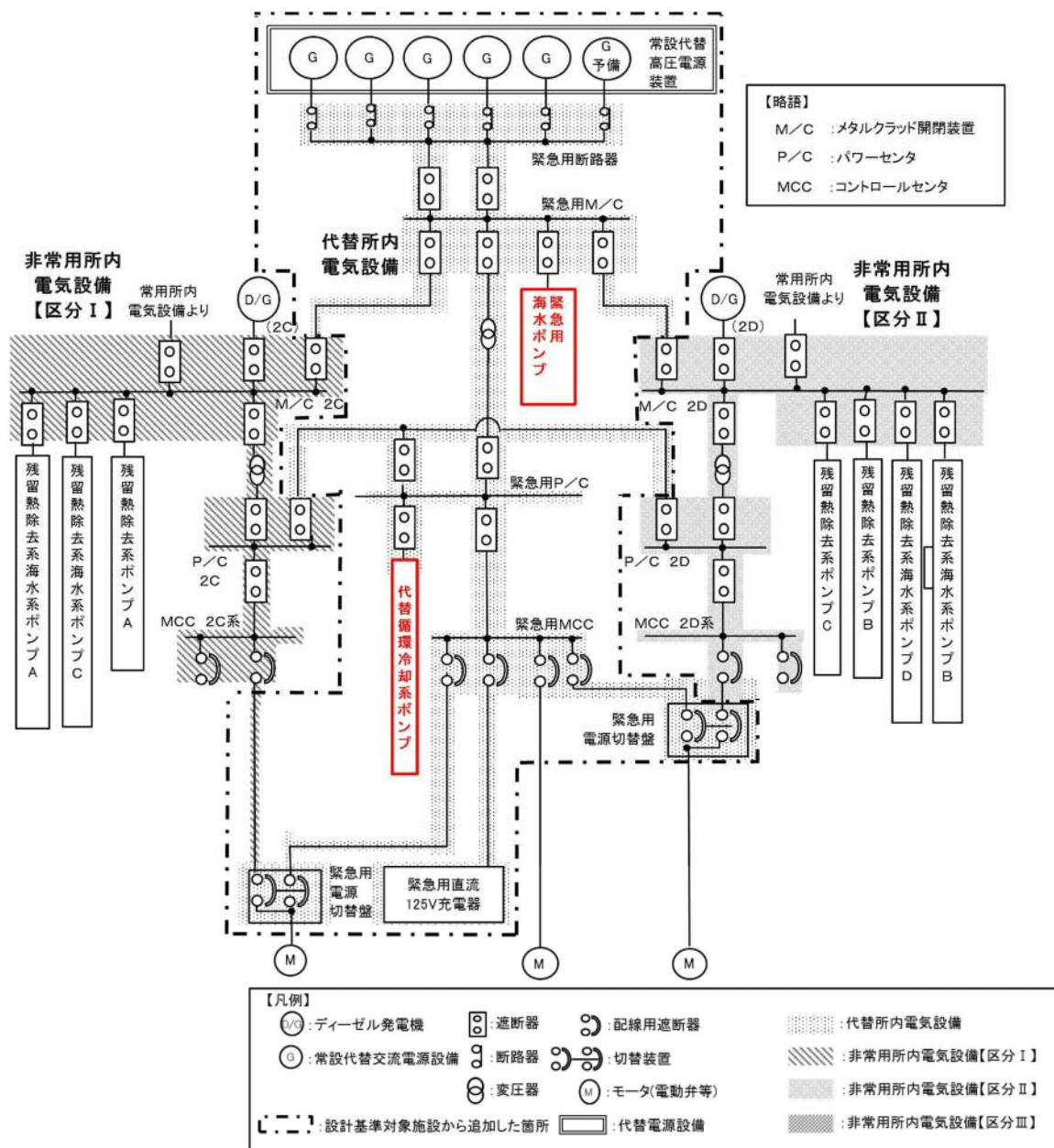
第1図 代替循環冷却系の系統概要図



	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑦	緊急用海水系代替F P C系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑧	緊急用海水系代替F P C系出口弁(A)系
③	緊急用海水系RHR A系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替F P C系出口弁(B)系
④	緊急用海水系RHR B系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(A)系
⑤	緊急用海水系RHR A系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(B)系
⑥	緊急用海水系RHR B系補機隔離弁		

第2図 緊急用海水系の系統概要図

(残留熱除去系海水系A系供給時)



第3図 単線結線図

2. 設置許可基準規則上の位置づけ

代替循環冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止する目的から格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備であり、設置許可基準規則50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）の重大事故等対処設備として位置付ける。

なお、設置許可基準規則47条（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）における炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合、設置許可基準規則49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）の重大事故等対処設備としても位置付ける。

3. 格納容器過圧破損防止対策としての代替循環冷却系の基本設計方針

【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない

一 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。

二 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。

三 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。

四 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。

五 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

六 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。

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては，当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管，弁，ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は，前項に定めるもの

のほか、次に掲げるものでなければならない。

一 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。

二 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、同一の向上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、この限りではない。

三 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ないよう、適切な措置を講じたものであること。

(1) 環境条件等（第43条 第1項 第1号，第6号）

代替循環冷却系ポンプ，サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器は，重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

(2) 操作性の確保（第43条 第1項 第2号，第4号）

代替循環冷却系ポンプ，サブプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器を使用する代替循環冷却系は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。また，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替え可能な設計とする。

(3) 試験・検査性（第43条 第1項 第3号）

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、代替循環冷却系ポンプは、分解が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。

(4) 悪影響防止（第43条 第1項 第5号）

代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・プール、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を使用する代替循環冷却系は、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する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、サプレッション・プール水に含まれる核分裂生成物の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

(5) 容量等（第43条 第2項 第1号）

代替循環冷却系ポンプは、格納容器の過圧破損防止に必要なポンプ流量を有する設計とする。

サプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源地と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の伝熱容量が、格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

(6) 共用の禁止（第43条 第2項 第2号）

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないため、代替循環冷却系の共用はない。

(7) 多様性、位置的分散等（第43条 第2項 第3号）

代替循環冷却系は重大事故等緩和設備であり，設置許可基準規則（第 43 条第 2 項第 3 号）に基づき共通要因による設計基準事故対処設備（残留熱除去系）との同時の機能喪失防止が要求されるものではないが，代替循環冷却系の信頼性向上のため，以下のとおり残留熱除去系との多様性，独立性及び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と異なる区画に設置し，位置的分散を考慮した設計とする（第 3 図）。代替循環冷却系ポンプのサポート系として，冷却水は不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない設計とする。電源については，常設代替高圧電源装置を使用することで，残留熱除去系ポンプの電源（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。電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持った設計とする（第 1 表）。

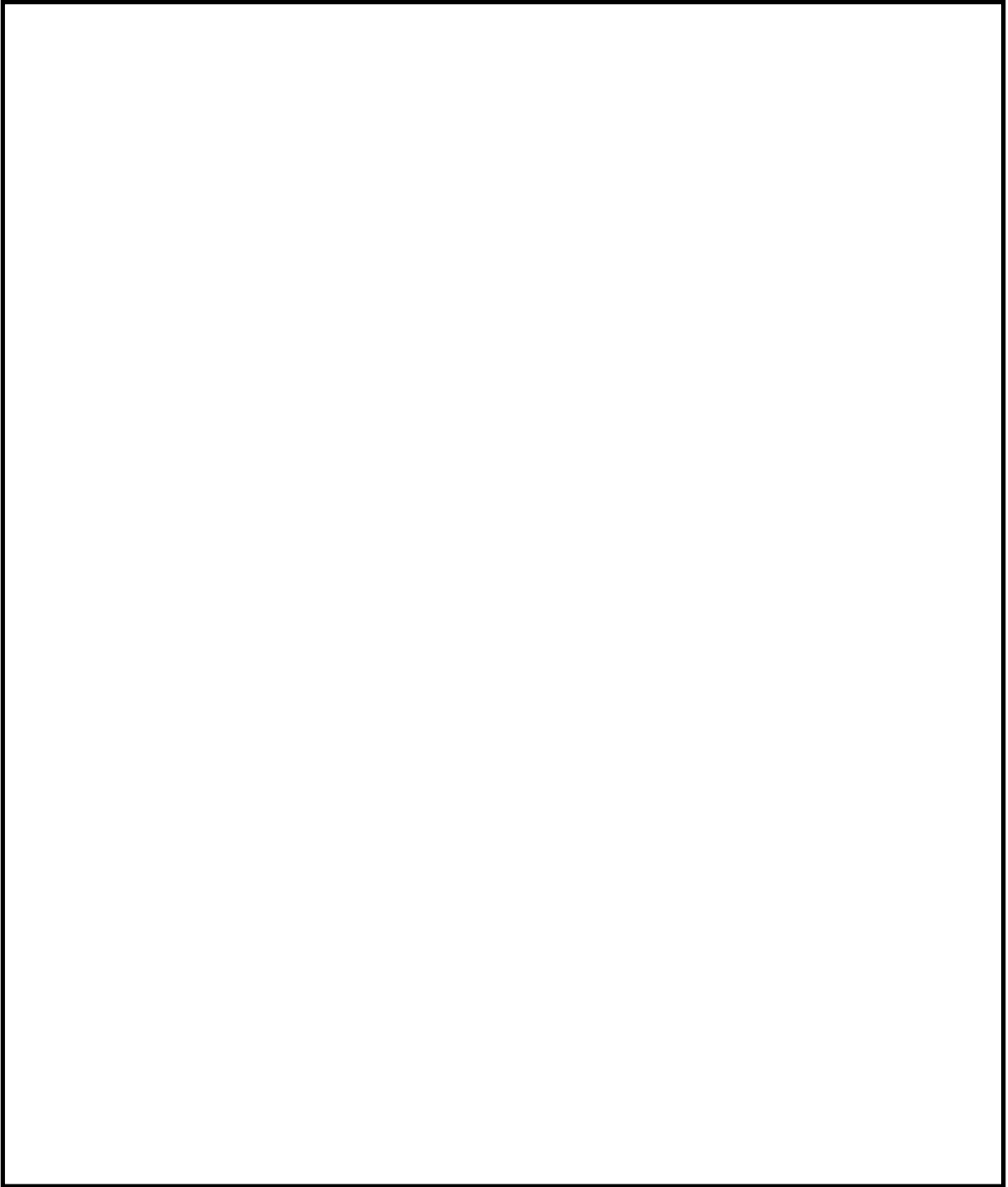
残留熱除去系と代替循環冷却系の独立性については，第 2 表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために，独立性を確保する設計とする。

第1表 多様性及び位置的分散

項目	残留熱除去系	代替循環冷却系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	代替循環冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下2階 残留熱除去系（A）及び（B） ポンプ室	原子炉建屋原子炉棟地下2階 残留熱除去系（A）及び（B） 熱交換器室
水源	サプレッション・プール	サプレッション・プール
	原子炉建屋原子炉棟地下2階	原子炉建屋原子炉棟地下2階
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	不要（内包油）
冷却水	残留熱除去系海水系	不要（自然冷却）
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備
	原子炉建屋付属棟地下1階	屋外

第2表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		残留熱除去系	代替循環冷却系
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、代替循環冷却系は基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることから、基準地震動 S_s が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、また、代替循環冷却系は防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置により、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	代替循環冷却系と設計基準事故対処設備の残留熱除去系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。	
	溢水	代替循環冷却系と設計基準事故対処設備の残留熱除去系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。	



第 3 図 代替循環冷却系ポンプの配置図

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない

(1) 代替循環冷却系の設置

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイが可能な設計とする。

4. 代替循環冷却系（B系）の成立性

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、代替循環冷却系と代替格納容器スプレー冷却系（常設）を同時に使用しないため、代替循環冷却系（B系）を使用した場合でも事故進展に影響はない。

一方、格納容器破損モード「DCH, FCI, MCCI」では、原子炉圧力容器破損後に代替循環冷却系（A系）と代替格納容器スプレー冷却系（常設）による同時の格納容器スプレーを実施する条件で解析しているが、1.に記載のとおり、代替循環冷却系（B系）と代替格納容器スプレー冷却系（常設）による同時の格納容器スプレーは実施できないことから、代替循環冷却系（B系）のみを使用^{*}した条件でのMAAP解析を実施した。

※ 外部水源の持ち込みを制限し、サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベント遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、代替格納容器スプレー冷却系（常設）より代替循環冷却系（B系）を優先して使用することを想定

第3表及び第4表に格納容器破損モード「DCH, FCI, MCCI」の評価シーケンスにおける代替循環冷却系（A系）に期待した場合と代替循環冷却系（B系）に期待した場合の解析条件及び解析結果の比較を示す。また、格納容器圧力挙動及び温度挙動を第4図から第7図に示す。

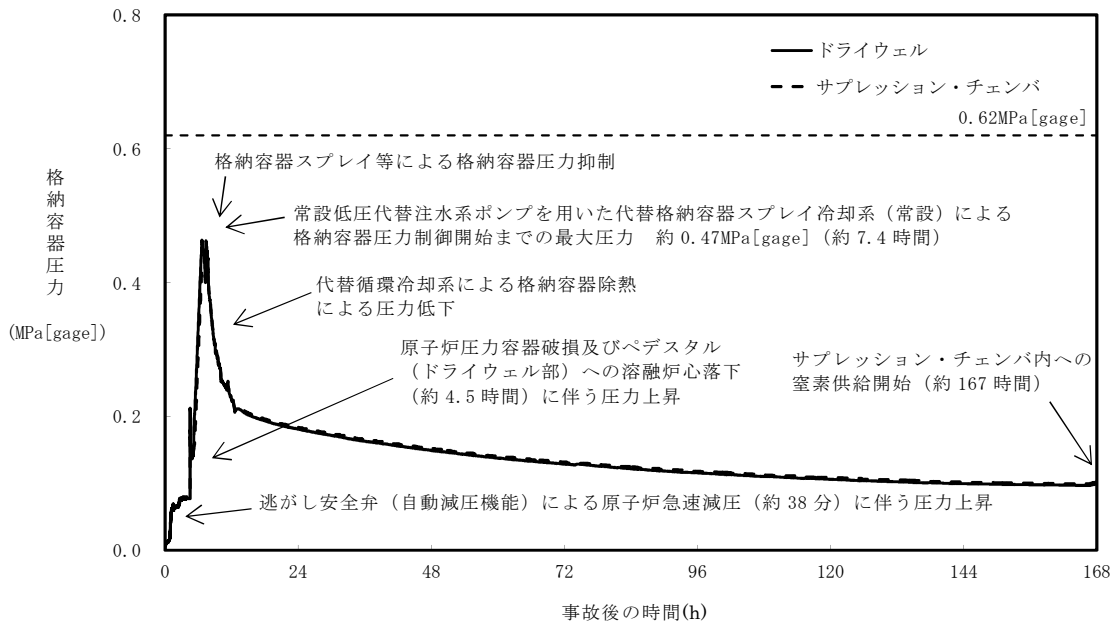
代替循環冷却系（B系）に期待した場合においても、有効性評価の評価項目である格納容器温度 200℃以下、圧力 620kPa[gage]以下に抑えられることを確認した。

第3表 解析条件の比較

	代替循環冷却系A系に期待した場合 (有効性評価のベースケース)	代替循環冷却系(B系)に期待した場合 (今回の評価ケース)
注水及び又はスプレイを実施する系統	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水 代替循環冷却系(A系) 格納容器スプレイ 代替循環冷却系(A系) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ペDESTAL注水 格納容器下部注水系(常設) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水 代替循環冷却系(B系) 格納容器スプレイ 代替循環冷却系(B系) ペDESTAL注水 格納容器下部注水系(常設)
代替循環冷却系の機器条件・操作条件	<ul style="list-style-type: none"> 事象発生90分後から250m³/hでドライウエルスプレイを実施 R P V破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて30分後、150m³/hでドライウエルスプレイ、100m³/hで原子炉注水を実施 	代替循環冷却系A系に期待した場合と同じ
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の機器条件・操作条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損+6分後から300m³/hでドライウエルスプレイを実施し、R P V破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて30分後に停止 その後、間欠スプレイ(格納容器圧力400~465kPa[gage])を実施 	(実施しない)
格納容器下部注水系(常設)の機器条件・操作条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損後+7分後から80m³/hで格納容器下部水位制御(水位2.25~2.75m)を実施 	代替循環冷却系A系に期待した場合と同じ

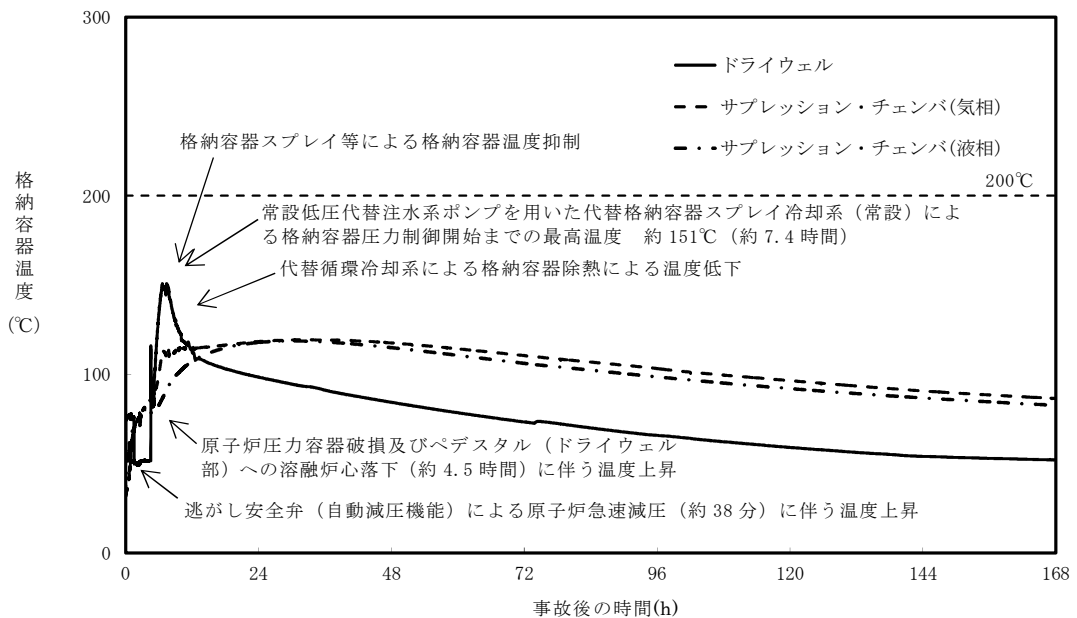
第4表 解析結果の比較

	代替循環冷却系A系に期待した場合 (有効性評価のベースケース)	代替循環冷却系(B系)に期待した場合 (今回の評価ケース)
格納容器圧力の最大値	0.47MPa[gage]	約0.58MPa[gage]
格納容器雰囲気温度の最大値	151℃	162℃



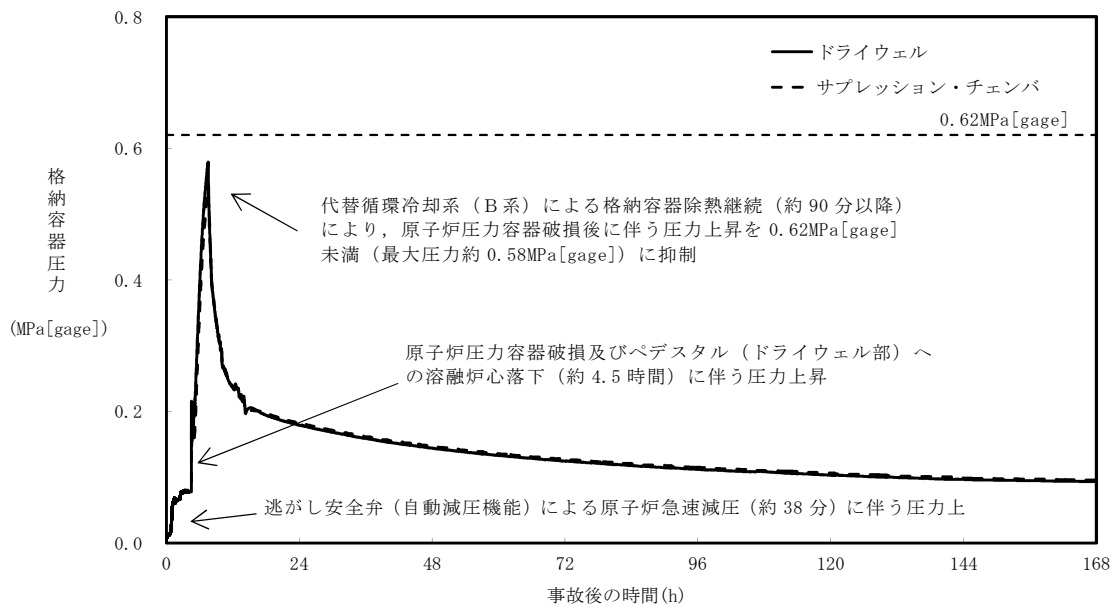
第4図 「DCH, FCI, MCC I」における

代替循環冷却系 (A系) に期待した場合の格納容器圧力の推移



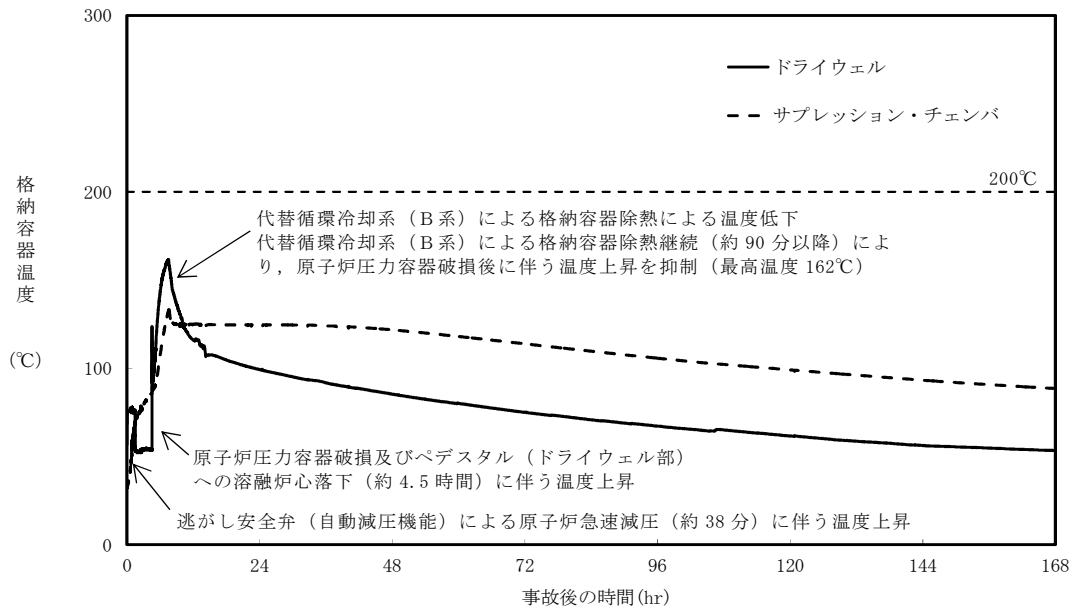
第5図 「DCH, FCI, MCC I」における

代替循環冷却系 (A系) に期待した場合の格納容器雰囲気温度の推移



第 6 図 「DCH, FCI, MCC I」における

代替循環冷却系 (B系) に期待した場合の格納容器圧力の推移



第 7 図 「DCH, FCI, MCC I」における

代替循環冷却系 (B系) に期待した場合の格納容器雰囲気温度の推移

代替循環冷却系の主要機器の仕様及び健全性について

1. 主要機器の仕様

(1) 代替循環冷却系ポンプ

種 類	: うず巻形
容 量	: 約250m ³ /h
全 揚 程	: 約120m
最高使用圧力	: 3.45MPa[gage]
最高使用温度	: 77℃
個 数	: 1
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階
原 動 機 出 力	: 約140kW

