

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、事故後短期の格納容器ベント実施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は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対応として、以下の重大事故等対処設備の設計を採用する（下線部はこれまでの設計からの変更点）。

- ① 格納容器過圧破損防止対策として代替循環冷却系の多重化設計の採用
- ② 事故後長期の放射線水分解に伴う格納容器内水素爆発防止対策のため代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）の強化及び格納容器圧力逃がし装置の採用

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を確実に発揮するため、設置許可基準規則43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）。

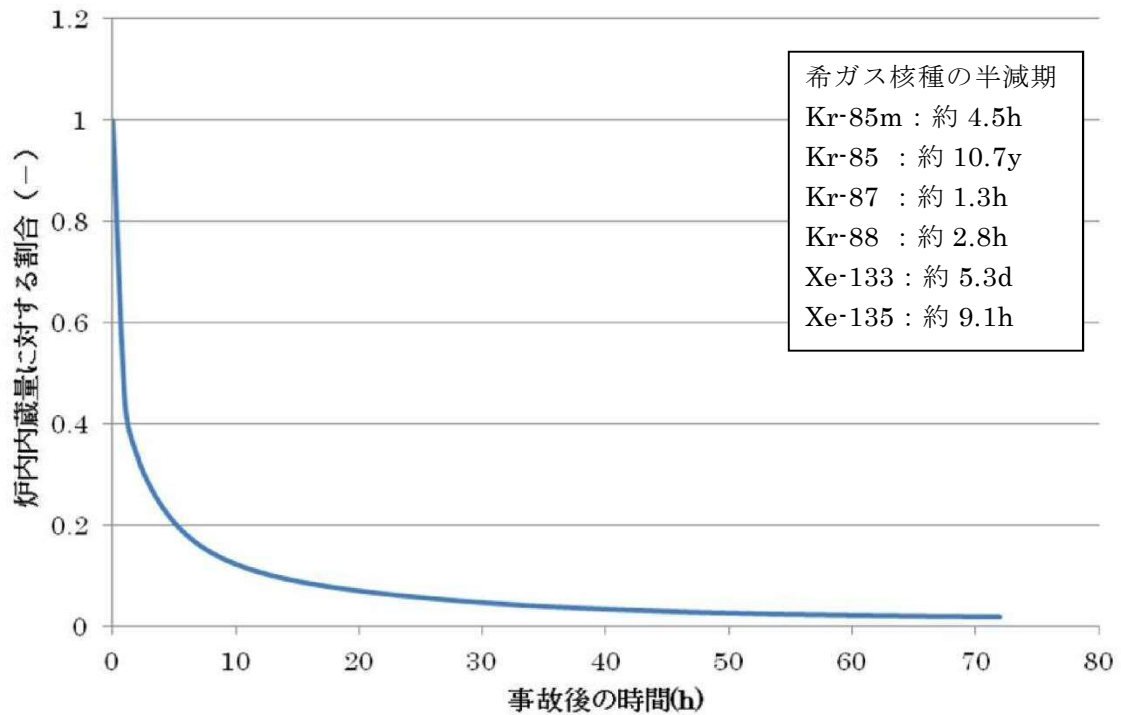
- ・ 代替循環冷却系 2 系列（A 系及び B 系）：約 3×10^{-4} /demand
- ・ 代替循環冷却系 1 系列（A 系のみの場合）：約 2×10^{-3} /demand

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

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、格納容器圧力逃がし装置よりも代替循環冷却系を優先使用する運用とするとともに、重大事故時に機能を確実に発揮可能な設計とする代替循環冷却系を多重化し、代替窒素封入系（可搬型窒素供給装置）の強化等の設備対応を実施する。