(2) 残留熱除去系熱交換器

個 数	: 1
最高使用圧力	: 3.45MPa[gage]
最高使用温度	: 249℃
伝 熱 容 量	: 19.4×10 ³ kW
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階

2. 代替循環冷却系の健全性

代替循環冷却系の健全性について、「代替循環冷却系ポンプの健全性」, 「残留熱除去系ポンプの健全性」, 「シール材の信頼性」の観点から評価した結果を以下に示す。なお, 残留熱除去系熱交換器については, 最高使用温度が 249℃で設計されているため, 健全性に問題はない。

(1) 代替循環冷却系ポンプの健全性

格納容器圧力が0.62MPa[gage] (2Pd) の場合においては、サブプレッション・プール水の温度は0.62MPa[gage] (2Pd)における飽和温度167℃となる。サブプレッション・プール水は残留熱除去系ポンプを経由し、緊急用海水ポンプからの海水を用いて残留熱除去熱交換器にて冷却後、代替循環冷却系ポンプにて原子炉への注水及び格納容器スプレー等を行う。ここでは、残留熱除去系熱交換器において冷却したサブプレッション・プール水の温度が、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度77℃を超えないことを確認する。評価条件は以下のとおり。

緊急用海水ポンプ流量	: 600m ³ /h
代替循環冷却系ポンプ流量	: 250m ³ /h
海水温度	: 32℃
サブプレッション・プール水温度	: 167℃

上記の条件で残留熱除去系熱交換器出口温度を評価した結果、出口温度は約70℃と評価され、代替循環冷却系ポンプの最高使用温度77℃を下回る。なお、代替循環冷却系ポンプの運転に伴うポンプ入熱による影響及びサブプレッション・プール水中の核分裂生成物による発熱による影響については、代替循環冷却系ポンプの入口側に残留熱除去系熱交換器が設置されており、代替循環冷却系ポンプの運転によって、残留熱除去系熱交換器により冷却された水に入れ替わることから影響はないものとする。

以上より、2Pdの条件下においても、代替循環冷却系ポンプの健全性については問題ない。

(2) 残留熱除去系ポンプの健全性

代替循環冷却系については、残留熱除去系ポンプ(最高使用圧力:3.51MPa, 最高使用温度:182℃)を流路として使用する。

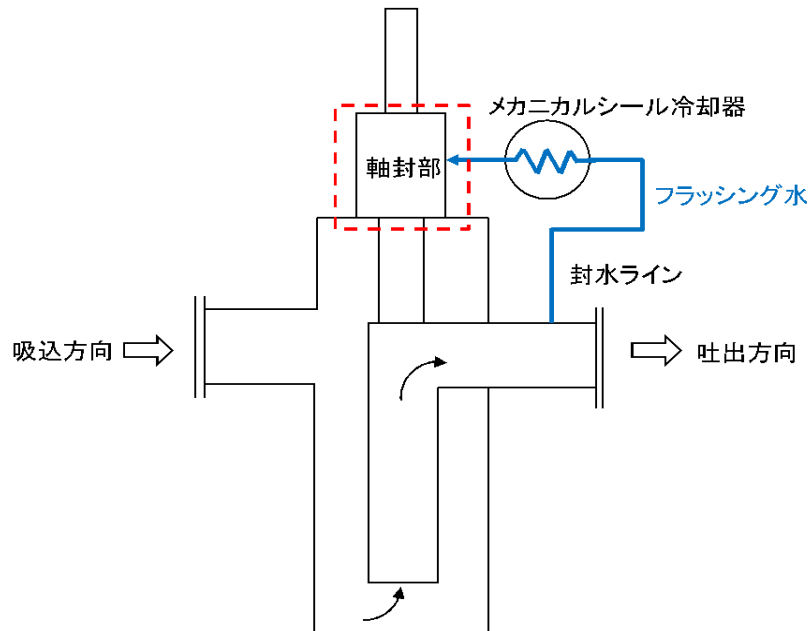
代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサプレッション・プールの水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水(フラッシング水)により温度上昇を抑える設計としている(第1図)。

ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールに冷却水(フラッシング水)が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

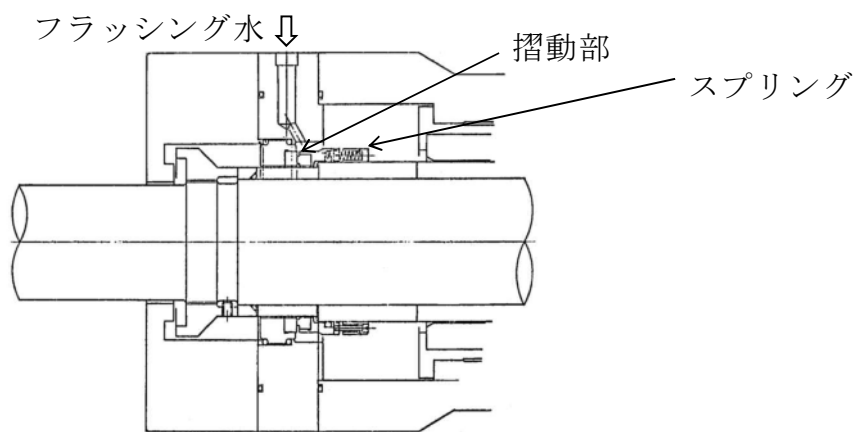
残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている(第2図)。代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のように冷却水(フラッシング水)が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、冷却水(フラッシング水)はメカニカルシールの摺動による温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない。

なお、軸封部及び封水ラインにおいては、代替循環冷却系ポンプ運転時には残留熱除去系ポンプが停止していることから、ポンプの吐出圧力に相当する圧力がかかることはなく、格納容器圧力である0.62MPa[gage](2Pd)であるため、軸封部への影響はないと考える。

したがって、代替循環冷却系運転時において軸封部からの系統水の著しい漏えいはないと考えており、残留熱除去系ポンプの最高使用温度以下で通水されることから健全性については問題ない。



第1図 残留熱除去系ポンプ 概要図



第2図 残留熱除去系ポンプメカニカルシール 構造図

(3) シール材の健全性について

代替循環冷却系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について高温環境による影響、放射線影響及び化学種による影響によって材料が劣化し漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について下記のとおり評価を行った。

① 高温環境及び放射線による影響

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、高温環境下であること及び系統内を高放射能の流体が流れることから、高温及び放射線による劣化が懸念される。

上記に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには膨張黒鉛材料若しくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは、耐熱性があること、及び無機材料であり高放射線下においても劣化の影響はない又は極めて小さい。このため、評価温度である200℃以上の耐熱性を有することに加え、放射線による影響についても、耐放射線性能が確認されたシール材を用いることから、シール性能が維持されるものとする。

残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材(メカニカルシール、ケーシングシール等)のシール材には、エチレンプロピレンゴム (EPDM) やフッ素ゴムが用いられており、高温環境下での使用による影響及び放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、200℃の環境下において7日間の高耐熱性を有し、耐放射線性に優れた改良EPDM製シール材への取り替えを今後行うことにより、耐熱性及び耐放射線性を確保する。

また、代替循環冷却系ポンプのバウンダリを構成する部材(ケーシングシール等)のシール材についても同様に、耐熱性及び耐放射線性に優

れた材料を適用する。

② 核分裂生成物による化学的影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDMについても耐アルカリ性を有する材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものと考えられる。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるEPDMでは影響を生じる可能性がある。設備での使用を考慮している改良EPDMについては、電力共同研究により、よう素による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約 $450\text{mg}/\text{m}^3$ ）よりも高濃度のよう素環境下（約 $1,000\text{mg}/\text{m}^3$ ）においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。また、ガスケットメーカーにおいて、よう素に対するEPDM材の耐性として、第1表に示すとおり、5段階評価（ランク1が最も耐性がある）のうち、ランク2に位置づけられており、よう素に対する耐性があるものと考えられる。

このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものと考えられる。

第1表 EPDMの特性

薬品	耐性ランク
ヨウ素	2

<耐性ランクの凡例>

- 1：動的部分にも使用可能で体積変化率は10%以内。
- 2：動的部分にも条件により使用可能，体積変化率は20%以内。
- 3：静的部分には使用可能，体積変化率は30%以内。
- 4：静的部分には条件により使用可能，体積変化率は100%以内。
- 5：使用できない，体積変化率は100%以上。

出典：日本バルカー工業(株)発行「バルカーハンドブック」より抜粋

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水の酸性化を防止すること及びサプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のヨウ素を捕捉することにより、ヨウ素の放出量の低減を図るため、サプレッション・プール水pH制御装置を自主設備として設ける計画である。サプレッション・プール水pH制御装置の使用により、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを格納容器へ注入することとなるため、アルカリ薬液によるシール性への影響が懸念されるが、耐アルカリ性を有する改良EPDMを使用することにより、格納容器バウンダリのシール機能には影響はない。

代替循環冷却系のシステム非信頼度について

1. はじめに

フォールトツリー手法を用いて、代替循環冷却系のシステム非信頼度を評価する。

2. 評価条件

評価条件は第 1 表のとおり。

第 1 表 代替循環冷却系のシステム非信頼度の評価条件

システム非信頼度の評価範囲	代替循環冷却系，緊急用海水系及び常設代替交流電源設備
代替循環冷却系の成功基準	2 系列中 1 系列
緊急用海水系の成功基準	ポンプ 2 台中 1 台
常設代替交流電源設備の成功基準	常設代替高圧電源装置 5 台中 2 台
システム非信頼度の評価	機器のランダム故障を対象 使命時間 24 時間

3. 評価結果

代替循環冷却系のシステム非信頼度を，第 1 図のフォールトツリーを用いて評価した。その結果，第 2 表に示すとおり，代替循環冷却系 2 系列（A 系及び B 系）のシステム非信頼度は約 $3 \times 10^{-4} / \text{demand}$ ，1 系列を想定した場合（A 系のみの場合）の非信頼度は約 $2 \times 10^{-3} / \text{demand}$ となり，代替循環冷却系の多重化設計により，システム非信頼度は 1 系列時に比べて 1 桁程度低減する。

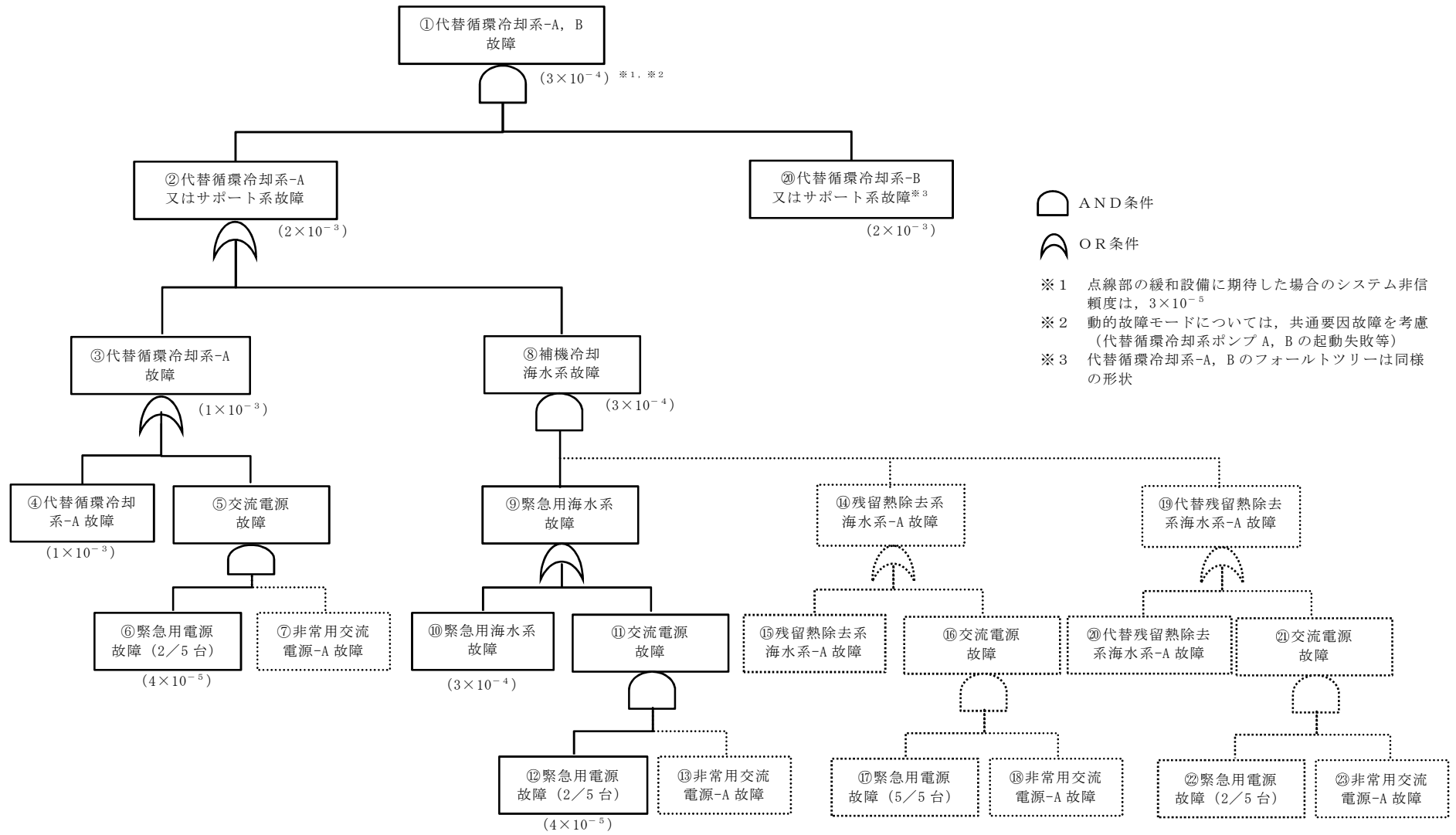
なお，代替循環冷却系のサポート系として残留熱除去系海水系，代替残留

熱除去系海水系及び非常用交流電源が使用可能な場合のシステム非信頼度は約 3×10^{-5} /demand となり，代替循環冷却系を多重化することでシステム非信頼度は 2 桁程度低減する。

第 2 表 代替循環冷却系のシステム非信頼度

	システム非信頼度 (/demand)	
	サポート系として緊急用海水系，常設代替交流電源設備を考慮した場合	他のサポート系にも期待した場合 (参考※)
代替循環冷却系 1 系列	約 2×10^{-3}	約 1×10^{-3}
代替循環冷却系 2 系列	約 3×10^{-4}	約 3×10^{-5}
低減割合 (代替循環冷却系 2 系列 / 代替循環冷却系 1 系列)	≒ 0.2	≒ 0.03

※ 設計基準事故対処設備としての残留熱除去海水系，非常用電源及び代替残留熱除去系海水系の使用を考慮した場合の参考評価



第1図 システム非信頼度の評価に用いたフォールトツリー

代替残留熱除去系海水系を用いた場合の評価

1. 代替残留熱除去系海水系の位置づけ

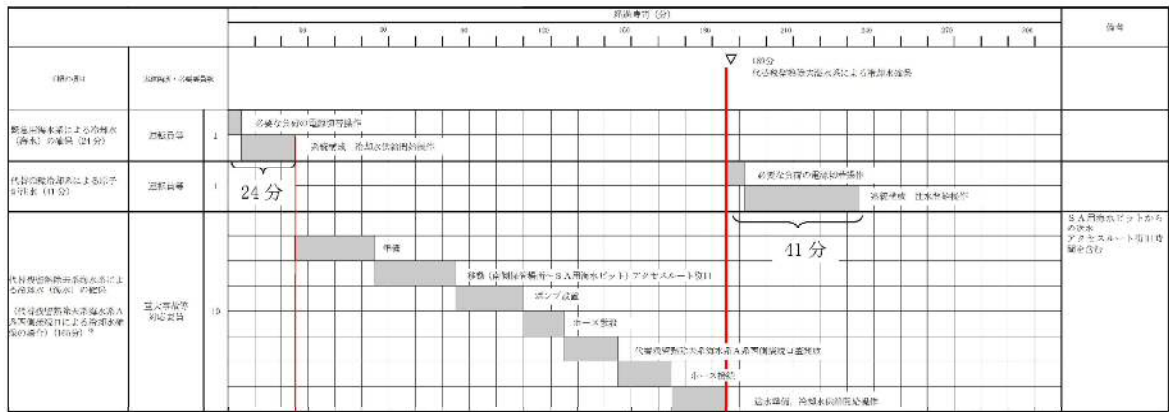
代替残留熱除去系海水系は、残留熱除去系及び代替循環冷却系のサポート系であり、残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、緊急用海水系の後備の対応手段として位置付けている。

2. 代替残留熱除去系海水系を用いた場合の有効性評価への影響

上述のとおり、残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系が機能喪失し、緊急用海水系が使用できない場合において、代替残留熱除去系海水系の起動準備等手順に着手する。そのため、第1図に示すとおり、緊急用海水系が使用できる場合に比べ、最大約165分程度（約2.8時間）の代替循環冷却系の起動遅れが想定される。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の有効性評価におけるベースケースでは事象発生90分後（1.5時間後）に代替循環冷却系を起動しているが、代替残留熱除去系海水系を用いた場合には、上記の起動遅れを踏まえると事象発生255分後（4.3時間後）に代替循環冷却系を起動することになるが、起動までの間に格納容器圧力及び雰囲気温度は相対的に高く推移することとなる。ただし、代替循環冷却系が起動せずに約3.9時間後に格納容器圧力が465kPa[gage]（1.5Pd）に到達すれば代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器スプレーを実施し、4.3時間後以降は代替循環冷却系を用いた内部水源による格納容器スプレーに切り替えることで、格納容器圧力及び雰囲気温度は評価項目である最高使用圧力の2倍（620kPa[gage]（2Pd））及び200℃を下回ることとなる。なお、ベースケースでは事象発生90分後からの代替循環冷却系による格納

容器除熱により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施することはないが、代替残留熱除去系海水系に期待する場合には、事象発生 3.9 時間後から代替循環冷却系の想定起動時間の約 255 分後までの間は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による外部水源を用いた格納器スプレイを実施することになるため、ベースケースよりも外部水源の持ち込み量が多くなり、格納容器の自由体積の減少することに伴い、格納容器内の酸素濃度の上昇が早くなることが考えられる。しかしながら、第 1 表に示すとおり、サプレッション・プール通常水位でのサプレッション・チェンバの空間容積（4,100m³）に対する外部水源の持ち込み量は、ベースケースと比較しても約 200m³程度の増加であり、ベント時間に与える影響は軽微であると考えられる。



※東海核発電機口による冷却水確保の場合は150分

165分 ← 代替残留熱除去系海水系を使用する場合の増加時間

第1図 代替残留熱除去系を起動する場合のタイムチャート

第1表 外部水源持込量の比較

		外部水源の持ち込み量		
		事象発生～1.5時間後	1.5時間後～4.3時間後	合計
ベースケース	原子炉注水	250m ³	0m ³	400m ³
	格納容器スプレイ	150m ³	0m ³	
代替残留熱除去系海水系を使用する場合	原子炉注水	250m ³	140m ³ ※1	592m ³
	格納容器スプレイ	150m ³	52m ³ ※2	

※1：事象発生から6時間後までの平均崩壊熱相当の注水流量である50m³/hの原子炉注水を実施するものとして算出

※2：格納容器圧力465kPa[gage] (1.5Pd) に到達する約3.9時間後から最大スプレイ流量である130m³/hの格納容器スプレイを実施するものとして算出

代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果

1. はじめに

代替循環冷却系の優先順位（格納容器ベントの遅延のために格納容器圧力逃がし装置よりも代替循環冷却系を優先して使用）及び代替循環冷却系の信頼性（多重化により信頼性が向上）を踏まえ、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の有効性評価では、代替循環冷却系に期待した評価とする。

一方、現実的な評価条件にて代替循環冷却系に期待しない場合の格納容器ベント時間を評価し、代替循環冷却系に期待した場合の格納容器ベントの遅延効果を確認する。

なお、中央制御室の居住性評価や中央制御室待避室の遮蔽設計等を保守的に行うため、より早期の格納容器ベントに至る条件を設定する。具体的には、代替循環冷却系による格納容器ベントの遅延効果を評価するための評価条件と比べて、格納容器スプレイ温度等について保守的な評価条件を用いた（参考2）。

2. 代替循環冷却系に期待する場合

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の有効性評価におけるベースケースでは、代替循環冷却系により格納容器除熱を実施し、重大事故相当のG値を想定した条件としており、可燃性ガス排出のための格納容器ベント基準となる格納容器内酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）に到達する時間は事故後約40日後（約39.7日後）となる。

また、酸素濃度が早く上昇する場合の影響を確認するため、酸素濃度上昇

を厳しくする設計基準事故相当のG値を想定した感度解析ケースでは、可燃性ガス排出のための格納容器ベント基準となる格納容器内酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）に到達する時間は事故後約5日後（約122時間後）となる。

なお、代替循環冷却系に期待する場合には、格納容器内に窒素供給を実施することにより格納容器内酸素濃度の上昇を抑制し、格納容器ベントの開始時間を大幅に遅延させる手順とする。格納容器内への窒素注入手順としては、格納容器バウンダリの健全性に対する裕度の確保及び格納容器漏えいの影響を考慮し、格納容器圧力310kPa[gage]（1Pd）までの注入を基本とするが、本感度解析のように1Pdまで窒素を注入しても早期の格納容器ベント（事故後7日以内を想定）に至る場合には、465kPa[gage]（1.5Pd）までの追加の窒素注入を実施することで可能な限り格納容器ベント遅延させ、環境への影響を低減させることとする。

窒素注入条件を第1表及び第2表に示す。また、重大事故相当のG値及び設計基準事故相当のG値を想定した場合の格納容器圧力等の推移を第1図から第8図に示す。

上記の格納容器ベント時間と「2. 代替循環冷却系に期待しない場合」における格納容器ベント時間を比較することで、代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果を確認する。

第1表 重大事故相当のG値を想定した場合の窒素注入条件

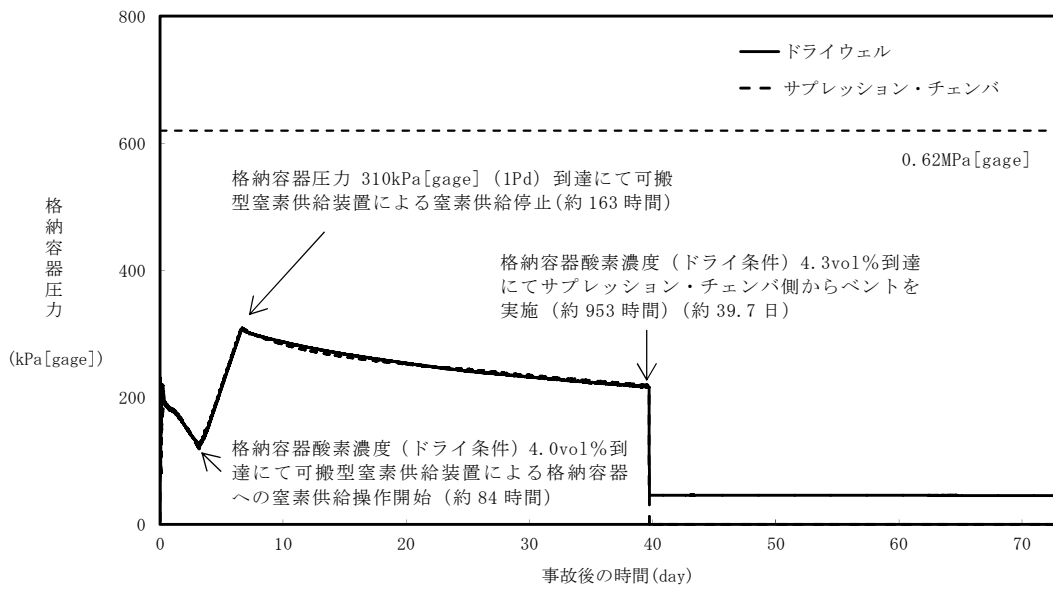
時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始する
②	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C への窒素注入を停止する

※ PCV : 格納容器, S/C : サプレッション・チェンバ, D/W : ドライウエル

第2表 重大事故相当のG値を超える酸素濃度上昇を
想定した場合の窒素注入条件 (設計基準事故相当のG値)

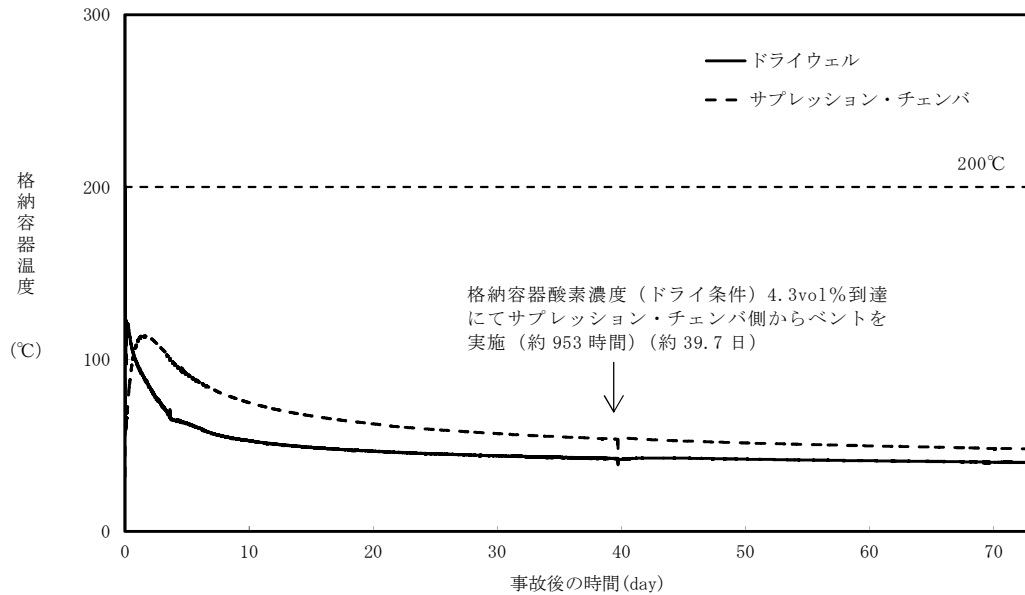
時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始する
②	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は①実施 30分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m ³ /h, 酸素 2m ³ /h) を開始する。 (合計窒素 396Nm ³ /h, 酸素 4Nm ³ /h を格納容器内に注入する)
③	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止する
④	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始する
⑤	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は④実施 30分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m ³ /h, 酸素 2m ³ /h) を開始する。 (合計窒素 396Nm ³ /h, 酸素 4Nm ³ /h を格納容器内に注入する)
⑥	PCV 圧力 465kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止する

※ PCV : 格納容器, S/C : サプレッション・チェンバ, D/W : ドライウエル



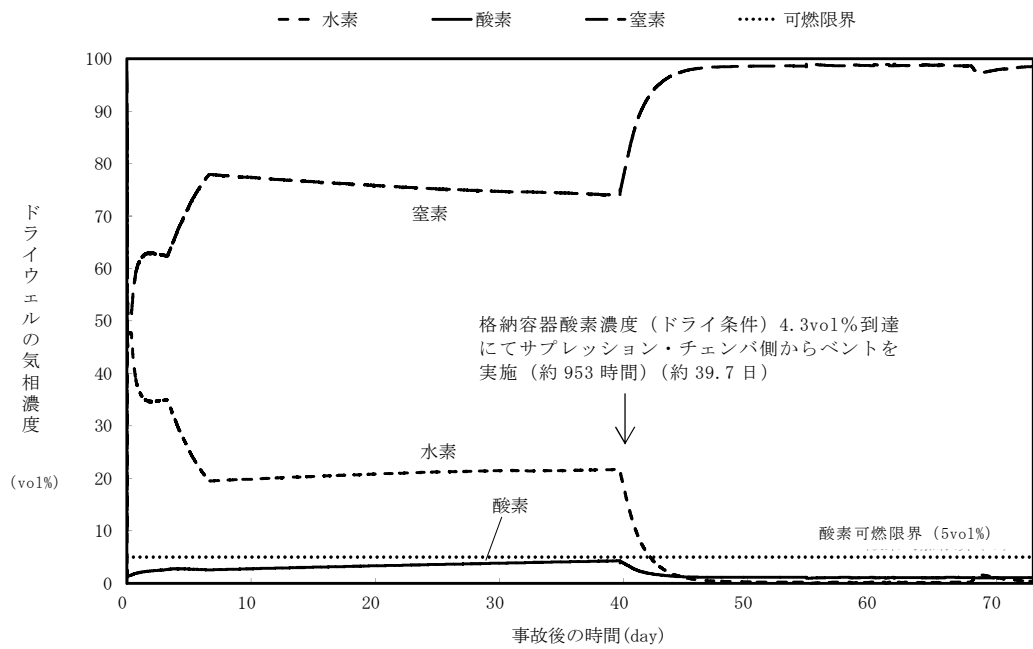
第1図 格納容器圧力の推移（重大事故相当のG値を想定）

※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮

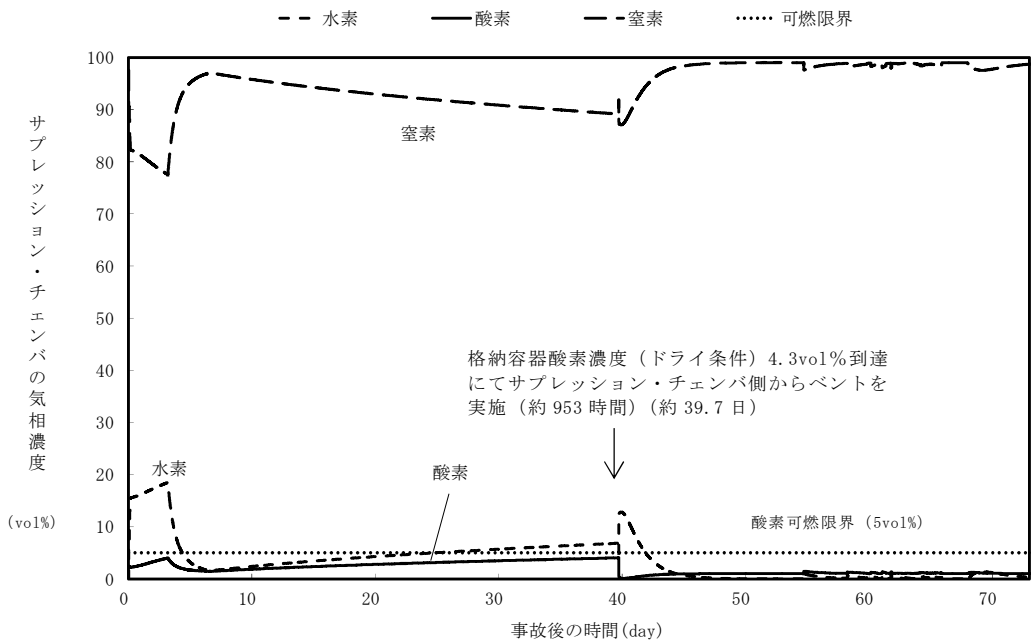


第2図 格納容器雰囲気温度の推移（重大事故相当のG値を想定）

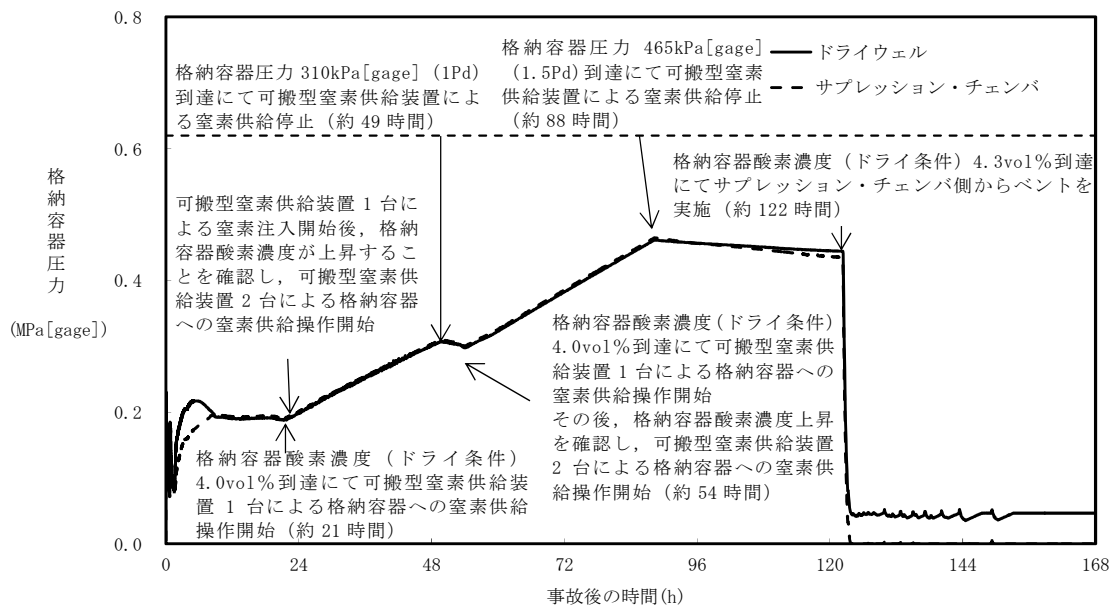
※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮



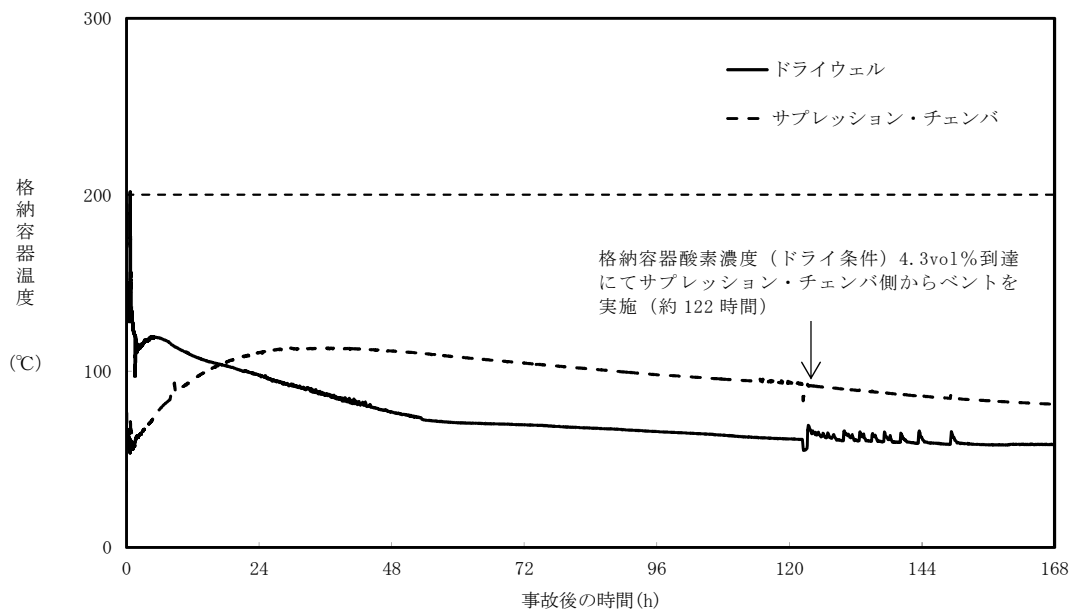
第 3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (重大事故相当の G 値を想定)



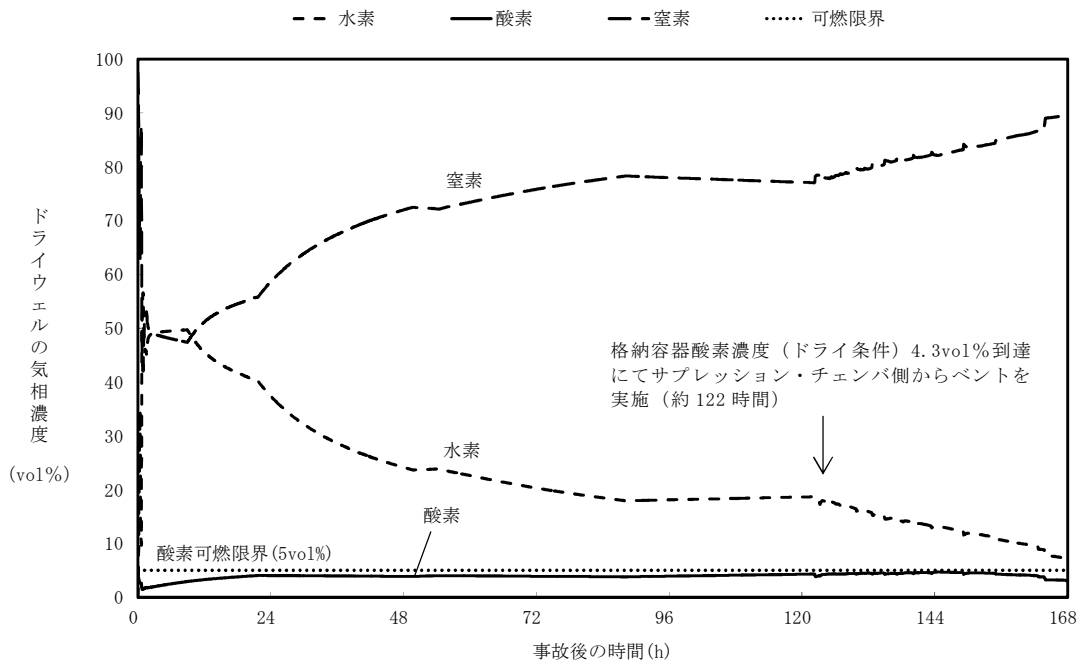
第 4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度 (重大事故相当の G 値を想定)



第 5 図 格納容器圧力の推移 (設計基準事故相当の G 値を想定)

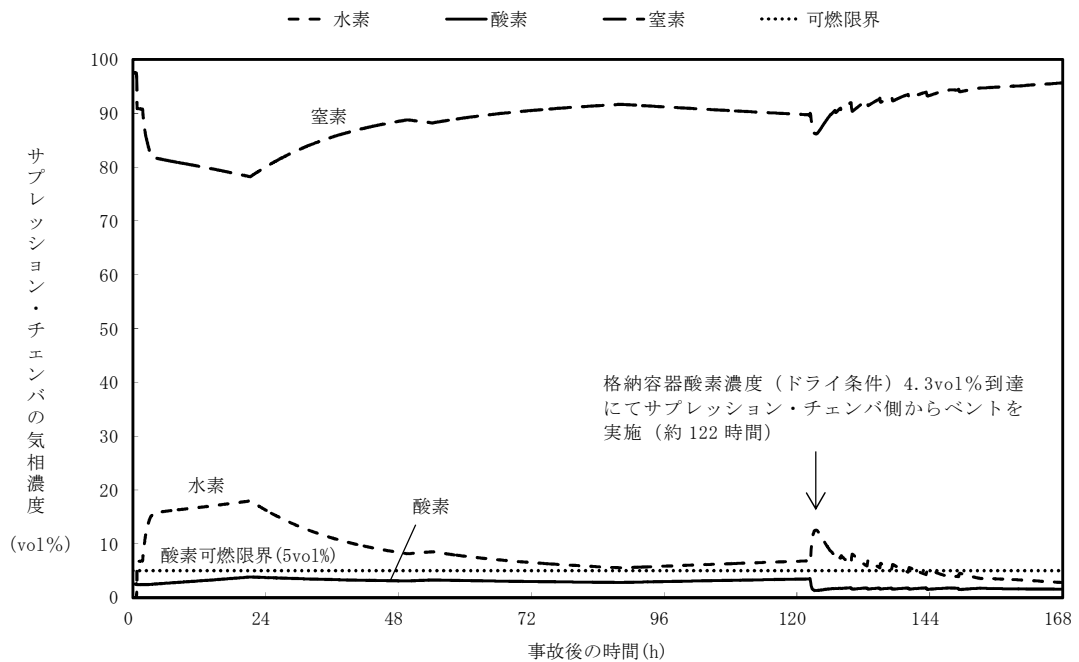


第 6 図 格納容器雰囲気温度の推移
(設計基準事故相当の G 値を想定)



第7図 ドライウエルの気相濃度の推移

(設計基準事故相当のG値を想定)



第8図 サプレッション・チェンバの気相濃度

(設計基準事故相当のG値を想定)

3. 代替循環冷却系に期待しない場合

(1) 評価結果について

代替循環冷却系による格納容器ベントの遅延効果を評価する観点から、代替循環冷却系に期待しない場合の格納容器ベント時間を評価した。評価にあたっては、より現実的な格納容器ベント時間を評価するため、第3表に示すとおり、格納容器スプレイ温度等を現実的な評価条件とした（「(2) 現実的な解析条件の妥当性について」参照）。この結果、格納容器ベント基準となるサプレッション・プール水位通常水位+6.5mに到達する時間が事故後約24時間後（約24.7時間後）となり、「1. 代替循環冷却系に期待する場合」で示す格納容器ベント時間と比較すると、代替循環冷却系に期待することで格納容器ベントの実施時期を大幅に遅延することが可能となる。各評価ケースの格納容器ベント時間を第4表に、格納容器圧力及び雰囲気温度の推移を第9図及び第10図に示す。

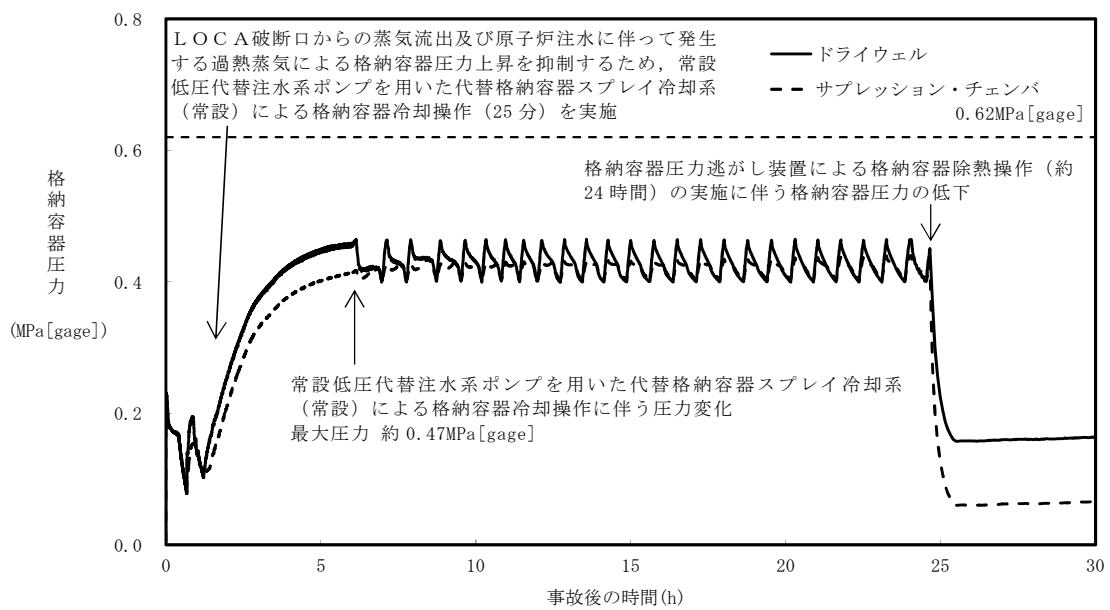
第3表 現実的な評価条件

	現実的な評価条件	設定理由
外部水源温度 (スプレイ温度)	20℃※	有効性評価のベースケースでは 35℃一定としているが、地下式タンクを水源としており、約 20℃以下の水温になることが想定されるため、現実的な評価条件では水源補給されるまでは 20℃を設定
格納容器 スプレイ流量	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力 465kPa [gage] (1.5Pd) 到達 102m³/h にて流量調整 ・格納容器圧力 400kPa [gage] (1.3Pd) 到達 格納容器スプレイ停止 	有効性評価のベースケースでは 1.3~1.5Pd の間欠スプレイ時の流量として最大である 130m ³ /h としているが、現実的な評価条件ではスプレイ液滴径 2mm が確保される最低流量として 102m ³ /h を設定
ペDESTAL (ドライウエル 部) 水位	1m	ペDESTAL (ドライウエル部) の水張りを有効性評価のベースケースでは考慮していない、格納容器の熱容量に寄与しベント遅延効果があるため、現実的な評価条件では考慮して設定

※ 代替淡水貯槽の水量が 1,000m³到達以降は西側淡水貯水設備からの補給が開始されるため、補給開始以降は水温の条件は変更となるが、補給開始が格納容器ベント開始以降となることから、本評価においては 20℃一定とした

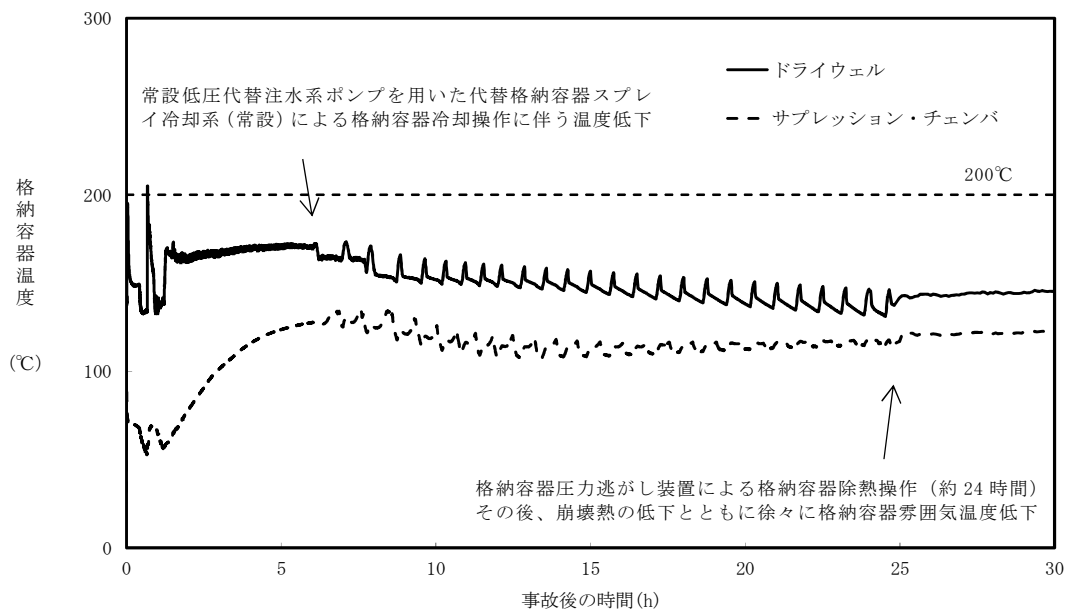
第4表 評価結果

	代替循環冷却系に期待する場合		代替循環冷却系に期待しない 場合
	重大事故相当のG値を想定した場合	設計基準事故相当のG値を想定した場合	
格納容器 ベント時間	約 39.7 日 (約 953 時間)	約 5 日 (約 122 時間)	約 24 時間 (約 24.7 時間)