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

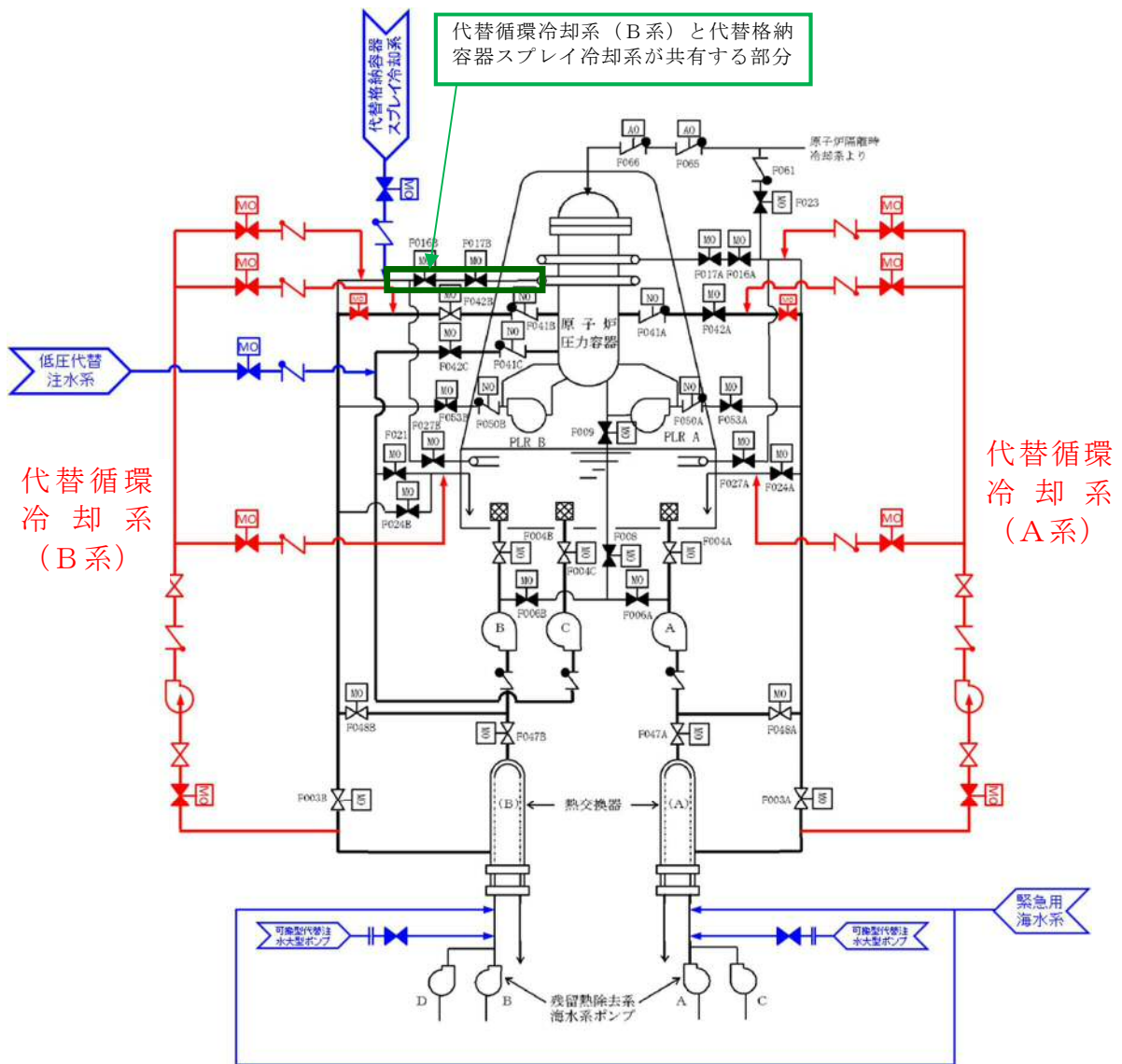
- ・ 格納容器の最高使用圧力 ($P_d : 0.31\text{MPa}[\text{gage}]$) がM a r k - I 型 / I 改型の $0.427\text{MPa}[\text{gage}]$ に比べて低く、炉心損傷後の格納容器スプレイの実施基準 ($1.5P_d$ 到達) における格納容器圧力の絶対値が低いいため格納容器スプレイの効果が小さいことに加えて、上記のとおり格納容器の過圧事象発生時の格納容器圧力の上昇が早いことから、圧力上昇を抑制するために必要な格納容器スプレイ量が多くなる