第9図 格納容器圧力の推移

（代替循環冷却系に期待しない場合）



第10図 格納容器雰囲気温度の推移

（代替循環冷却系に期待しない場合）

(2) 現実的な解析条件の妥当性について

① 外部水源温度（スプレイ温度）

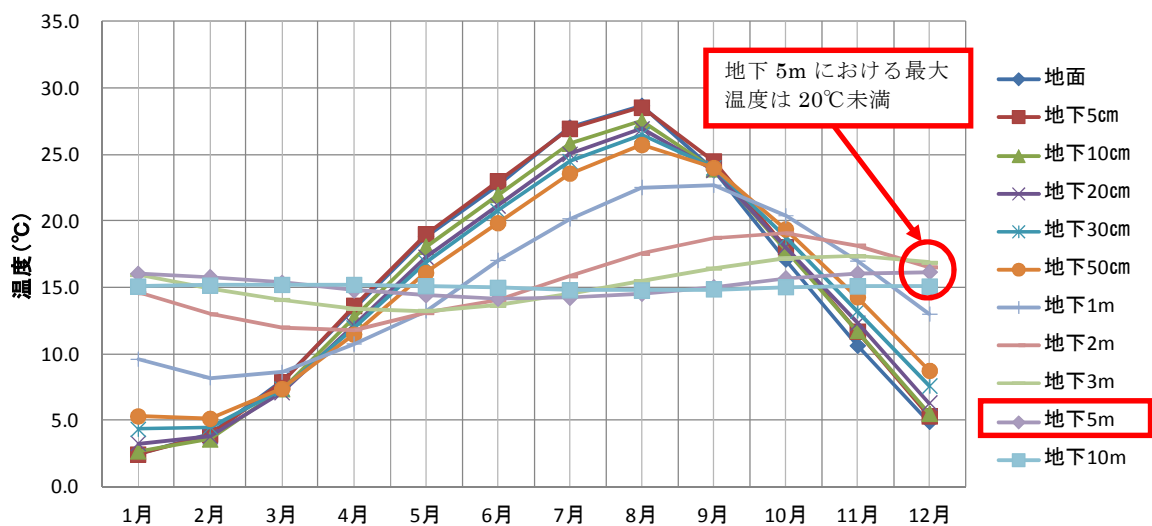
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源となる代替淡水貯槽は地下式のタンクであり，最大水位が地下 6m 位置であること及び第 11 図に示すとおり地下 5m の地中温度の最大が 20℃未満であることを踏まえ，代替淡水貯槽の温度を 20℃とした。

② 格納容器スプレイ流量

スプレイ液滴径 2mm が確保される最低流量として $102\text{m}^3/\text{h}$ を設定した（参考 3）。

③ ペDESTAL（ドライウェル部）の水位

ペDESTAL（ドライウェル部）の水位は，MAAP 解析において格納容器内の熱容量に寄与する。これを踏まえ，格納容器ベント遅延効果を確認するための感度解析では，実運用に沿った水位として 1m とした。



第 11 図 地中温度の年間月別平均温度の変動（水戸市）

（「地中温度等に関する資料」（農業気象資料第 3 号，1982）に基づく）

中央制御室の居住性評価等の評価条件について

代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果を評価するための評価条件、中央制御室の居住性評価等の保守的な評価条件設定のための評価条件及び格納容器ベント時間等を第 1 表に示す。代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果を確認する観点から評価した格納容器ベント時間は事故後約 24 時間後、中央制御室の居住性評価等の保守的な評価条件を設定する観点から評価した格納容器ベント時間は事故後約 19 時間後となり、中央制御室の居住性評価や中央制御室待避室の遮蔽設計等において保守的な評価条件となっている。

第 1 表 解析条件及び格納容器ベント時間

評価ケース	評価条件	評価目的	格納容器ベント時間
格納容器ベント遅延効果を確認するための評価	<ul style="list-style-type: none"> 外部水源温度（スプレイ温度）：20℃※ 格納容器スプレイ流量： 格納容器圧力 465kPa[gage]（1.5Pd）到達 102m³/h にて流量調整 格納容器圧力 400kPa[gage]（1.3Pd）到達 格納容器スプレイ停止 ペDESTAL（ドライウエル部）水位：1m 	代替循環冷却系に期待しない場合におけるより現実的な評価条件による格納容器ベント時間を評価し、代替循環冷却系による格納容器ベント遅延効果を確認するため	約 24 時間
中央制御室の居住性評価等の保守的な条件設定のための評価	<ul style="list-style-type: none"> 外部水源温度（スプレイ温度）：35℃ 格納容器スプレイ流量： 格納容器圧力 465kPa[gage]（1.5Pd）到達 130m³/h にて流量調整 格納容器圧力 400kPa[gage]（1.3Pd）到達 格納容器スプレイ停止 ペDESTAL（ドライウエル部）水位：0m 	中央制御室の居住性評価、現場作業の成立性、環境条件設定、中央制御室待避室の遮蔽設計、格納容器圧力逃がし装置の設計を保守的な条件で行うため	約 19 時間

※ 代替淡水貯槽の水量が 1,000m³到達以降は西側淡水貯水設備からの補給が開始されるため、補給開始以降は水温の条件は変更となるが、補給開始が格納容器ベント開始以降となることから、本評価においては 20℃一定とした

(1) 影響評価

格納容器ベント遅延効果を確認するための評価（以下、「現実的な評価ケース」という。）については、中央制御室の居住性評価や中央制御室待

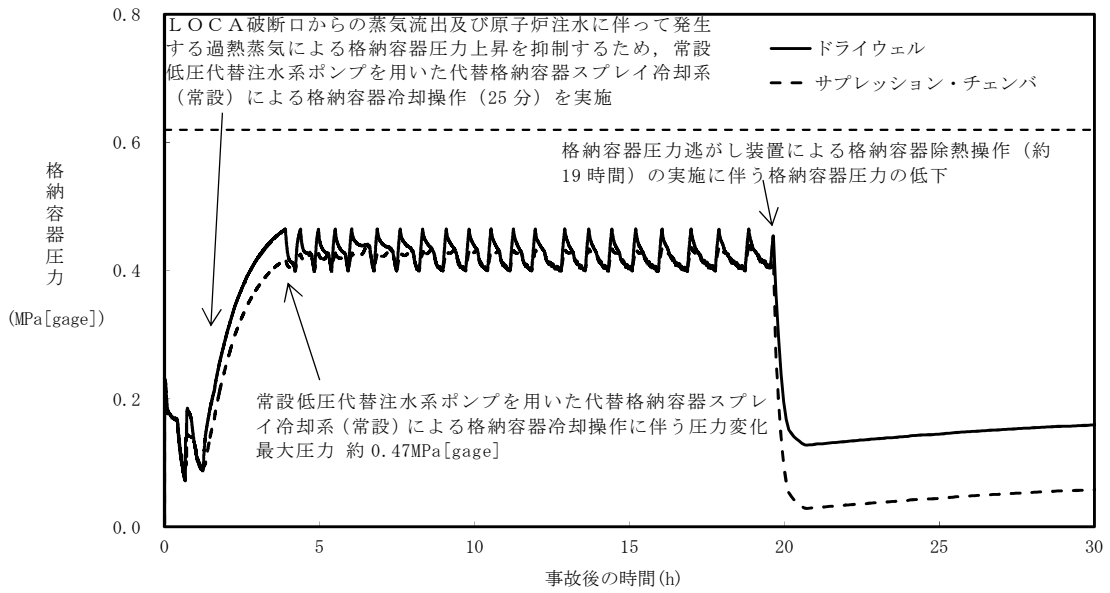
避室の遮蔽設計等を保守的な条件設定のための評価（以下、「保守的な評価ケース」という。）に対して、第1表に示すとおり、スプレー流量を低下させていること及びベント開始を遅延させていることについて相違点がある。この相違点を考慮しても保守的な評価ケースの方がより厳しい結果であることを確認する。

第1表 相違点と影響評価について

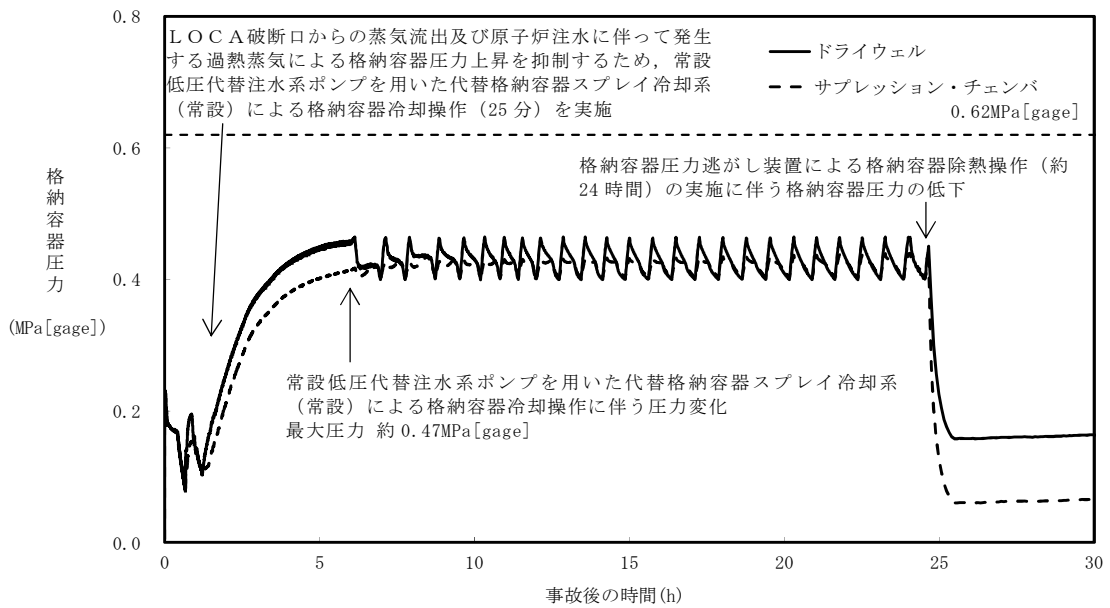
相違点	項目	評価
スプレー流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
ベント開始の遅延	ベント開始時間が遅くなることによる格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

a. 影響評価①

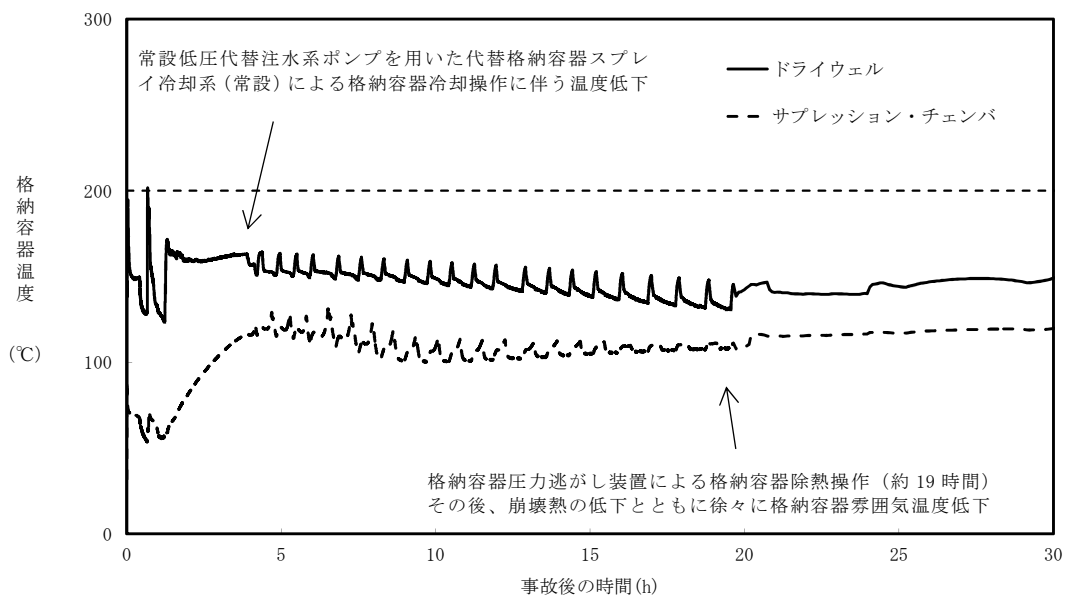
第1図から第4図に示すとおり、格納容器圧力及び温度について、いずれも同様の結果となり、格納容器圧力及び温度に与える影響がないことを確認した。



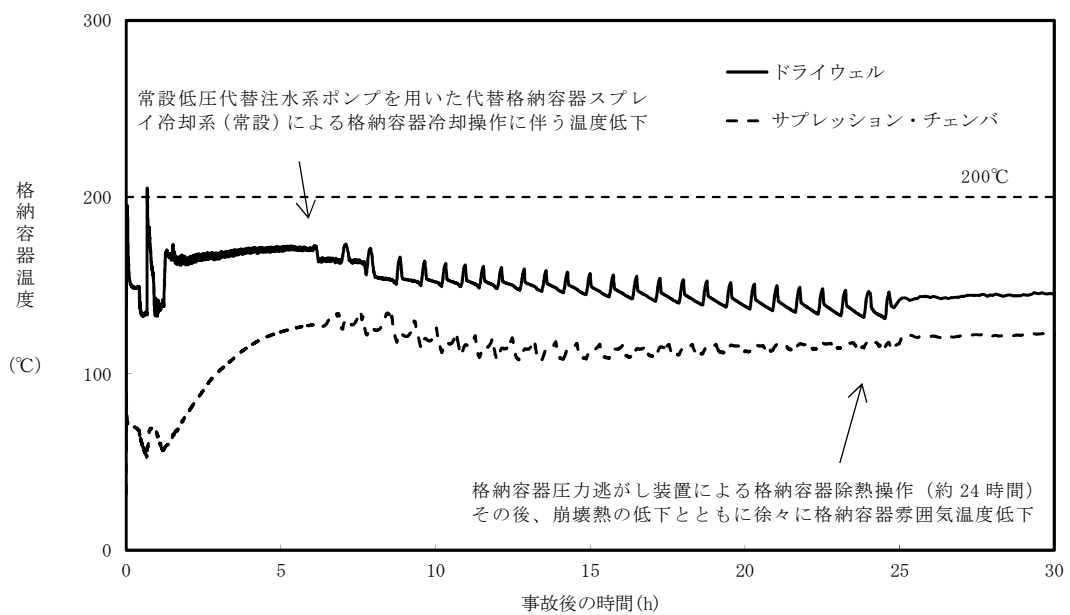
第1図 保守的な評価ケースにおける格納容器圧力の推移 (30時間)



第2図 現実的な評価ケースにおける格納容器圧力の推移 (30時間)



第 3 図 保守的な評価ケースにおける格納容器温度の推移 (30 時間)



第 4 図 現実的な評価ケースにおける格納容器温度の推移 (30 時間)

b. 影響評価②

スプレイ流量を低下させた場合，液滴数が減少することでエアロゾル除去効率が下がり，格納容器内に浮遊するエアロゾル濃度が上昇することで，格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル量及びフィルタ装置へ移行するエアロゾル量が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

格納容器ベントを実施する直前時点における保守的な評価ケースと現実的な評価ケースの格納容器気相部のエアロゾル濃度を比較する。

第2表に保守的な評価ケースと現実的な評価ケースのエアロゾル濃度を示す。

第2表 格納容器気相部のエアロゾル濃度の比較

核種グループ	エアロゾルの濃度 (kg/m ³)		比較 (②/①)
	保守的な評価ケース①	現実的な評価ケース②	
C s I 類	1.61E-07	5.39E-08	3.35E-01
C s OH 類	4.06E-07	1.43E-07	3.52E-01
S b 類	9.64E-08	8.81E-08	9.14E-02
T e O ₂ 類	4.26E-08	2.08E-09	4.88E-02
S r O 類	6.36E-05	1.91E-06	3.00E-02
B a O 類	7.85E-05	1.57E-05	2.00E-01
M o O ₂ 類	9.47E-05	1.32E-04	1.39E+00
C e O ₂ 類	5.55E-05	1.81E-06	3.26E-02
L a ₂ O ₃ 類	6.42E-05	1.30E-06	2.02E-02
合計	3.57E-04	1.53E-04	4.28E-01

(b) 評価結果

現実的な評価ケースでは保守的な評価ケースと比較して，M o O₂

類を除く核種グループにおいて格納容器気相部のエアロゾル濃度が減少し、 MoO_2 類についてはほぼ同等のエアロゾル濃度となった。これは、現実的な評価ケースでは比較的格納容器温度が低めに推移することで、沈着したエアロゾルが再浮遊する量が相対的に低く抑えられたためと考えられる。また、全核種を合計した格納容器全体のエアロゾル濃度については、現実的な評価ケースが保守的な評価ケースに比べて半分以下まで低下する結果となった。

以上のことから、エアロゾル除去効果については、保守的な評価ケースの方がより保守的な結果であることを確認した。

c. 影響評価③

現実的な評価ケースでは、格納容器ベント開始時間が遅くなることで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいする希ガス、有機よう素及びエアロゾル量が増加するおそれがあるものの、格納容器ベント時に大量に放出される希ガスの減衰に期待できる。放射性物質の放出による被ばく影響については、格納容器ベント時に大量に放出される希ガスの影響が支配的であるため、格納容器ベント開始時間が遅くなることで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいする放射性物質の量が多くなる影響は軽微と考えられる。

格納容器スプレイの流量調整について

1. 格納容器スプレイの流量調整における方針

外部水源を用いた代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器圧力制御のための格納容器スプレイ時は、可能な限り格納ベントを遅延させる目的から以下の手順とする。

- (1) 格納容器スプレイの流量調整範囲は $102\sim 130\text{m}^3/\text{h}$ とし、可能な限り連続スプレイとなるよう流量を少なくする。
- (2) (1)の流量調整範囲において連続スプレイとなる場合、格納容器圧力制御範囲（炉心損傷前： $0.7\text{Pd}(217\text{kPa}[\text{gage}])\sim 0.9\text{Pd}(279\text{kPa}[\text{gage}])$ ，炉心損傷後： $1.3\text{Pd}(400\text{kPa}[\text{gage}])\sim 1.5\text{Pd}(465\text{kPa}[\text{gage}])$ ）で、可能な限り高い圧力に維持するよう流量調整し、格納容器スプレイ効率を高くする。
- (3) (1)の流量調整範囲において間欠スプレイとなる場合、格納容器圧力制御範囲（炉心損傷前： $0.7\text{Pd}(217\text{kPa}[\text{gage}])\sim 0.9\text{Pd}(279\text{kPa}[\text{gage}])$ ，炉心損傷後： $1.3\text{Pd}(400\text{kPa}[\text{gage}])\sim 1.5\text{Pd}(465\text{kPa}[\text{gage}])$ ）で、最低流量である $102\text{m}^3/\text{h}$ で間欠スプレイを実施し格納容器への持ち込み水量の抑制を図る。

2. 格納容器スプレイ流量下限値の設定

(1) 設計上の流量調整の下限値

外部水源を用いた格納容器圧力制御のための格納容器スプレイでは常設低圧代替注水系ポンプを用いるが、弁キャビテーションを防止する観点から設定する流量調整の下限値は $70\text{m}^3/\text{h}$ である。

(2) スプレー液滴径について

格納容器スプレー流量は液滴径と相関があり、格納容器スプレー流量を低下させた場合、液滴径が大きくなることでエアロゾル除去効率が低下するおそれがあるが、格納容器スプレー流量とスプレー液滴径の関係における実験^[1]による知見に基づき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の有効性評価では、スプレー液滴径を 2mm に設定している。

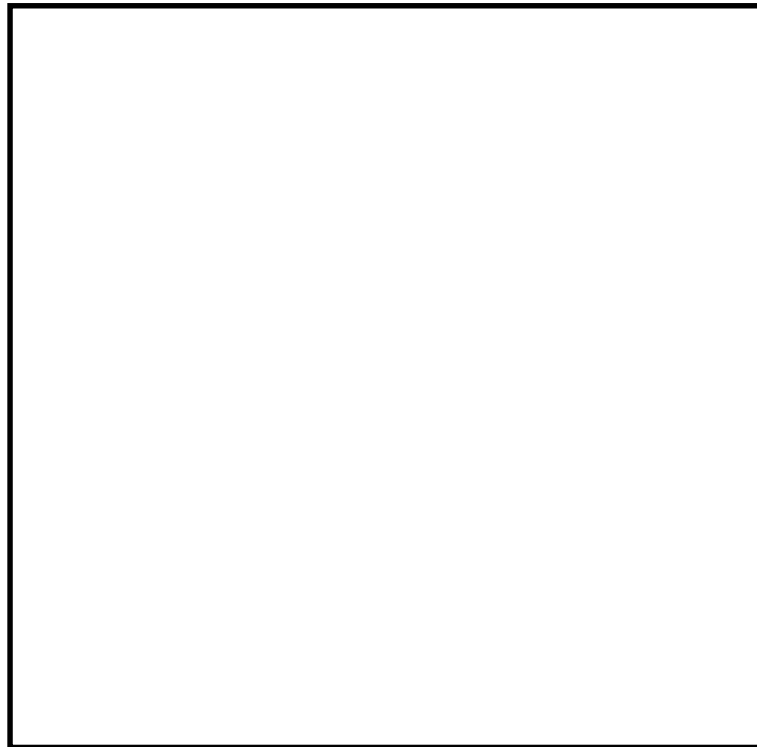
実験における記録ではスプレー液滴径にばらつきがあるが、第 1 図に示すノズル当たりの流量が 以上の場合、最大の液滴径は 2 mm 以下となる。東海第二におけるスプレーヘッドのノズル数を考慮すると、スプレー液滴径 2mm 以下を確保するための最低流量は $102\text{m}^3/\text{h}$ となる。

○東海第二発電所におけるスプレーヘッドのノズル数：ノズル

$$\begin{aligned}\text{○最低流量} &= \text{ (L/min/ノズル)} \times \text{ (ノズル)} \\ &= 1,700 \text{ (L/min)} \\ &= 102 \text{ (m}^3/\text{h)}\end{aligned}$$

(3) 運用上の流量調整の下限値

上述の設計上の流量調整の下限値及びスプレー液滴径 2mm を確保するための最低流量を考慮し、運用上の流量調整の下限値は $102\text{m}^3/\text{h}$ とする。



第1図 スpray液滴径の実験結果

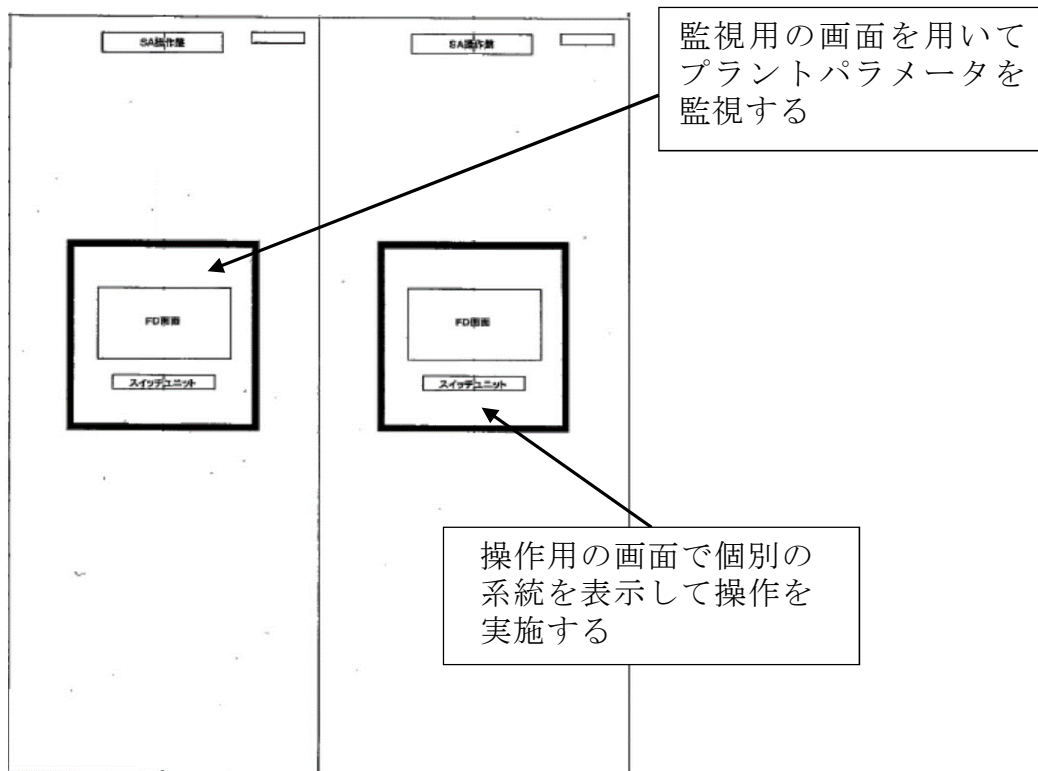
(ノズル当たりの流量)

[1] 共同研究報告書，放射能放出低減装置に関する開発研究
(PHASE2) (平成5年3月)

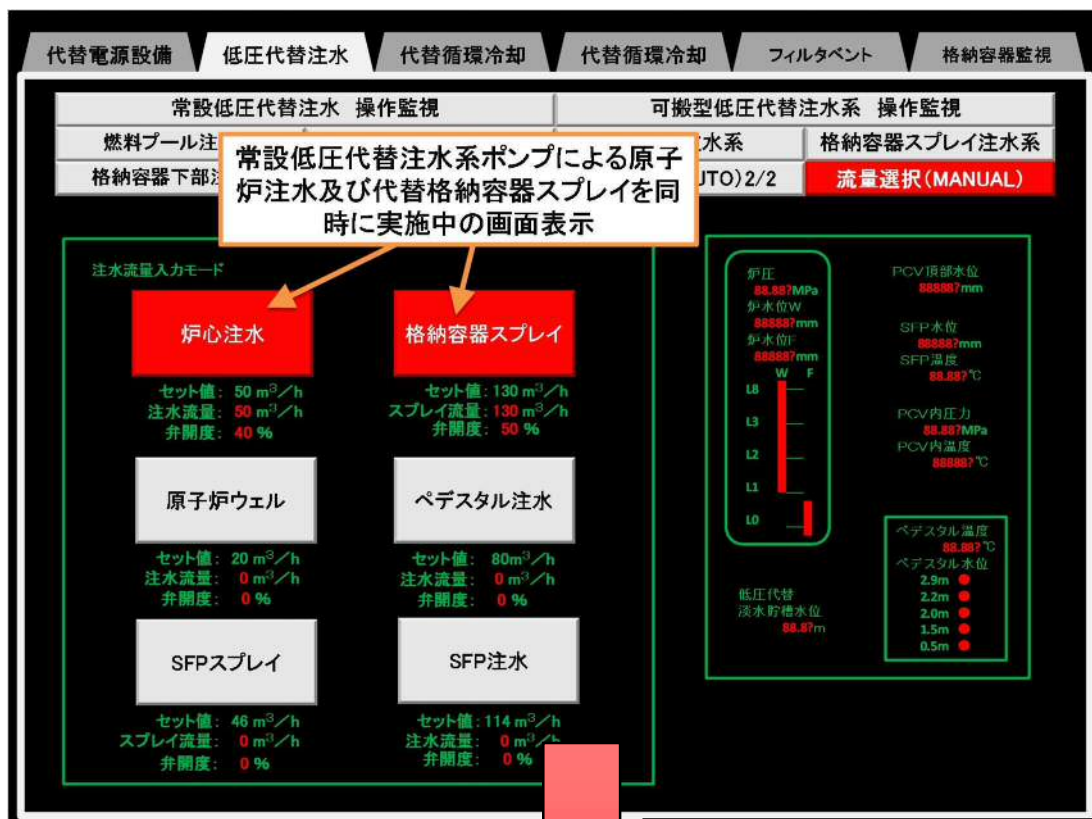
3. 格納容器Sprayの流量調整のための設計方針

代替格納容器Spray系（常設）は低圧代替注水系（常設）や格納容器下部注水系（常設）等の系統を一部共用しており，さらに，同一の水源（代替淡水貯槽）及びポンプ（低圧代替注水系ポンプ）の設計となる。そのため，各系統を同時に使用する場合を踏まえ，各注水流路に流量調整弁（電動駆動弁）を設置することとし，必要な流量調整が可能な設計とする。

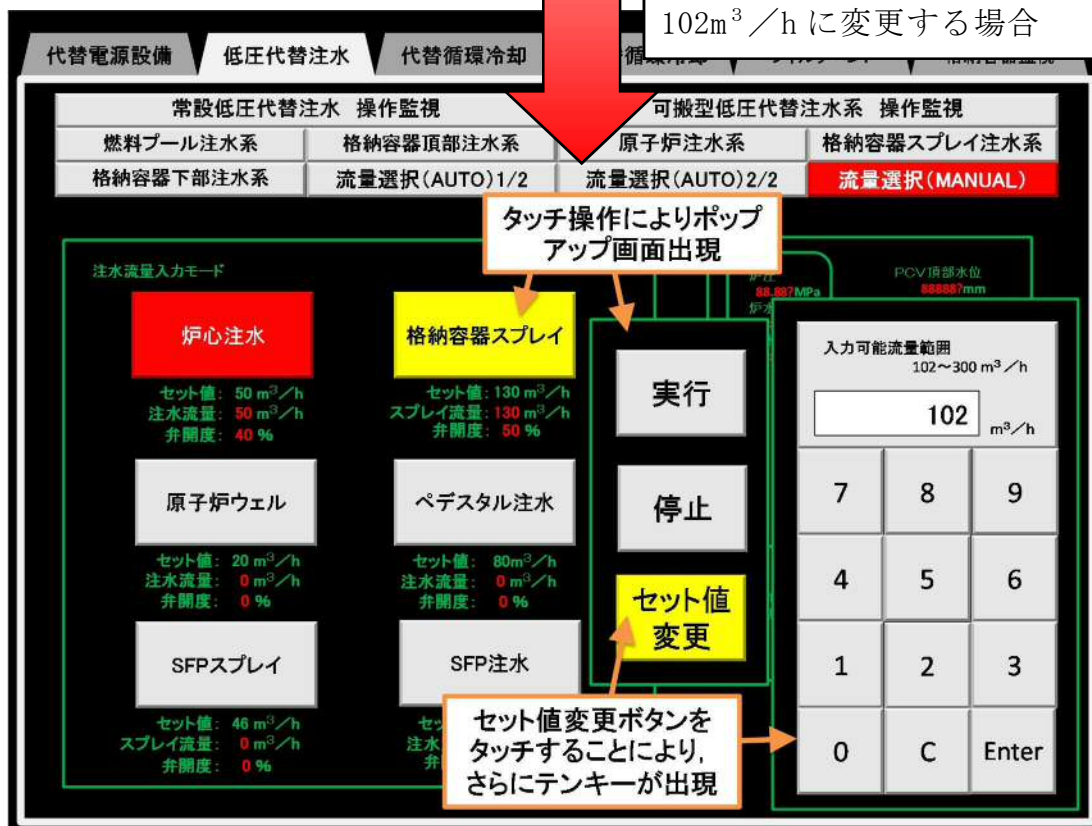
格納容器Sprayの流量調整は，第2図に示すSA監視操作盤により運転員により実施し，第3図のSA監視操作盤（イメージ）により目標とする流量（セット値）を入力操作することで，自動で流量制御が可能な設計とする。



第2図 SA監視操作盤（イメージ図）



格納容器スプレイ流量を102m³/hに変更する場合



第3図 監視操作画面 (イメージ図)

2. 技術的知見②

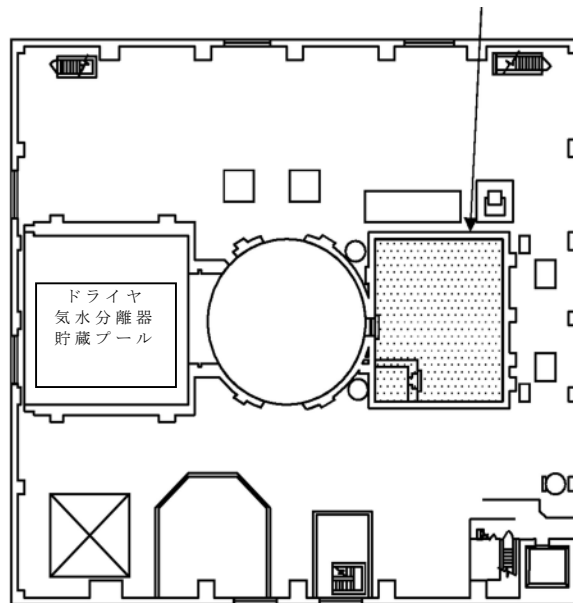
「使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策」の対応について

使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

1. 使用済燃料プールの概要

使用済燃料プール周辺の概要図を第1図に示す。

施設定期検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、使用済燃料プールは原子炉ウェル、ドライヤ気水分離器貯蔵プール、キャスクピットとつながっているが、有効性評価においてはプールゲートを閉鎖している場合を想定し、原子炉ウェル、ドライヤ気水分離器貯蔵プール及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。



第1図 使用済燃料プール周辺の概要図

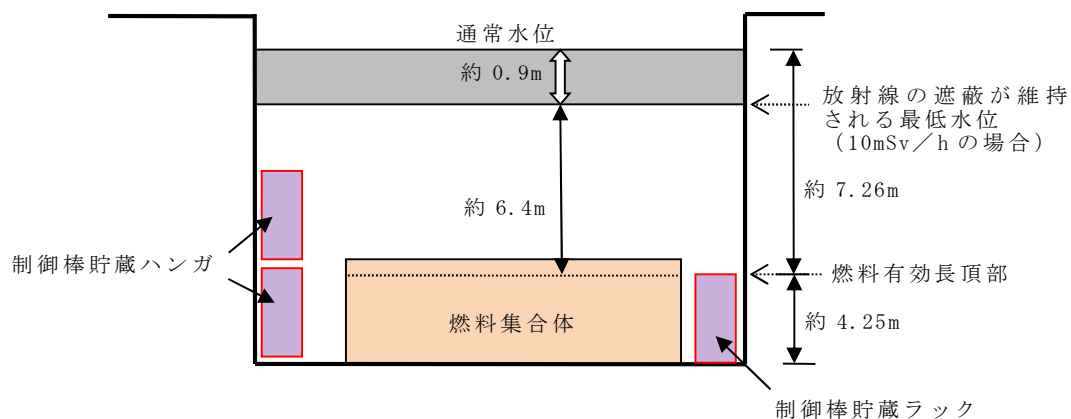
2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

第2図に放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について示す。

放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位は、その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故であることを考慮し、例えば原子炉建屋最上階において10mSv/hの場合

合は、通常水位から約 0.9m*下の位置より高い遮蔽水位が必要となる。

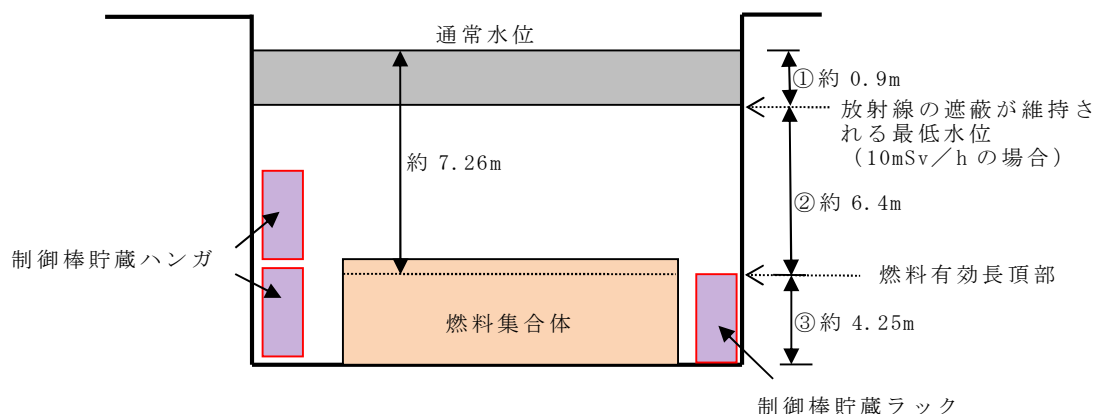
※：放射線の遮蔽の維持のために必要な水位の算出方法については添付資料 4.1.3 に示す。



第 2 図 放射線の遮蔽に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位

3. 使用済燃料プールの高さと断面積について

使用済燃料プールの高さを第 3 図に、使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積を第 1 表に示す。



第 3 図 東海第二発電所 使用済燃料プールの構造高さ

第 1 表 使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積

項目	断面積[m ²]	保有水の容積[m ³]
①	約 116	約 100
②	約 115	約 737
③	約 83	約 352
合計		約 1,189

第 3 図に示す各領域①～③の保有水の容積は、使用済燃料プール容積から機器の容積を除くことで算出し、各領域の断面積については、①の領域では使用済燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し、②、③の領域では求めた各領域の容積から高さを除して求めた。なお、断面積については各領域での平均的な値を示しているが、プール内に設置されている機器の多くは②、③の底部又は壁面下部にあるため、平均化によって上部の断面積が実際より狭く評価される。保有水量に対する水位の低下という観点では断面積が小さいほど水位低下速度は速くなることから、保守的な評価となっている。

4. 想定事故 1 における時間余裕

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における、崩壊熱による使用済燃料プール水の沸騰までの時間、沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度について、以下の式を用いて算定した。事象を厳しく評価するため、使用済燃料プールの初期水温は、保安規定の運転上の制限における上限値である 65℃とする。また、発生する崩壊熱は全て水温上昇及び蒸発に寄与するものとし、使用済燃料プールの水面及び壁面等からの放熱を考慮しない。さらに、注水時においては顕熱を考慮せず注水流量から崩壊熱相当の蒸発量を差し引いた分の水が注水されることを想定した。

(1) 算定方法，算定条件

a. 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間 [h]} = \frac{(100^\circ\text{C} - 65^\circ\text{C}) \times \text{水の比熱 [kJ/kg/}^\circ\text{C}]^{*1} \times \text{使用済燃料プールの水 量[m}^3\text{]} \times \text{水の密度 [kg/m}^3\text{]}^{*2}}{\text{燃料の崩壊熱 [MW]} \times 10^3 \times 3600}$$

b. 沸騰開始からの水位低下時間

$$1 \text{ 時間あたりの沸騰による蒸発量[m}^3\text{/h]} = \frac{\text{燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}{\text{水の密度[kg/m}^3\text{]}^{*2} \times \text{蒸発潜熱[kJ/kg]}^{*3}}$$

$$\text{水位低下時間 [h]} = \frac{\text{通常水位から燃料有効 長頂部までの水量 [m}^3\text{]} \times \text{水の密度 [kg/m}^3\text{]}^{*2} \times \text{蒸発潜熱 [kJ/kg]}^{*3}}{\text{燃料の崩壊熱 [MW]} \times 10^3 \times 3600}$$

c. 沸騰による水位低下平均速度

$$\text{水位低下速度[m/h]} = \frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの高低差[m]}}{\text{通常水位から燃料有効長頂部まで水位低下にかかる時間[h]}}$$

使用済燃料プールの下部は機器等が設置されており，保有水が少ないため，使用済燃料プールの下部では水位低下速度は早く，使用済燃料プール上部では水位低下速度は遅い。ここでは，上記3. のとおり，下部から上部までの平均的な断面積により水位低下速度の平均値を求め，一律適用する。これは，遮蔽が維持されるまでの水位の評価において保守的な想定である。

上記計算式を用いて，以下の条件にて算定した。

水の比熱 ^{*1} [kJ/kg/°C]	使用済燃料プールの水 量[m ³]	水の密度 ^{*2} [kg/m ³]	燃料の崩壊熱 [MW]
4.185	1,189.9	958	9.058

蒸発潜熱 ^{*3} [kJ/kg]	通常水位から燃料有効長 頂部までの水量[m ³]	通常水位から燃料有効長 頂部までの高低差[m]	通常水位から約0.9m までの水量[m ³]
2256.47	837.6	7.26	100

※1：65°Cから100°Cまでの飽和水の比熱のうち，最小となる65°Cの値を使用

(1999年蒸気表より)

※2：65°Cから100°Cまでの飽和水の密度のうち，最小となる100°Cの値を使用

(1999年蒸気表より)

※3：100°Cの飽和水のエンタルピと100°C飽和蒸気のエンタルピの差より算出

(1999年蒸気表より)

なお、a. ～ c. の算出においては以下の保守的な仮定と非保守的な仮定があるが、使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していないことの影響が大きいと考えられ、総合的に保守的な評価になっていると考えられる。

【保守的な仮定】

- ・ 温度変化に対する比熱及び密度の計算にて最も厳しくなる値を想定している。
- ・ 使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していない。

【非保守的な仮定】

- ・ 簡易的な評価とするため、プール水は全て均一の温度と仮定し、プール全体が 100℃に到達した時間を沸騰開始としている。

なお、注水等の操作時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度だと考える。

(2) 算定結果

項目	算定結果
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間[h]	約 5.1
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量[m ³ /h]	約 15.1
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.9m 低下するまでの時間 ^{*4} [h]	約 11.7
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間 ^{*4} [h]	約 60.6
使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.13

※ 4：事象発生から沸騰開始までの時間を含む

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し、約 5.1 時間後に沸騰開始となり、蒸発により水位低下が始まる。この時の蒸発量は約 15.1m³/h である。

よって、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位より約 0.9m 下）まで低下するのは約 11.7 時間後であり、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した注水操作の時間余裕は十分にある。

< 参考 >

有効性評価では崩壊熱が厳しい施設定期検査中に全炉心燃料が取り出される想定であり、通常運転中の想定は以下のとおりとなる。

使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し、約 37.8 時間後に沸騰開始となり、その後使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位より約 0.9m 下）まで低下するのは約 66.4 時間後となる。このように原子炉運転中の使用済燃料プールは、原子炉停止中の使用済燃料プールに比べて更に長い時間余裕がある。

項目	算定結果
燃料の崩壊熱[MW]	約 2.095
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間[h]	約 37.8
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量[m ³ /h]	約 3.5
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.9m 低下するまでの時間*4[h]	約 66.4
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間*4[h]	約 277.8
使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.03

※ 4：事象発生から沸騰開始までの時間を含む

5. 燃料取出スキーム

(1) 算定条件

燃料取出スキームの算定条件を下表に示す。

項目	算定条件	算定根拠
使用済燃料プール合計燃料体数	2,250 体	使用済燃料プール貯蔵容量
定検時取出燃料体数	764 体	原子炉内装荷全燃料
燃料取替体数	168 体	9×9 燃料（A 型）平衡炉心時の燃料取替体数
冷却期間	13 ヶ月	9×9 燃料（A 型）平衡炉心時の運転日数
停止期間	30 日	過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績（65 日）よりも短い日数を設定
原子炉停止から全燃料取出しにかかる日数	9 日	炉心燃料の取出しにかかる期間（冷却期間）は過去の実績より最も短い原子炉停止後の日数
定期検査毎に取出された使用済燃料の取出平均燃焼度	45GWd / t	9×9 燃料（A 型）燃料集合体平均燃焼度
サイクル末期平均燃焼度	33GWd / t	崩壊熱が高い方が厳しい設定となるため、13 ヶ月運転に 1 ヶ月の調整運転期間を考慮した運転期間におけるサイクル末期の炉心平均燃焼度

(2) 燃料取出スキーム

崩壊熱を保守的に評価するに当たり、使用済燃料プール内に照射済燃料が貯蔵容量（2,250 体）分保管されているとした。そのうち施設定期検査時取出燃料は原子炉内に装荷されている全燃料（764 体）、それ以前の施設定期検査時に取り出された燃料は 9 × 9 燃料（A 型）の平衡炉心における燃料取替体数（168 体）ずつ取り出されたものと仮定して ORIGEN 2 で算出した。

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	取出平均燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル冷却燃料	9 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	142 体	45	0.045
8 サイクル冷却燃料	8 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.056
7 サイクル冷却燃料	7 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却燃料	6 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.065
5 サイクル冷却燃料	5 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.073
4 サイクル冷却燃料	4 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.086
3 サイクル冷却燃料	3 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.112
2 サイクル冷却燃料	2 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.165
1 サイクル冷却燃料	1 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.293
定検時取出燃料	9 日	764 体	33	8.104
合計	—	2,250 体	—	9.058

注 1：使用済燃料プールの燃料保管容量 2,250 体の燃料が貯蔵されているものとする。
 注 2：炉心燃料の取出しにかかる期間（冷却期間）は過去の実績より最も短い原子炉停止後 9 日を採用する。原子炉停止後 9 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

同時被災時における必要な要員及び資源について

東海第二発電所の原子炉運転中に重大事故等が発生した場合、使用済燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めて必要な要員、資源について整理する。

なお、使用済燃料乾式貯蔵設備の原子炉等との重大事故等同時被災を想定しても、使用済燃料乾式貯蔵容器への対応を要する状態にはならないため、原子炉及び使用済燃料プールの重大事故等の対応に必要な要員及び資源を使用することはない。

また、東海第二発電所と同一敷地内に設置している東海発電所(廃止措置中、核燃料搬出済み。)等の他事業所の同時被災を想定しても、東海第二発電所の重大事故等の対応に必要な要員及び資源を使用することはない。

1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性

(1) 想定する重大事故等

使用済燃料プールに係る重大事故等を除く有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）毎に最も厳しいシナリオを想定する。

使用済燃料プールについては、全交流動力電源喪失及びスロッシングの発生を想定する。

第1表に想定する状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源への影響を確認する。

なお、火災対応に係る要員及び資源は重大事故等対応に必要な要員及び資源と重複利用することがないため、ここでは、火災対応に係る要員及び資源の評価は行わない。

(2) 評価結果

a. 必要な要員の評価

使用済燃料プールにおける重大事故等発生時は、注水及び冷却が必要である。注水については、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの操作が必要となる。冷却については、使用済燃料プールから発生する水蒸気が原子炉建屋内の他の重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすことを防止するため、重大事故等対処設備として整備する代替燃料プール冷却系の操作が必要となるが、冷却開始までの時間余裕は第2～7表のとおり1日以上であり、有効性評価の各シナリオで使用済燃料プール同時被災時においても対応可能な要員数を確保していることを確認している。

なお、代替燃料プール冷却系による冷却開始までの時間余裕^{*}は、以下の式により算出した。

$$80^{\circ}\text{C到達までの時間}[h]=\frac{(80^{\circ}\text{C}-\text{初期水温}[^{\circ}\text{C}])\times\text{水の比熱}[kJ/kg/^{\circ}\text{C}]\times\text{使用済燃料プールの水量}[m^3]\times\text{水の密度}[kg/m^3]}{\text{燃料の崩壊熱}[MW]\times 10^3 \times 3600}$$

※：代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる

b. 必要な資源の評価

(a) 水源

水源の使用量が最も多い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）」を想定すると、原子炉注水、格納容器スプレー等による7日間の対応に、約5,490m³の水が必要となる。また、水源評価の観点から、保守的に代替燃料プール冷却系による除熱に期待せず使用済燃料プールへの注水が継続することを想定した場合、7日間の対応に必要な使用済燃料プール

への注水量（通常水位までの水位回復及びその後の水位維持）は、第8～9表に示すとおり約490m³となる。したがって、7日間の対応に合計約5,980m³の水が必要となる。これに対して、代替淡水貯槽に約4,300m³、北側淡水池に約2,500m³及び高所淡水池に約2,500m³の合計約9,300m³の水を保有しているため、同時被災時においても7日間の対応は可能である。

なお、事象発生から7日間で必要となる使用済燃料プールへの注水量は、以下の式により算出した。

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{(100[\text{°C}] - \text{初期水温}[\text{°C}]) \times \text{水の比熱[kJ/kg/°C]} \times \text{使用済燃料プールの水量[m}^3] \times \text{水の密度[kg/m}^3]}{\text{燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$$

$$1 \text{ 時間当たりの注水必要量[m}^3/\text{h]} = \frac{\text{燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}{\text{水の密度[kg/m}^3] \times \text{蒸発潜熱[kJ/kg]}}$$

$$7 \text{ 日間で必要となる注水量[m}^3] = (168 \text{ 時間[h]} - \text{沸騰までの時間[h]}) \times 1 \text{ 時間当たりの沸騰による蒸発量[m}^3/\text{h]}$$