代替循環冷却系の設計

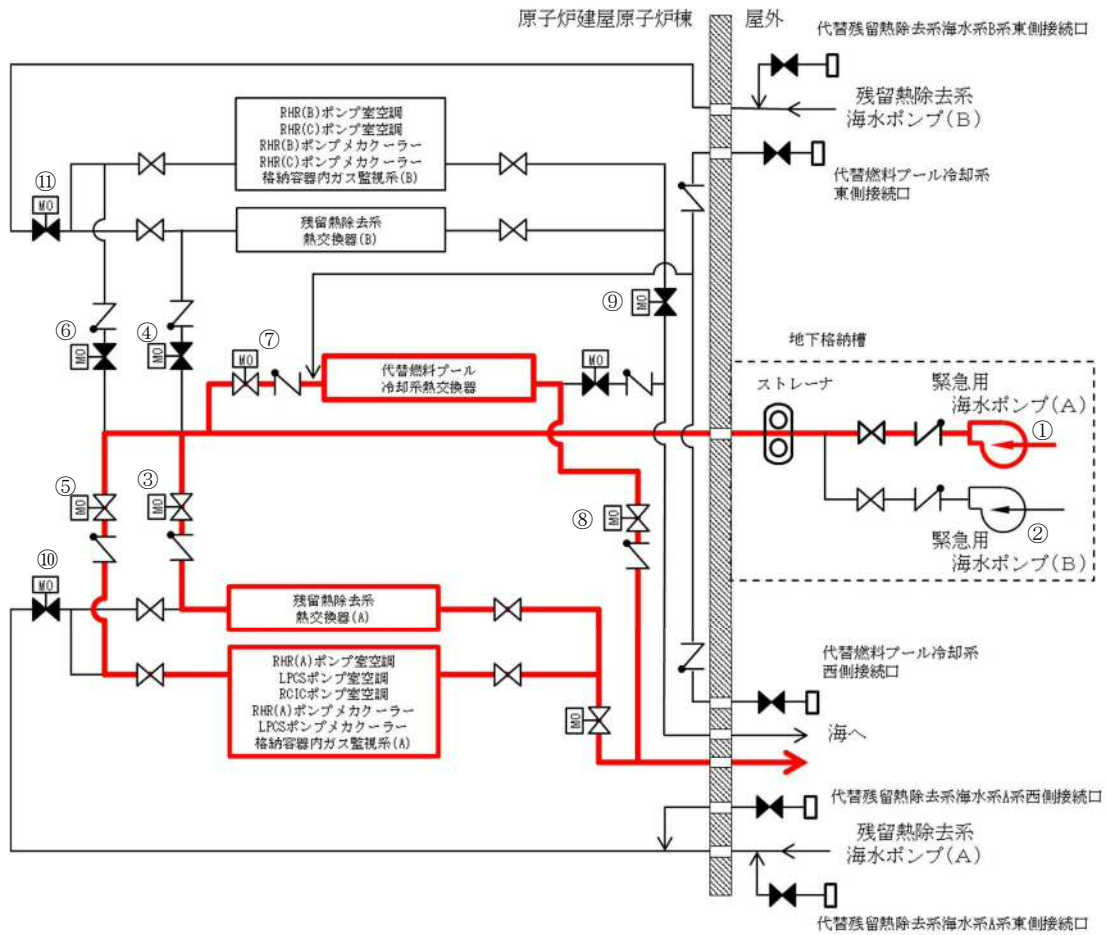
1. 概要

代替循環冷却系の概要は以下のとおり。また、代替循環冷却系の系統概要を第 1 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を第 2 図に、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イ等を実施
- ・ 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からの給電が可能な設計
- ・ 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）の格納容器スプレイラインと代替格納容器スプレイ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)