(b) 燃料（軽油）

軽油貯蔵タンクの軽油消費量が最も多い「高圧・低圧注水機能喪失」等を想定すると、非常用ディーゼル発電機（2台）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに常設代替交流電源設備の7日間の運転継続に約755.5kL^{*}が必要となる。軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから、原子炉及び使用済燃料プールの対応について、7日間の対応は可能である。

また、可搬型設備用軽油タンクの軽油消費量が最も多い「全交流動力電源喪失（長期TB）」等を想定すると、可搬型代替注水大型ポンプの7日間の運転継続に約36.6kL^{*}が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有していることから、原子炉及び使用済燃料プールの7日間の対応は可能である。

※：保守的に事象発生直後から運転を想定し，燃費は最大負荷時を想定。

(c) 電源

使用済燃料プールへの注水，代替燃料プール冷却系による除熱に係る電源負荷容量は，常設代替交流電源設備の設計において考慮している。このため，常設代替交流電源設備からの電源供給により，重大事故等の対応に必要な負荷に電源供給が可能である。

(3) 重大事故等時対応への影響について

「(2) 評価結果」に示すとおり，重大事故等発生時に必要となる対応操作は，運転員，災害対策要員及び2時間以降の発電所外からの招集要員にて対応可能であることから，重大事故等に対応する要員に影響を与えない。

確保する各資源にて原子炉及び使用済燃料プールにおける7日間の対応が可能である。

以上のことから，原子炉及び使用済燃料プールで同時に重大事故等が発生した場合にも，その対応への影響はない。

2. まとめ

原子炉及び使用済燃料プールにおいて同時に重大事故等が発生した場合に必要な要員，資源について評価した。その結果，有効性評価の各シナリオで対応可能な要員を確保していること，7日間の対応に必要な水源，燃料，電源を確保していることを確認した。

第 1 表 想定する状態

項目	状態
要員	(有効性評価の各シナリオで使用済燃料プール同時被災時に対応可能な要員数を確保していることを確認)
水源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失 ・ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」 ・ 使用済燃料プールでスロッシング発生 ・ 「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※¹
燃料	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失※²（軽油貯蔵タンクの評価），全交流動力電源喪失（可搬型設備用軽油タンクの評価） ・ 「高圧・低圧注水機能喪失」 ・ 使用済燃料プールでスロッシング発生 ・ 「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※¹
電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失 ・ 「全交流動力電源喪失（T B D）」 ・ 使用済燃料プールでスロッシング発生 ・ 「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※¹

※ 1 : 同時被災時の使用済燃料プール状態を想定する。また、サイフォン現象による漏えい量より、スロッシングによる溢水量の方が多いため、スロッシングによる漏えいを想定する。

※ 2 : 燃料については、消費量を保守的に評価する観点から、外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備の運転を継続させる状態を想定する。

第2表 代替燃料プール冷却系による冷却開始までの
時間余裕の評価条件（出力運転時）

項目	評価条件
炉心への燃料装荷状態	装荷済
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}
原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日 ^{※2}
使用済燃料プールの崩壊熱	約2.1MW
使用済燃料プールの初期水位	通常水位
プールゲートの状態	プールゲート閉
使用済燃料プールの初期水量 ^{※3}	1,189.9m ³
使用済燃料プールの初期水温 ^{※4}	40℃
使用済燃料プールの水の比熱 ^{※5}	4.179kJ/kg/℃
使用済燃料プールの水の密度 ^{※6}	971kg/m ³

- ※1：燃料取出しスキームは第4表のとおり
 ※2：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績（65日）よりも短い日数を設定
 ※3：使用済燃料プールの水量はスロッシングにより一時的に減少する場合があるものの、使用済燃料プールの水温が80℃に到達するまでに注水を実施し、通常水位へ回復することが可能
 ※4：使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定
 ※5：40℃から80℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用（1999年蒸気表より）
 ※6：40℃から80℃までの飽和水の密度のうち、最小となる80℃の値を使用（1999年蒸気表より）

第3表 代替燃料プール冷却系による冷却開始までの
時間余裕の評価結果（出力運転時）

項目	評価結果
代替燃料プール冷却系による冷却開始までの時間余裕 ^{※1}	約25.6時間

- ※1：代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は、使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる

第 4 表 使用済燃料プールの燃料取出スキーム（出力運転時）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数 ^{※1}	取出平均燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
8 サイクル冷却燃料	8×14 か月 + 30 日	142 体	45	0.047
7 サイクル冷却燃料	7×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却燃料	6×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.064
5 サイクル冷却燃料	5×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.072
4 サイクル冷却燃料	4×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.085
3 サイクル冷却燃料	3×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.110
2 サイクル冷却燃料	2×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.161
1 サイクル冷却燃料	1×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.283
施設定期検査時取出燃料	30 日	168 体	45	1.214
合計	—	1,486 体	—	2.095

※1：崩壊熱を保守的に評価するに当たり、使用済燃料プールの貯蔵容量(2,250 体)から1炉心(764 体)分を除いた1,486 体分が使用済燃料プールに保管されているとし、そのうち施設定期検査時取出燃料は燃料取替体数分(168 体)が使用済燃料プールに保管され、それ以前の施設定期検査時に取り出された燃料は9×9燃料(A型)の平衡炉心における燃料取替体数(168 体)ずつ取り出されたものと仮定した。

第5表 代替燃料プール冷却系による冷却開始までの
時間余裕の評価条件（運転停止時）

項目	評価条件
炉心への燃料装荷状態	取出前
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}
発電機解列からの日数	1日 ^{※2}
使用済燃料プールの崩壊熱	約1.0MW
使用済燃料プールの初期水位	通常水位
プールゲートの状態	プールゲート閉
使用済燃料プールの初期水量 ^{※3}	1,189.9m ³
使用済燃料プールの初期水温 ^{※4}	40℃
使用済燃料プールの水の比熱 ^{※5}	4.179kJ/kg/℃
使用済燃料プールの水の密度 ^{※6}	971kg/m ³

- ※1：燃料取出しスキームは第7表のとおり
 ※2：運転停止時の有効性評価における評価日を設定
 ※3：使用済燃料プールの水量はスロッシングにより一時的に減少する場合があるものの、使用済燃料プールの水温が80℃に到達するまでに注水を実施し、通常水位へ回復することが可能
 ※4：使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定
 ※5：40℃から80℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用（1999年蒸気表より）
 ※6：40℃から80℃までの飽和水の密度のうち、最小となる80℃の値を使用（1999年蒸気表より）

第6表 代替燃料プール冷却系による冷却開始までの
時間余裕の評価結果（運転停止時）

項目	評価結果
代替燃料プール冷却系による冷却開始までの時間余裕 ^{※1}	約55.7時間

- ※1：代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は、使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる

第 7 表 使用済燃料プールの燃料取出スキーム（運転停止時）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数 ^{※1}	取出平均燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル冷却燃料	9×14 か月 + 1 日	142 体	45	0.045
8 サイクル冷却燃料	8×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.056
7 サイクル冷却燃料	7×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却燃料	6×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.065
5 サイクル冷却燃料	5×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.073
4 サイクル冷却燃料	4×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.087
3 サイクル冷却燃料	3×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.113
2 サイクル冷却燃料	2×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.166
1 サイクル冷却燃料	1×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.298
合計	—	1,486 体	—	0.962

※1：崩壊熱を保守的に評価するに当たり、使用済燃料プールの貯蔵容量(2,250 体)から1炉心(764 体)分を除いた1,486 体分が使用済燃料プールに保管されているとし、その構成は、過去の施設定期検査時において、燃料が9×9燃料(A型)の平衡炉心における燃料取替体数(168 体)ずつ取り出されたものと仮定した。

第8表 使用済燃料プールの対応に必要な水量等の
評価条件

項目	評価条件
炉心への燃料装荷状態	装荷済
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 ^{※1}
原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日 ^{※2}
使用済燃料プールの崩壊熱	約2.1MW
使用済燃料プールの初期水位	通常水位
プールゲートの状態	プールゲート閉
使用済燃料プールの初期水量	1,189.9m ³
スロッシング溢水量	81.49m ³
使用済燃料プールの初期水温 ^{※3}	40℃
使用済燃料プールの水の比熱 ^{※4}	4.179kJ/kg/℃
使用済燃料プールの水の密度 ^{※5}	992kg/m ³
水源の温度 ^{※6}	35℃
水源の密度 ^{※7}	993kg/m ³
蒸発潜熱 ^{※8}	2,528.93kJ/kg

※1：燃料取出しスキームは第4表のとおり

※2：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績（65日）よりも短い日数を設定

※3：使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定

※4：40℃から100℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用（1999年蒸気表より）

※5：スロッシングにより使用済燃料プールの水量が減少しており、水温が40℃から100℃まで上昇することによる体積の膨張分はオーバーフローしないため、使用済燃料プールの初期水温の密度を設定

※6：年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定

※7：水源の温度である35℃での密度を設定

※8：35℃の飽和水のエンタルピと100℃飽和蒸気のエンタルピの差より算出（1999年蒸気表より）

第9表 使用済燃料プールの対応に必要な水量等の
評価結果

項目	評価結果
使用済燃料プールの水温が 100℃に到達するまでの時間	約36時間
使用済燃料プールの水位が燃料有効長頂部に到達するまでの時間	約260時間
事故発生から7日間での必要注水量 (蒸発分) ※ ^{1, 3}	約 410m ³
事故発生から7日間での必要注水量 (蒸発+スロッシング分) ※ ^{2, 3}	約 490m ³

※1：蒸発による水位低下分を補うために必要な注水量

※2：蒸発による水位低下分+スロッシングによる水位低下分を補うために必要な注水量

※3：10 m³未満を切上げて表示

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

下線部：今回提出資料

< 添付資料 目次 >

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

- (1) 代替燃料プール注水系（注水ライン）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項 a）, b））
- (2) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項 a）, b）, 第3項 a）, b）, c））
- (3) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の設置（設置許可基準規則の解釈の第2項 a）, b）, 第3項 a）, b）, c））
- (4) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲（大気への拡散抑制）（設置許可基準規則の解釈の第3項 c））
- (5) 代替燃料プール冷却設備の設置
- (6) 使用済燃料プール監視設備の設置（設置許可基準規則の解釈の第4項 a）, b）, c））
- (7) 消火系による使用済燃料プール注水の整備
- (8) 補給水系による使用済燃料プール注水の整備
- (9) ステンレス鋼板等による漏えい緩和の整備
- (10) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却の整備
- (11) 代替燃料プール注水系の海水の利用

3.11.2 重大事故等対処設備

3.11.2.1 代替燃料プール注水系（注水ライン）

3.11.2.1.1 設備概要

3.11.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
- (2) 可搬型代替注水大型ポンプ
- (3) 代替淡水貯槽

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（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
- (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
- (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.11.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
- (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
- (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）

3.11.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

- (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）
 - (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）
- 3.11.2.2 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）
- 3.11.2.2.1 設備概要
 - 3.11.2.2.2 主要設備の仕様
 - (1) 可搬型代替注水大型ポンプ
 - (2) 可搬型スプレイノズル
 - (3) 代替淡水貯槽
 - 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（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）
 - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
 - 3.11.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）
 - (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
 - (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
 - (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
 - (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
 - (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

- (6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）
 - (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）
- 3.11.2.3 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）
- 3.11.2.3.1 設備概要
 - 3.11.2.3.2 主要設備の仕様
 - (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
 - (2) 可搬型代替注水大型ポンプ
 - (3) 常設スプレイヘッド
 - (4) 代替淡水貯槽
 - 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（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）
 - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
 - 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（常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）
 - (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
 - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
 - (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）

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（可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (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）
- (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）

3.11.2.4 代替燃料プール冷却設備

3.11.2.4.1 設備概要

3.11.2.4.2 主要設備の仕様

- (1) 代替燃料プール冷却系ポンプ
- (2) 代替燃料プール冷却系熱交換器
- (3) 使用済燃料プール
- (4) 緊急用海水ポンプ

3.11.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
- (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.11.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等

対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(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）

3.11.2.5 使用済燃料プール監視設備

3.11.2.5.1 設備概要

3.11.2.5.2 主要設備の仕様

(1) 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）

(2) 使用済燃料プール温度（SA）

(3) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

(4) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

(5) 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

3.11.2.5.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.5.3.1 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（設置許可基準規則第43条第1項一）

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.11.2.5.3.2 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）

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(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）

3.11.2.4 代替燃料プール冷却設備

3.11.2.4.1 設備概要

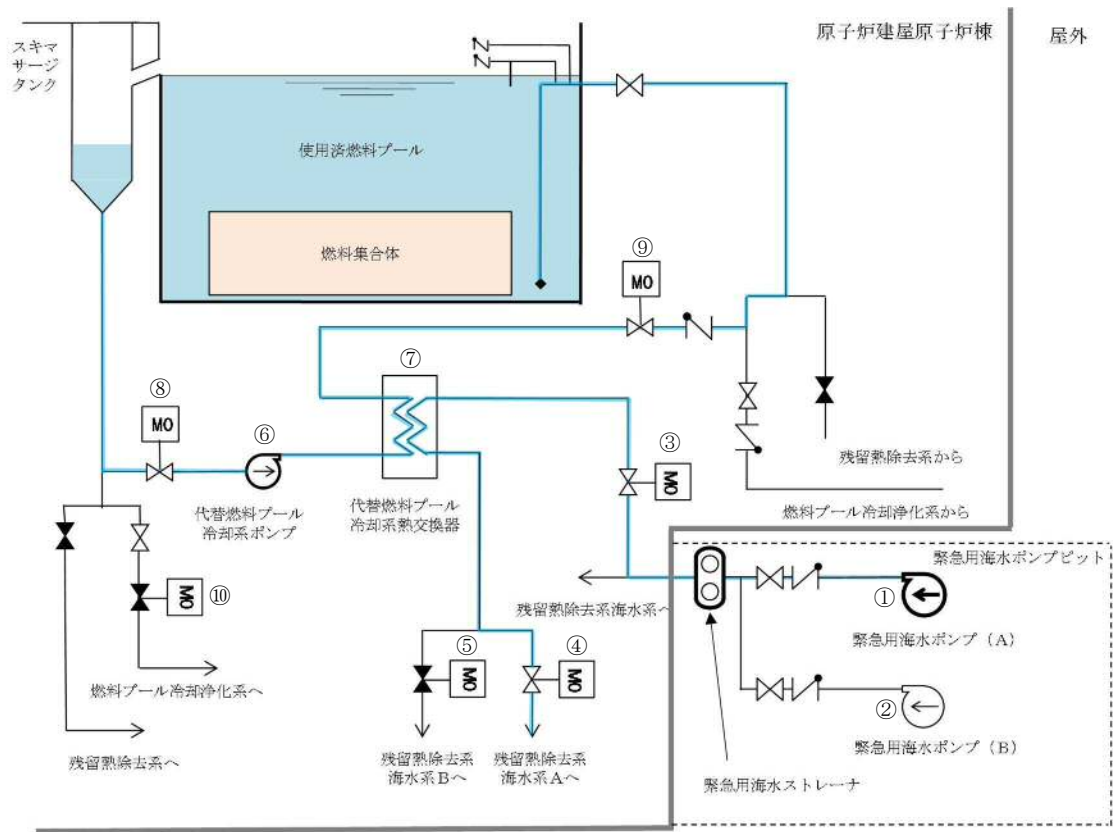
代替燃料プール冷却設備は、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）及び残留熱除去系海水系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合に、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するため、使用済燃料プール水を冷却することを目的として設置するものである。

本システムは、代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側に使用済燃料プール水を送水する代替燃料プール冷却系と代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側に海水を送水する緊急用海水系で構成され、代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側を流れる海水にて、一次側を流れる使用済燃料プール水を冷却することにより使用済燃料プールを冷却する設計とする。

代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールを水源として代替燃料プール冷却系ポンプにより使用済燃料プール水を流路であるスキマサージタンク燃料プール冷却浄化系配管・弁及び代替燃料プール冷却系配管・弁を経由して代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側に送水され、代替燃料プール冷却系熱交換器にて冷却された使用済燃料プール水は、使用済燃料プールへ戻る循環系統である。緊急用海水系は、非常用取水設備である緊急用海水ポンプピットから緊急用海水ポンプにより取水した海水を緊急用海水系配管・弁及び残留熱除去系海水系配管・弁を経由して代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側に送水され、代替燃料プール冷却系熱交換器を通過した海水は、最終的な熱の逃がし場である海へ放水される系統である。

代替燃料プール冷却設備の系統概要図を第 3.11-12 図に、重大事故等対処設備を第 3.11-33 表に示す。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの電源は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。



	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ(A)	⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ
②	緊急用海水ポンプ(B)	⑦	代替燃料プール冷却系熱交換器
③	緊急用海水系代替FPC系隔離弁	⑧	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
④	緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁(A)系	⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁
⑤	緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁(B)系	⑩	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁

第 3.11-12 図 代替燃料プール冷却系設備系統図 (残留熱除去系海水系 A 系使用時)

第3.11-33表 代替燃料プール冷却設備に関する重大事故等対処設備

設備区分		設備名
主要設備		代替燃料プール冷却系 代替燃料プール冷却系ポンプ【常設】 代替燃料プール冷却系熱交換器【常設】 使用済燃料プール【常設】* ¹ 緊急用海水系* ⁴ 緊急用海水ポンプ【常設】
関連設備	付属設備	緊急用海水系* ⁴ 緊急用海水ストレーナ【常設】
	水源	—
	流路	代替燃料プール冷却系 代替燃料プール冷却系配管・弁【常設】 燃料プール冷却浄化系配管・弁【常設】 スキマサージタンク【常設】 緊急用海水系* ⁴ 緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備* ⁴ 緊急用海水ポンプピット【常設】 緊急用海水取水管【常設】
	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 常設代替高圧電源装置【常設】
	計装設備* ³	代替燃料プール冷却系 使用済燃料プール水位・温度(SA広域)【常設】 使用済燃料プール温度(SA)【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 緊急用海水系* ⁴ 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)【常設】 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)【常設】 サプレッション・プール水温度【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 : 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 : 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。
 * 4 : 緊急用海水系及び非常用取水設備については「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。

3.11.2.4.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 代替燃料プール冷却系ポンプ

型 式	うず巻形
個 数	1
容 量	約 124m ³ /h
全 揚 程	約 40m
最高使用圧力	0.98MPa[gage]
最高使用温度	80℃
材 料	炭素鋼
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟 4 階
電動機出力	約 30kW

(2) 代替燃料プール冷却系熱交換器

型 式	プレート式
個 数	1
伝 熱 容 量	約 2.31MW
最高使用圧力	
一次側	0.98MPa[gage]
二次側	0.98 MPa[gage]
最高使用温度	
一次側	80℃
二次側	66℃
材 料	
側 板	炭素鋼

伝熱板	ステンレス鋼
取付箇所	原子炉建屋原子炉棟 4階

(3) 使用済燃料プール

種類	ステンレス鋼内張りプール形 (ラック貯蔵方式)
貯蔵能力	全炉心燃料の約290%相当分

(4) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型式	ターボ形
個数	1 (予備 1)
容量	約 844m ³ /h
全揚程	約 130m
最高使用圧力	2.45MPa [gage]
最高使用温度	38°C
本体材料	ステンレス鋼
取付箇所	地下格納槽
電動機出力	約 510kW

3.11.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 環境条件（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。

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は，原子炉建屋原子炉棟内に設置している設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.11-34表に示す設計とする。

(54-3-12, 13)

第3.11-34表 想定する環境条件

(代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器)

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内で想定される環境温度，環境圧力，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	屋外に設置する設備ではないため，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	代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側は，海水を通水することはない。 代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側は，常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。
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設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(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・検査性について」に示す。

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプを運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁の開操作及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁の開操作を行った後、中央制御室からのスイッチ操作により代替燃料プール冷却系ポンプを起動し代替燃料プール冷却系の循環運転を行う。また、中央制御室のスイッチにより、緊急用海水ポンプを起動し、代替燃料プール冷却系熱交換器へ海水の供給を行う。

代替燃料プール冷却系の操作に必要なポンプ及び弁を第3.11-35表に示す。

代替燃料プール冷却系ポンプの起動・停止・運転状態及び弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面表示等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。

中央制御室のスイッチを操作するに当たり、運転員等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。また、スイッチには機

器の名称等を表示した銘板の取付け等又は画面表示等により、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(54-3-12, 13)

第3. 11-35表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
代替燃料プール冷却系ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	中央制御室
代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
燃料プール冷却浄化系入口隔離弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室

(3) 試験検査（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、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・検査性について」に示す。

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、第3.11-36表に示すように原子炉運転中又は原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプは、分解検査として、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。弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

代替燃料プール冷却系熱交換器は、分解検査として、フレームを取り外して、熱交換器部品（プレート等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、

本システムを使った機能・性能試験を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については，弁動作確認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。ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁については，機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。

(54-5-4, 5)

第3.11-36表 代替燃料プール冷却系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ及び熱交換器の運転性能
		ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認 ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁の外観の確認
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認
熱交換器の部品の表面状態を，目視により確認		

(4) 切替の容易性（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・検査性について」に示す。

代替燃料プール冷却系は、本来の用途として使用する。

(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，悪影響防止等について」に示す。

代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び熱交換器は、通常待機時は代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁を閉止しておくことで、燃料プール冷却浄化系と隔離する系統構成としており、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却を行う場

合は、重大事故等対象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。隔離弁については第3.11-37表に示す。

(54-3-12, 13)

第3.11-37表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	電動駆動	通常時閉
	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁		電源喪失時閉
	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(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。

代替燃料プール冷却系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.11-38表に示す。

代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁、代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁及び燃料プール冷却浄化系入口隔

離弁は、原子炉建屋原子炉棟に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少なくなるよう設計する。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可能な設計とする。

(54-3-12, 13, 54-4-5)

第3.11-38表 代替燃料プール冷却系操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
代替燃料プール冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系入口隔離弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室

3.11.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(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。

代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系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、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。

代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は、設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能と同等とし、約2.31MWで設計する。

また、燃料プール水を冷却可能な容量として、1個で約 $124\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な代替燃料プール冷却系ポンプ1個使用する設計とする。

全揚程は、燃料プール水を冷却可能な容量で送水する場合の圧損（使用済燃料プールからの取出位置と使用済燃料プールへの注水位置の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類の圧損）を考慮して、約40mを確保可能な設計とする。

(54-6-8~14)

(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，悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、共用しない。

(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，悪影響防止等について」に示す。

代替燃料プール冷却系である代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は，設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器と同時に機能が損なわれないよう，第3.11-39表に示すとおり，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は，燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器に対して原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで位置的分散を図る設計としている。

代替燃料プール冷却系ポンプの電源は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置は，屋外の常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで，原子炉建屋付属棟内に設置された設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプのサポート系として，冷却水を自然冷却とすることで，設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系ポンプの冷却水（自然冷却）に対し多様性を持たせた設計とする。

代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は，燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統と

することで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して多様性を有する設計とする。

第3.11-39表 多様性又は位置的分散

項目	設計基準対象施設	重大事故防止設備
		燃料プール冷却浄化系
ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	代替燃料プール冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟4階	原子炉建屋原子炉棟4階
熱交換器	燃料プール冷却浄化系熱交換器	代替燃料プール冷却系熱交換器
	原子炉建屋原子炉棟4階	原子炉建屋原子炉棟4階
水源	使用済燃料プール	使用済燃料プール
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要(内包油)	不要(内包油)
冷却水	不要(自然冷却)	不要(自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置
	原子炉建屋付属棟地下1階	屋外

3.11.2.5 使用済燃料プール監視設備

3.11.2.5.1 設備概要

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等時に使用済燃料プールの水位、温度及び上部の空間線量率の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、使用済燃料プール監視設備（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は、直流又は交流電源が喪失した場合でも、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。

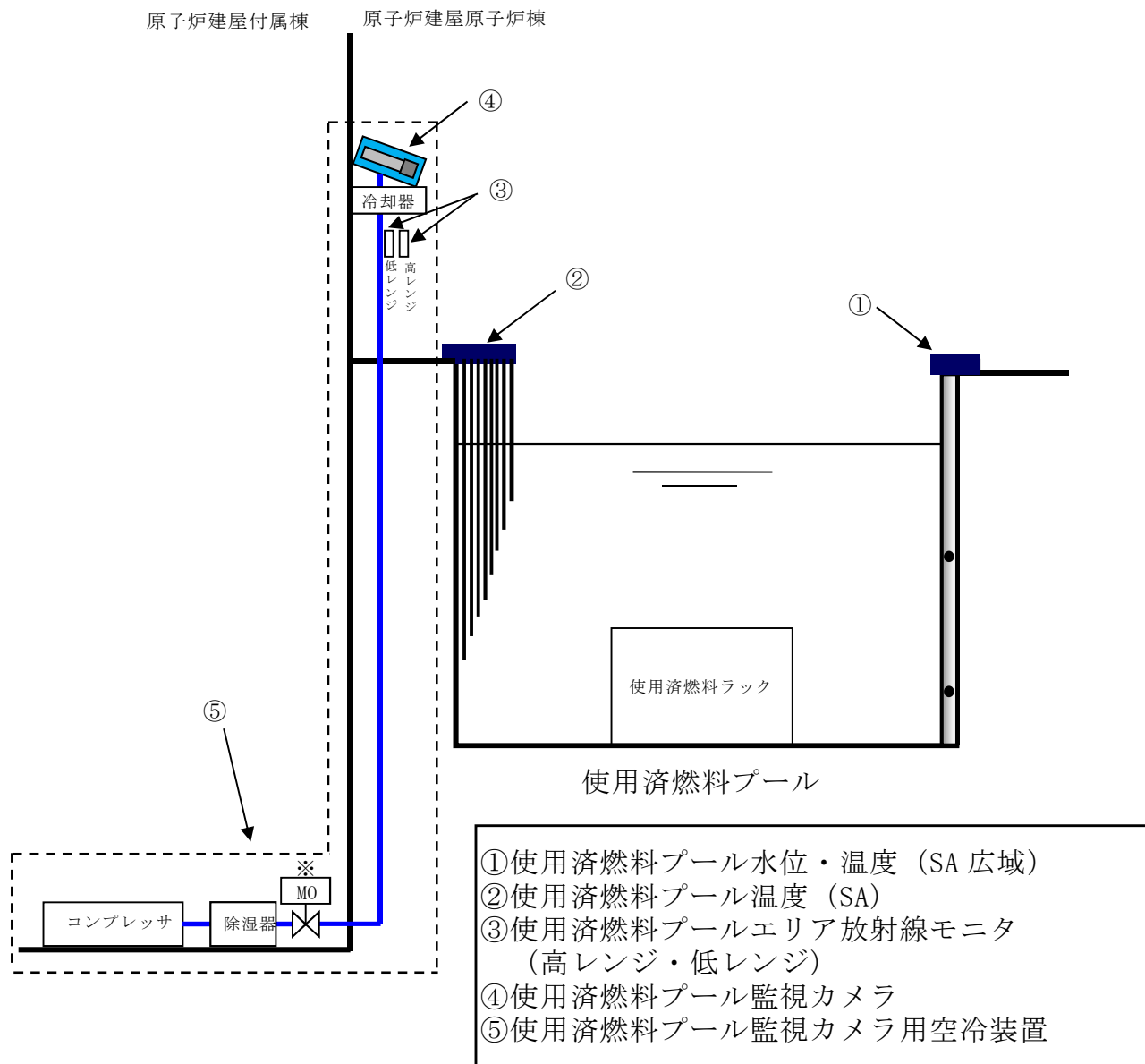
使用済燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を第3.11-40表に、系統概要図を第3.11-14図に示す。

第3.11-40表 使用済燃料プール監視設備に関する重大事故対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）【常設】 使用済燃料プール温度（SA）【常設】 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む）
付属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備*1（燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】
計装設備	—

*1：単線結線図を補足説明資料52-2-2,3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。



	弁名称
※	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

第3.11-14図 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

3.11.2.5.2 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を以下に示す。

(1) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数	水位 : 1 温度 : 1 (検出点 2 箇所)
計 測 範 囲	水位 : EL. 35, 077mm~46, 577mm [※] 温度 : 0~120℃
種 類	水位 : ガイドパルス式 温度 : 測温抵抗体
取 付 箇 所	水位 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階 温度 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

※使用済燃料ラック上端 (EL. 39, 377mm) , 使用済燃料ラック底部 (EL. 35, 097mm)

(2) 使用済燃料プール温度 (SA)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数	: 1
計 測 範 囲	: 0~120℃
種 類	: 熱電対
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 6 階

(3) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）
- ・ 放射線管理設備（重大事故等時）

個 数	: 1
計 測 範 囲	: $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$
種 類	: イオンチェンバ
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 6 階

(4) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）
- ・ 放射線管理設備（重大事故等時）

個 数	: 1
計 測 範 囲	: $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$
種 類	: イオンチェンバ
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 6 階

(5) 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 : 1

種 類 : 赤外線カメラ

取付箇所 赤外線カメラ : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

空冷装置 : 原子炉建屋付属棟 4 階

3.11.2.5.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.11.2.5.3.1 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（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。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは，原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから，重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.11-41表に示す。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，原子炉建屋附属棟内に設置する設備であることから，重大事故等時における原子炉建屋附属棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.11-41表に示す。

第 3.11-41 表 想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	使用済燃料プール監視設備の設置場所である原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟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	屋外に設置する設備ではないため，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設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内又は原子炉建屋付属棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

(54-3-16, 17)

(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・検査性について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラによる使用済燃料プールの監視パラメータ及び状況は，重大事故等時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。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、中央制御室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等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。

中央制御室のスイッチで操作するにあたり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により、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。操作対象機器を第3.11-42表に示す。

第3.11-42表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	停止⇒起動	スイッチ操作	原子炉建屋付属棟3階 (中央制御室)
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁	全閉⇒全開	スイッチ操作	原子炉建屋付属棟3階 (中央制御室)

(54-3-16, 17)

(3) 試験検査（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・検査性について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料プール温度（SA）は、運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。使用済燃料プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料プール温度（SA）は、原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査として、検出器の温度1点確認、絶縁抵抗測定及び計器校正を実施し健全性の確認を行う。

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、機能・性能検査として、標準線源を用いた検出器の線源校正が可能な設計とする。また、演算装置に模擬入力を行い計器校正が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは、原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。使用済燃料プール監視カメラは、機能・性能検査として、カメラの表示確認、外観点検が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、機能・性能検査として、空冷装置の動作確認、外観点検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。

第3. 11-43～47表に使用済燃料プール監視設備の試験検査を示す。

第3.11-43表 使用済燃料プール監視設備の試験検査
 (使用済燃料プール水位・温度 (SA広域))

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	検出器の絶縁抵抗測定 検出器の温度1点確認 計器校正

(54-5-6)

第3.11-44表 使用済燃料プール監視設備の試験検査
 (使用済燃料プール温度 (SA))

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	検出器の絶縁抵抗測定 検出器の温度1点確認 計器校正

(54-5-7)

第3.11-45表 使用済燃料プール監視設備の試験検査
 (使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ))

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	検出器の線源校正 計器校正

(54-5-7)

第3.11-46表 使用済燃料プール監視設備の試験検査
 (使用済燃料プール監視カメラ)

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	カメラの表示確認 外観点検

(54-5-8)

第3.11-47表 使用済燃料プール監視設備の試験検査

(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置)

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	空冷装置の動作確認 外観点検

(54-5-8)

(4) 切替えの容易性 (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・検査性について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) , 使用済燃料プール温度 (SA) , 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラは、本来の用途以外の用途には使用せず、切替しない設計とする。

なお、使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置の弁操作及び起動操作は、速やかに実施可能な設計とする。使用済燃料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、第3.11-15図に示す。

(54-4-6)

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分									
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	準備									
										起動操作		

第 3.11-15 図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動タイムチャート*

* : 「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」への適合方針についての 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，悪影響防止等について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，他の設備から独立して使用可能なことにより，他の設備に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。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度

(SA) , 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラによる使用済燃料プールの監視パラメータ及び状況は、重大事故等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。

使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置は、原子炉建屋付属棟4階に設置し、中央制御室にて操作する設計であり現場における操作は発生しない。また、使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置の設置場所及び操作場所を第3.11-48表に示す。

第3.11-48表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋付属棟4階	中央制御室
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁	原子炉建屋付属棟4階	中央制御室

(54-3-16, 17)

3.11.2.5.3.2 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。

使用済燃料プール水位・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水位の範囲（N.W.Lから-0.619m）及び温度の範囲（0～100℃）にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プール温度（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温度の範囲（0～100℃）にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（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（3.0mSv/h以下）にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラは（使用済燃料プール監視カメラ用冷却装置を含む）は、重大事故等時において蒸気環境下での監視性を考慮して、赤外線機能により使用済燃料プールの状況が把握できる設計とする。また、使用済燃料プール監視カメラの設置場所は、使用済燃料プールの状況が確認できるよう視野を考慮した設計とする。なお、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟の環境温度での使用を想定し、耐環境性向上を図る設計とする。

(54-6-19～25)

(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，悪影響防止等について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料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，悪影響防止等について」に示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は，共通要因によって設計基準事故対処設備である使用済燃料プール水位，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト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，可能な限り異なる階層や使用済燃料プール内の異なる場所に設置することによる位置的分散を図り，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。

また，使用済燃料プール水位・温度（SA広域），使用済燃料プール温度（SA），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）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。

使用済燃料プール監視設備の多様性，位置的分散については，第3.11-49表に示す。

(54-2-2, 3)

(54-11-19～21)

第 3.11-49 表 使用済燃料プール監視設備の多様性、位置的分散

項目	設計基準対象施設			重大事故等対処設備		
	名称	設置場所	検出方式	名称	設置場所	検出方式
水位	使用済燃料プール水位	原子炉棟 6階	ディスプレイサ/ フロート式	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉棟 6階	ガイドパ ルス式
温度	使用済燃料プール冷却浄 化系ポンプ入口温度	原子炉棟 4階	熱電対	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉棟 6階	測温抵抗 体
	使用済燃料プール温度	原子炉棟 6階	熱電対	使用済燃料プール温 度 (SA)	原子炉棟 6階	熱電対
放射線	燃料取替フロア燃料プー ルエリア放射線モニタ	原子炉棟 6階	半導体	使用済燃料プールエ リア放射線モニタ (高レンジ・低レン ジ)	原子炉棟 6階	電離箱
	原子炉建屋換気系燃料取 替床排気ダクト放射線モ ニタ	原子炉棟 6階	半導体			
	原子炉建屋換気系排気ダ クト放射線モニタ	原子炉棟 3階	半導体			
カメラ	—	—	—	使用済燃料プール監 視カメラ	原子炉棟 6階	赤外線

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

下線部：今回提出範囲

< 目 次 >

1.11.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料
プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び
設備

(a) 使用済燃料プールの監視

(b) 代替電源による給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び
設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1.11.2 重大事故等時の手順

1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
- c. 補給水系による使用済燃料プール注水
- d. 消火系による使用済燃料プール注水

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プールのスプレー

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレー
- b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレー（淡水／海水）
- c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレーノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレー（淡水／海水）

(2) 漏えい緩和

- a. 使用済燃料プール漏えい緩和

(3) 大気への拡散抑制

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

(4) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

(1) 使用済燃料プールの状態監視

a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

b. 代替電源による給電

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.11.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.11.2 自主対策設備仕様

添付資料1.11.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.11.4 重大事故対策の成立性

1. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系
(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水
／海水)

(1) 代替燃料プール注水系(注水ライン)として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水(淡水／海水)

(2) 系統構成

2. 補給水系による使用済燃料プール注水

3. 消火系(消火栓)による使用済燃料プール注水

4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水
5. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
6. 使用済燃料プール漏えい緩和
7. 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

添付資料1.11.5 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料1.11.6 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について

添付資料 1.11.7 手順のリンク先について

1.11.1 対応手段と設備の選定 (2) 対応手段と設備の選定の結果
c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備
(a) 使用済燃料プールの監視

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、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、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

(b) 代替電源による給電

上記「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備について、交流又は直流電源の喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

1.11.1 対応手段と設備の選定 (2) 対応手段と設備の選定の結果
d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備
(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (1/2)

- ・使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)

(c) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) c. (b) 代替電源による給電」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) は重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合に、緊急用海水ポンプ又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、代替燃料プール冷却系にて使用済燃

1.11.1 対応手段と設備の選定 (2) 対応手段と設備の選定の結果
d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備
(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (2/2)

料プールを冷却する手段がある。

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替燃料プール冷却系ポンプ
- ・ 代替燃料プール冷却系熱交換器
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.11.1(2) d. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」で使用する設備のうち、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、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、使用済燃料プールを冷却することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用）

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替燃料プール冷却系が使用可能であれば、使用済燃料プールを冷却する手段とし

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順
(1) 使用済燃料プールの状態監視 a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 (1/3)

「1.11.1(2) b. (a) 使用済燃料プールスプレイ」によるスプレイが実施できない場合に、大気への拡散抑制を実施する。

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール監視設備の環境条件は、使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下のため100℃を超えることはない。）、高湿度の環境が考えられるが、使用済燃料プール監視設備の構造及び設置位置により、事故時環境下においても使用できる。

なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置にて空気を供給する設計とする。

使用済燃料プール監視設備は、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が可能であり、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の監視を行う。

また、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラは常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電され、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車から給電することにより、使用済燃料プールの監視を実施する。

(1) 使用済燃料プールの状態監視

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順
(1) 使用済燃料プールの状態監視 a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 (2/3)

通常時は、設計基準対象施設である使用済燃料プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタにより状態監視を実施する。

重大事故等時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む）により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備である監視設備は常設設備であり可搬型設備を必要としない。また、通常時より常時監視が可能な設備であり、継続的に監視を実施する。

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合。

②使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順
(1) 使用済燃料プールの状態監視 a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 (3/3)

が上昇していることを確認した場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-17図に、タイムチャートを第1.11-18図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール水位が視認できること、及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

③運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁を開とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。

④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。

⑤運転員等は、発電長に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替電源による給電

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順
(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (1/9)

交流又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プール監視設備へ給電する手順を整備する。

なお、代替電源により使用済燃料プール監視設備へ給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合は、緊急用海水系又は代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プール冷却を実施する。なお、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近でない場合は、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1) 使用済燃料プールのスプレイ」により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とし、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を実施する。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、代替燃料プール冷却系に必要な冷却水が確保されている場合において、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近に維持可能な場合。

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却手順の概要は

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順
(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (2/9)

以下のとおり。

概要図を第1.11-19図に、タイムチャートを第1.11-20図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること、及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。
- ④運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁を開とする。
- ⑧運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ^{※3}

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順
(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (3/9)

を起動し、使用済燃料プール冷却が開始されたことを使用済燃料プール温度の低下により確認した後、発電長に報告する。

※3：代替燃料プール冷却系は、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に、代替燃料プール冷却系を停止し、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）により使用済燃料プールの冷却を実施する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等から発生する崩壊熱により、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を選択し、使用済燃料プールの冷却を実施する。ただし、燃料プール冷却浄化系は非常用電源設備が復旧した場合に、使用済燃料プールの冷却に使用する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(添付資料1.11.5)

(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合。

ii) 操作手順

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順
(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (4/9)

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-21図に、タイムチャートを第1.11-22図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。
- ④運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開にする。
- ⑦運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）の起動を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）を起動し、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順
(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (5/9)

する。

①運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を調整開とし、緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇を確認した後、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(c) 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系が使用できない場合。

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-23図に、タイムチャートを第1.11-24図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備を依頼する。

②災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて代替燃料プー

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (6/9)

ル冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、水源から代替燃料プール冷却系の接続口を決定し、発電長に使用する代替燃料プール冷却系の接続口を連絡する。なお、代替燃料プール冷却系の接続口は、各作業時間（出動準備、移動、代替淡水貯槽蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、西側接続口蓋開放、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる代替燃料プール冷却系東側接続口を優先する。

③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、使用する水源から代替燃料プール冷却系の接続口を指示する。

④重大事故等対応要員は、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。

⑤重大事故等対応要員は、海から代替燃料プール冷却系の接続口までホースの敷設を実施する。

⑥発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

⑧発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成を指示す

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (7/9)

る。

⑨運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁が閉していることを確認する。

⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開にする。

⑪運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。

⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を連絡する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、代替燃料プール冷却系西側接続口又は代替燃料プール冷却系東側接続口の弁が閉していることを確認した後、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。

⑯重大事故等対応要員は、ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後、代替燃料プール冷却系西側接続口又は代替燃料プール

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (8/9)

冷却系東側接続口の弁を開とし、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを確認するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを連絡する。

㉑災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。

㉒重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付属の圧力計にて圧力指示値を確認し、代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し、災害対策本部長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、代替燃料プール冷却系

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順
(1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (9/9)

として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替燃料プール冷却系西側接続口を使用した冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，150分以内と想定する。

【代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業できるように，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

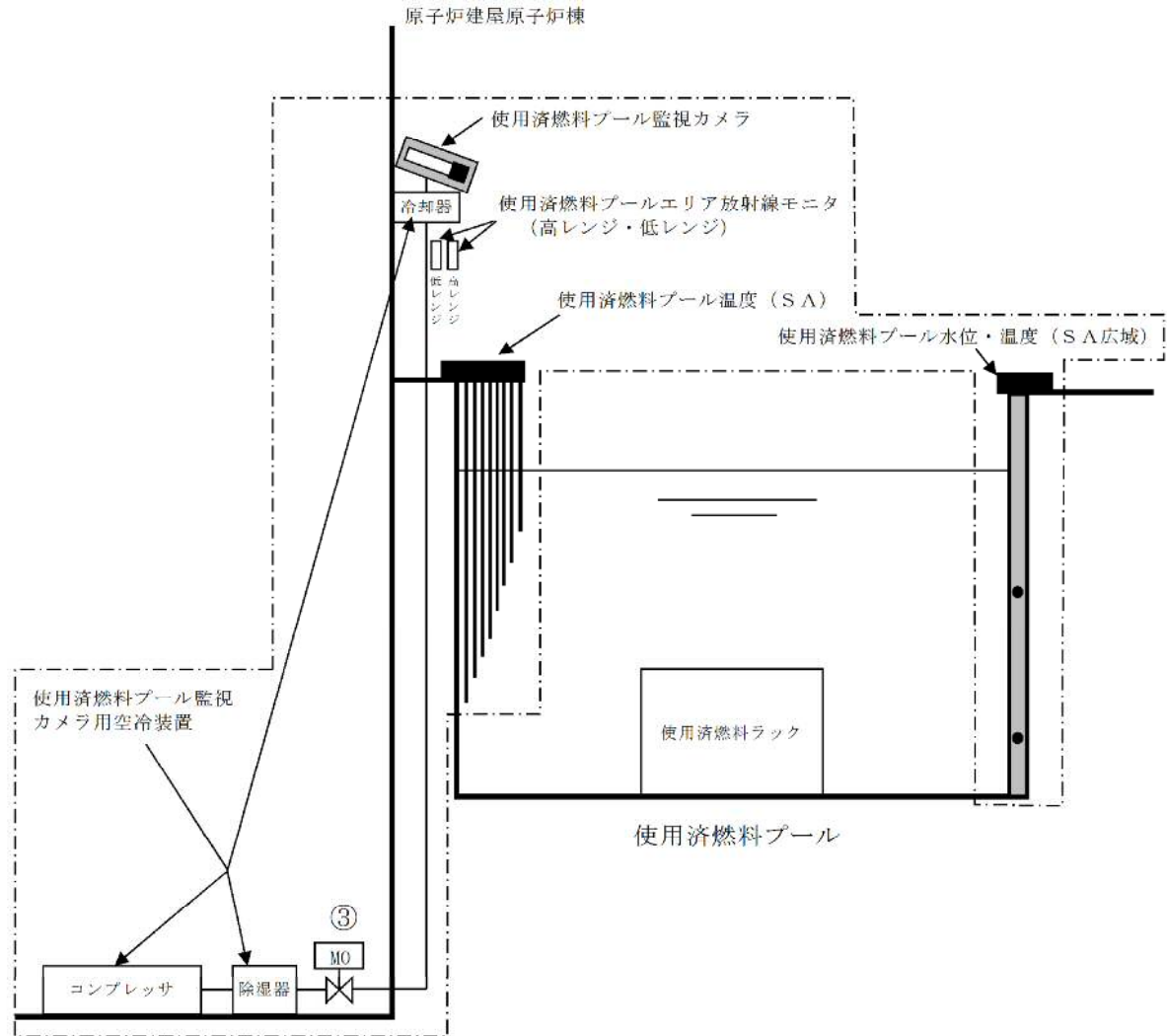
（添付資料1.11.4）

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.11-25図に示す。

使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し，使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合に，緊急用海水系による冷却水の確保を実施し，代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却する。

緊急用海水系が使用できない場合は，代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の確保を実施し，代替燃料プ



操作手順	弁名称
③	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

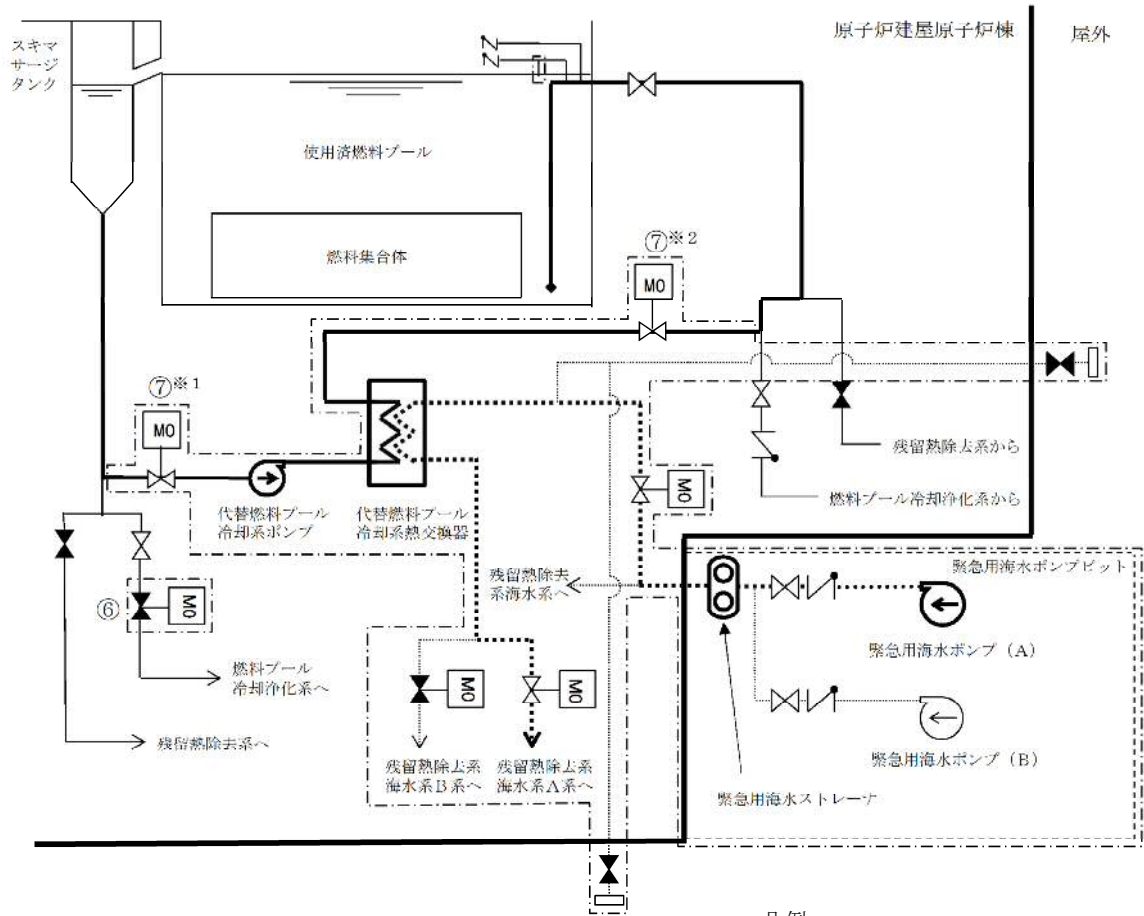
凡例

MO	電動駆動
✕	弁
[---]	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.11-17図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分								
				準備							起動操作	

第1.11-18図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	冷却水
	設計基準対象施設から追加した箇所

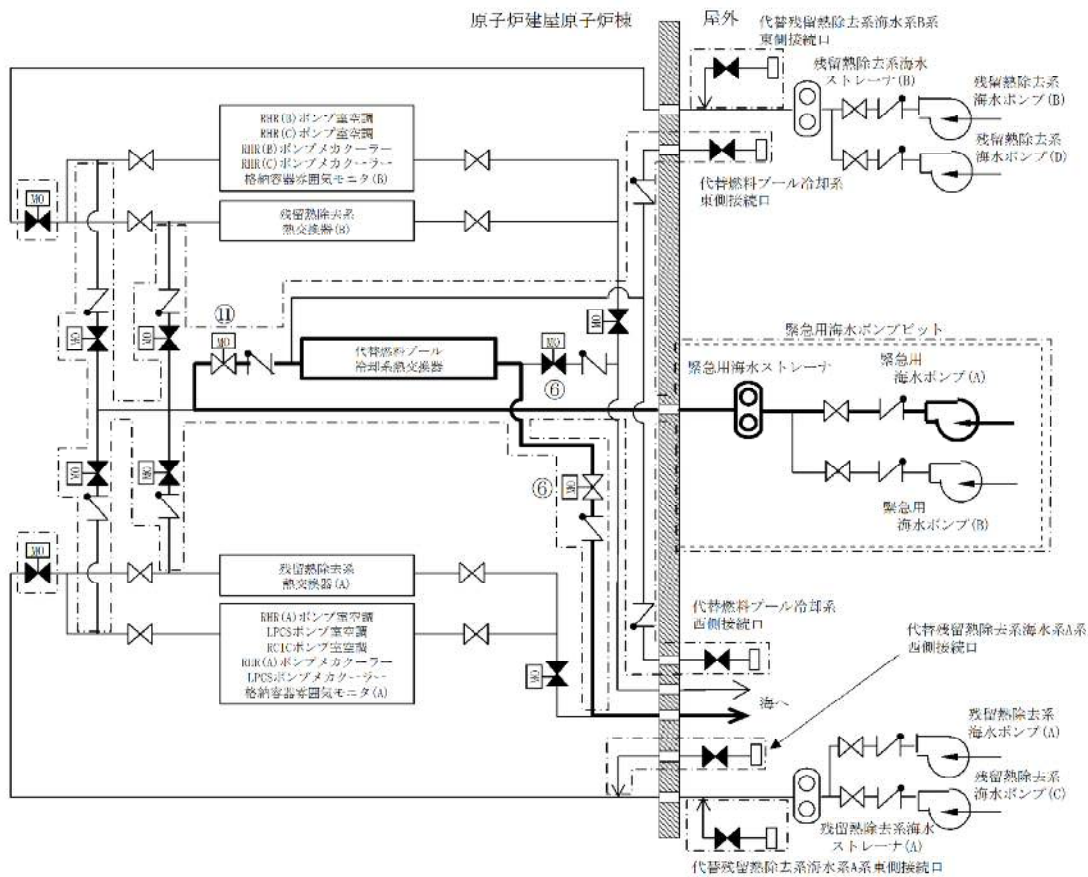
操作手順	弁名称
⑥	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑦※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑦※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.11-19図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 概要図

		経過時間(分)												備考				
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24					
手順の項目	実施箇所・必要員数	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 15分																
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	i	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動					系統構成, 冷却開始操作										
			[Timeline visualization showing task duration from 8:00 to 15:00 minutes]															
			[Timeline visualization showing task duration from 8:00 to 15:00 minutes]															

第1.11-20図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (B)	⑪	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁

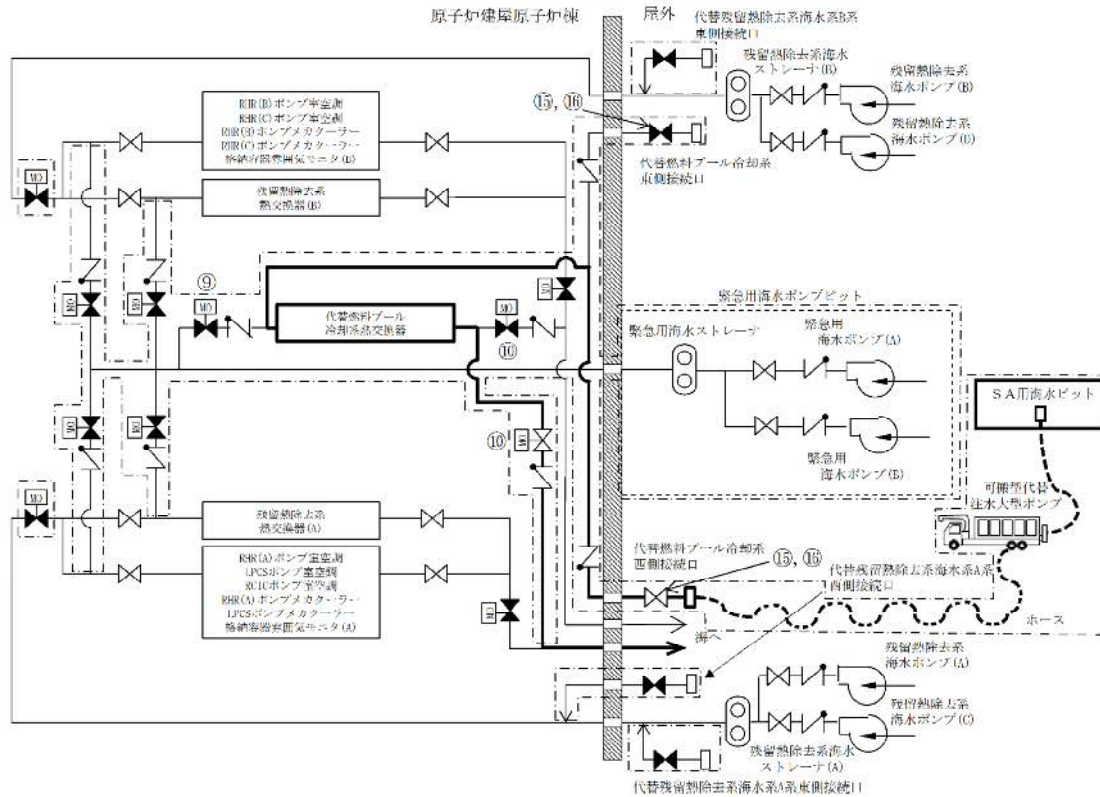
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-21図 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 概要図



※1：緊急用海水系A系による冷却水の確保を示す。また、緊急用海水系B系による冷却水の確保については、冷却水の供給開始まで20分以内と想定する。

第1.11-22図 緊急用海水系による冷却水(海水)の確保 タイムチャート



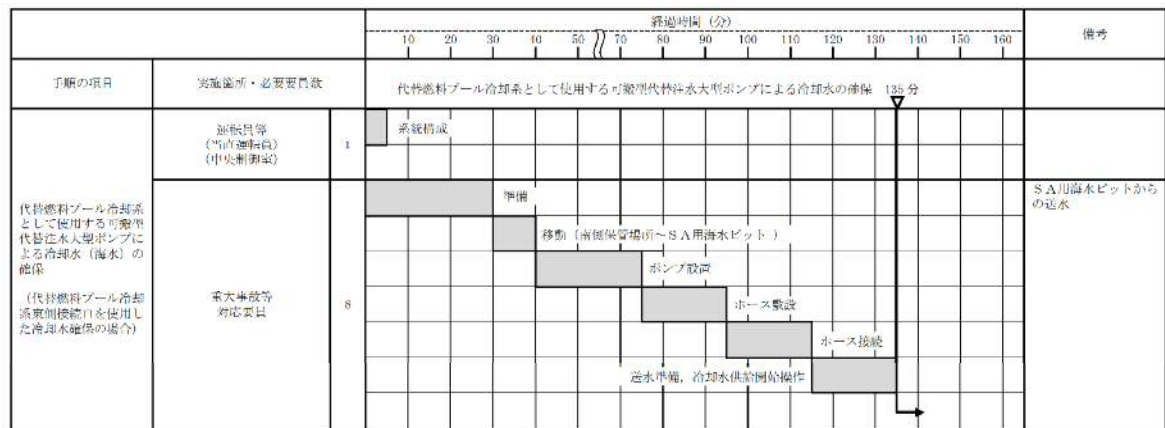
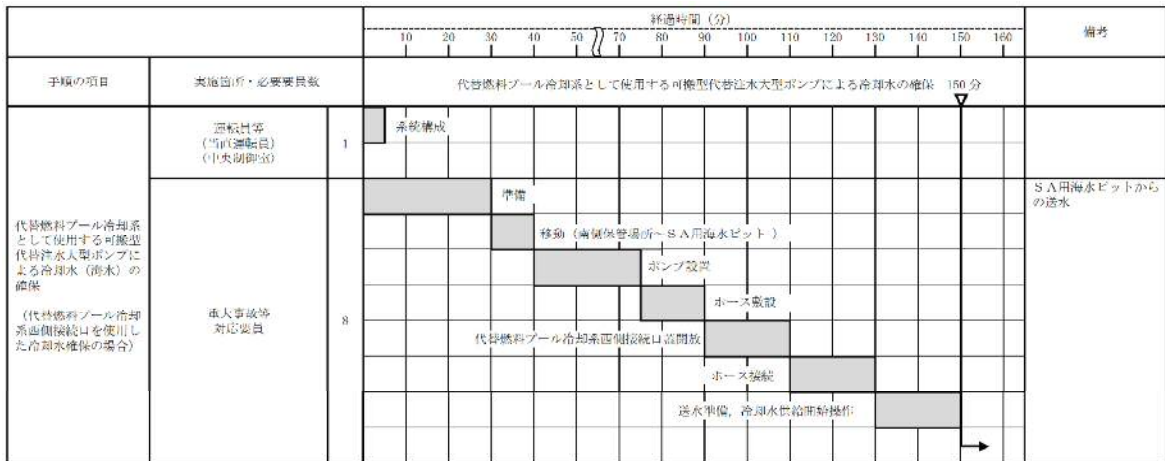
凡例

	ポンプ
	電動駆動
	弁
	逆止弁
	ストレーナ
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑮, ⑯	代替燃料プール冷却系西側接続口の弁, 代替燃料プール冷却系東側接続口の弁
⑩	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A), 代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (B)		

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.11-23図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 概要図



第1.11-24図 代替燃料プール冷却系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水(海水)の確保 タイムチャート

3. 技術的知見③

「原子炉制御室の居住性を確保するための
ブローアウトパネルの閉止機能」の対応
について

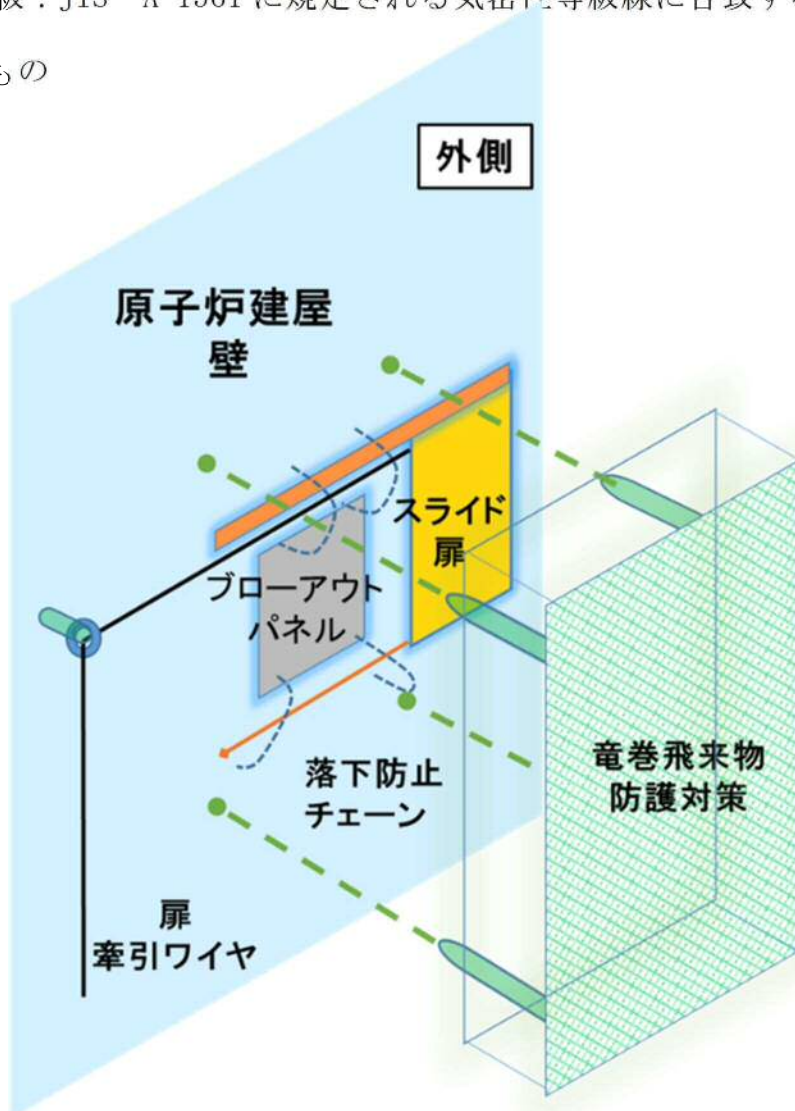
ブローアウトパネル閉止装置等の設計方針

1. 閉止機能付き扉

気密性の高いJIS等級（A4等級）の建具を用いることで原子炉建屋の負圧を確保する。また、扉は、遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより、万一、電源がない状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお、閉止機能案は以下のとおりである。なお、詳細は今後の詳細設計にて決定する。

- ・遠隔閉鎖・・・電動扉方式（SA電源負荷）
- ・手動閉鎖・・・スライド扉にワイヤを取付け、これをウィンチにて引くことで閉止

※1：A4等級：JIS A 1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの

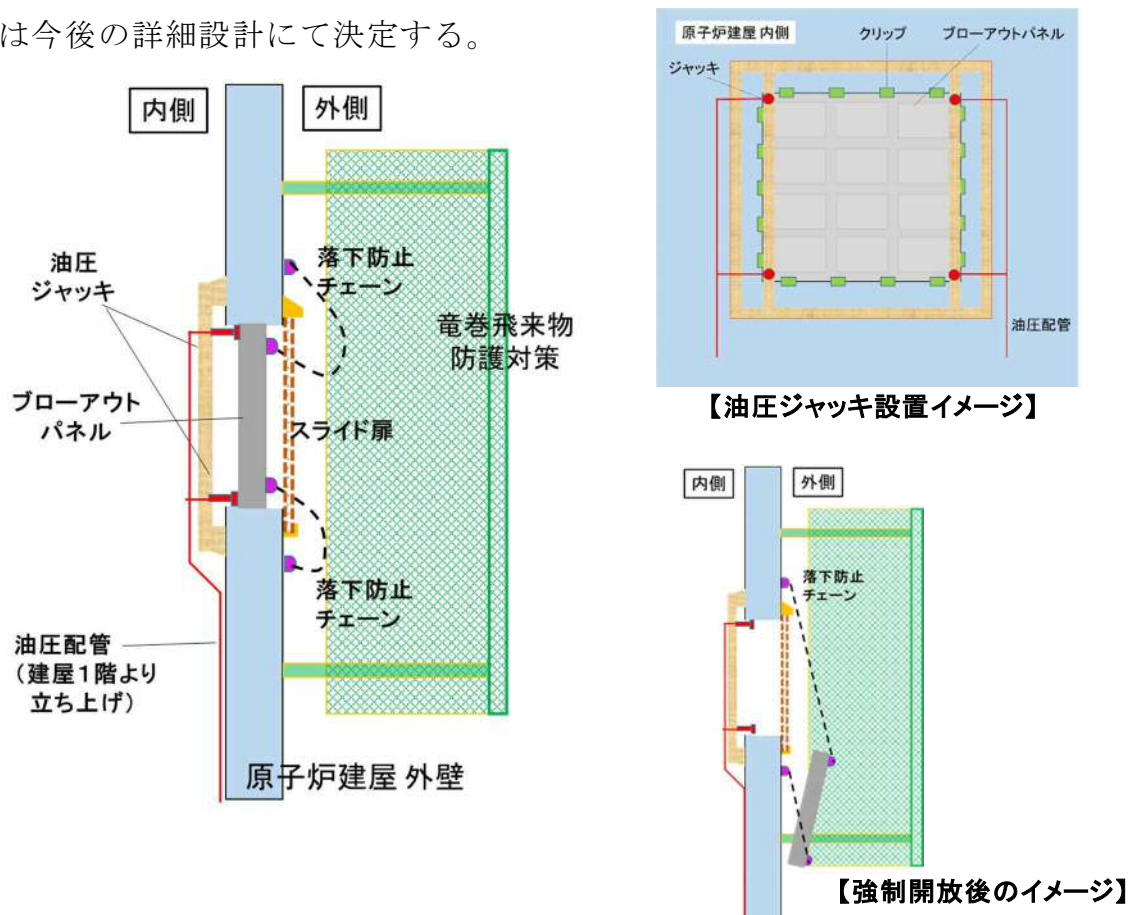


2. 竜巻飛来物防護対策

スライド扉の開閉機能，ブローアウトパネルの開放機能に干渉しないよう防護ネット（40 mmメッシュ）設置する。防護ネットは，ブローアウトパネル正面のみならず，上下左右にも設置し，極力，原子炉建屋外壁との間隙を防護する設計とする。また，運用中は予備ネットを常に確保しておき，パネル開放等で損傷した場合は速やかに修繕が可能なものとする。なお，詳細は今後の詳細設計にて決定する。

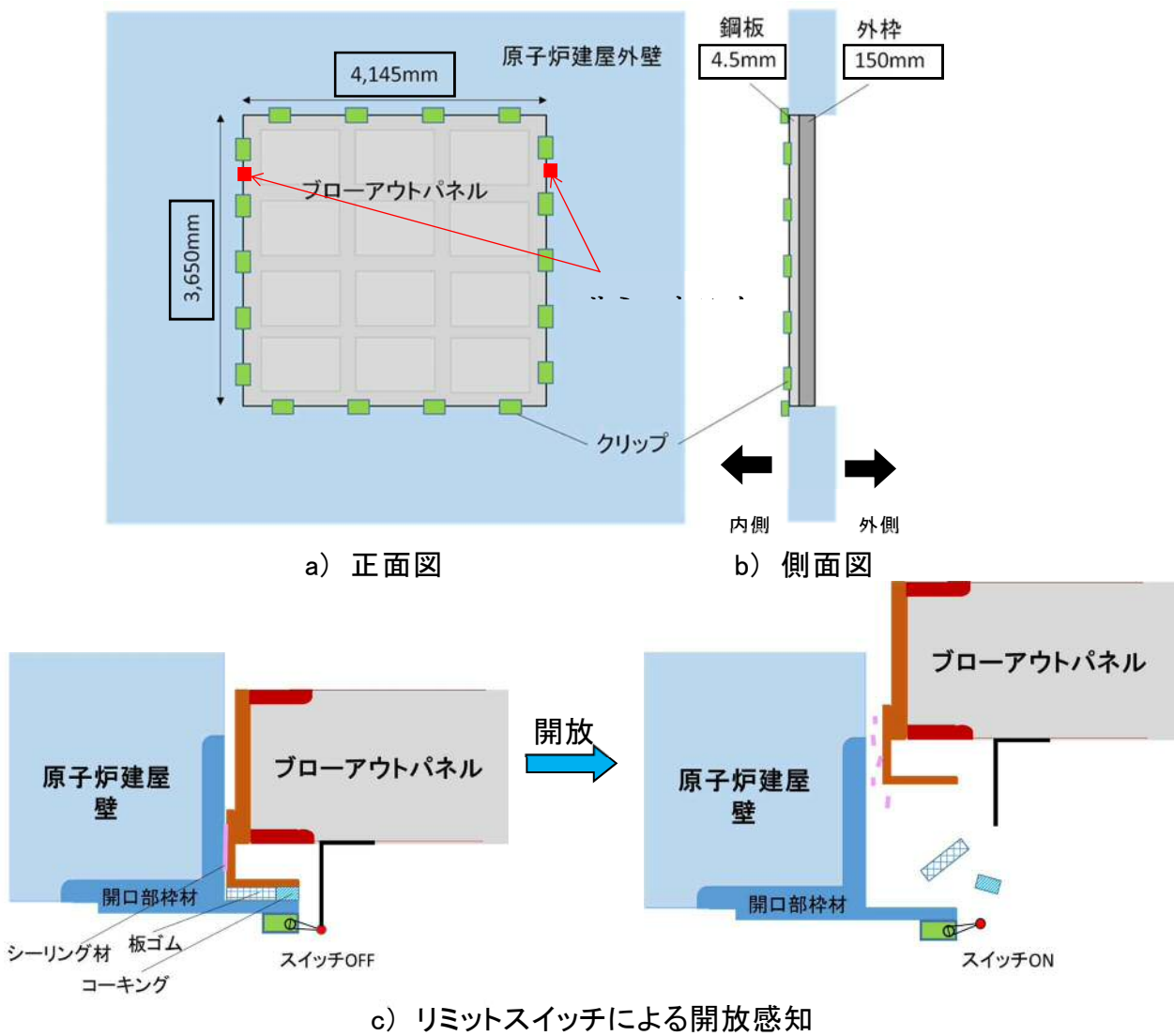
3. 手動開放装置

原子炉建屋内側から油圧ジャッキにより，ブローアウトパネルを強制的に開放する装置を設置する。なお，油圧配管は屋内に敷設し，原子炉建屋1階面から屋外に油圧発生装置を敷設する。開放機構を建屋内に設置することにより，スライド扉，竜巻飛来物防護対策との干渉を回避する設計とする。なお，詳細は今後の詳細設計にて決定する。



4. ブローアウトパネル開放検知装置

各ブローアウトパネルには，リミットスイッチを設置し，開放したブローアウトパネルを特定することにより，対応するスライド扉を閉止し，速やかに原子炉建屋の気密性を確保する設計とする。なお，詳細は今後の詳細設計にて決定する。



原子炉建屋気密性確保の成立性について

「JIS A 1516 建具の気密性試験方法」の気密性等級線A4等級に合致する扉を設置することにより、原子炉建屋の気密性を確保する。なお、以下に示すように、A4等級の扉の許容漏えい量と原子炉建屋ガス処理系の排気量から、原子炉建屋気密性が確保できることを以下に確認した。なお、詳細は今後の詳細設計にて決定する。

- ◆ 設計上の気密要求である圧力差 63Pa において、A4 等級ドア 1m^2 あたりの通気量は、 $12.6\text{m}^3/\text{h}$
- ◆ ブローアウトパネル 12 枚の開口面積合計は、 186.51m^2
- ◆ ブローアウトパネル 12 枚が全て開放し、当該パネルにて全てを再閉止した後の 1h あたりの通気量は、 $2350.02\text{m}^3/\text{h}$
- ◆ SGTS の排風機の容量は $3570\text{m}^3/\text{h}$ であり、上記の通気量を大きく上まわる。（十分に負圧達成が可能）