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. 代替循環冷却系の基本設計方針

3.1 設置許可基準規則の適合性

【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）。

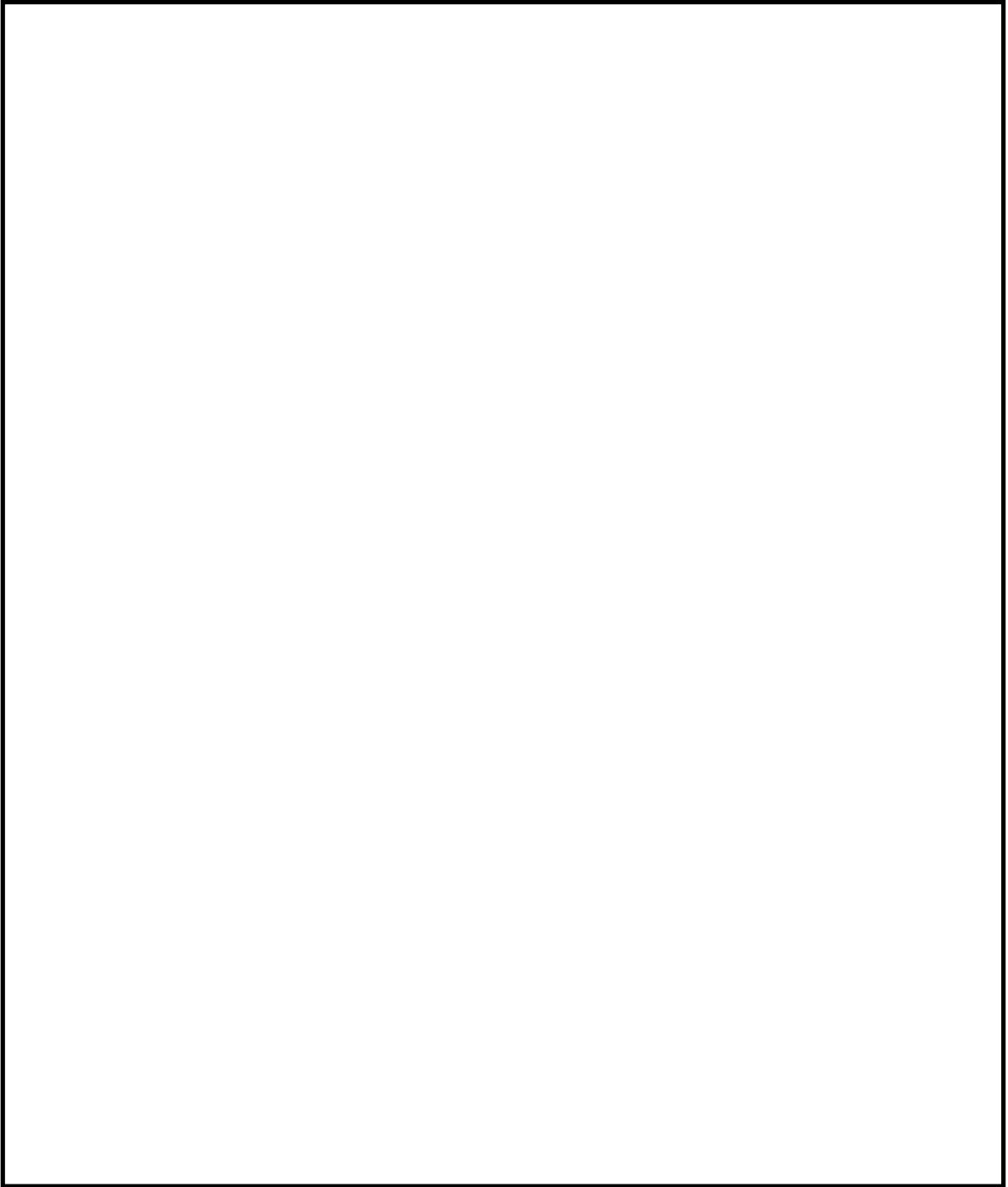
残留熱除去系と代替循環冷却系の独立性については，第 2 表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために，独立性を確保する設計とする。

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

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イ冷却系（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イ冷却系（常設）による同時の格納容器スプレイ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イ冷却系（常設）による同時の格納容器スプレイ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、サブプレッション・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イ冷却系（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。

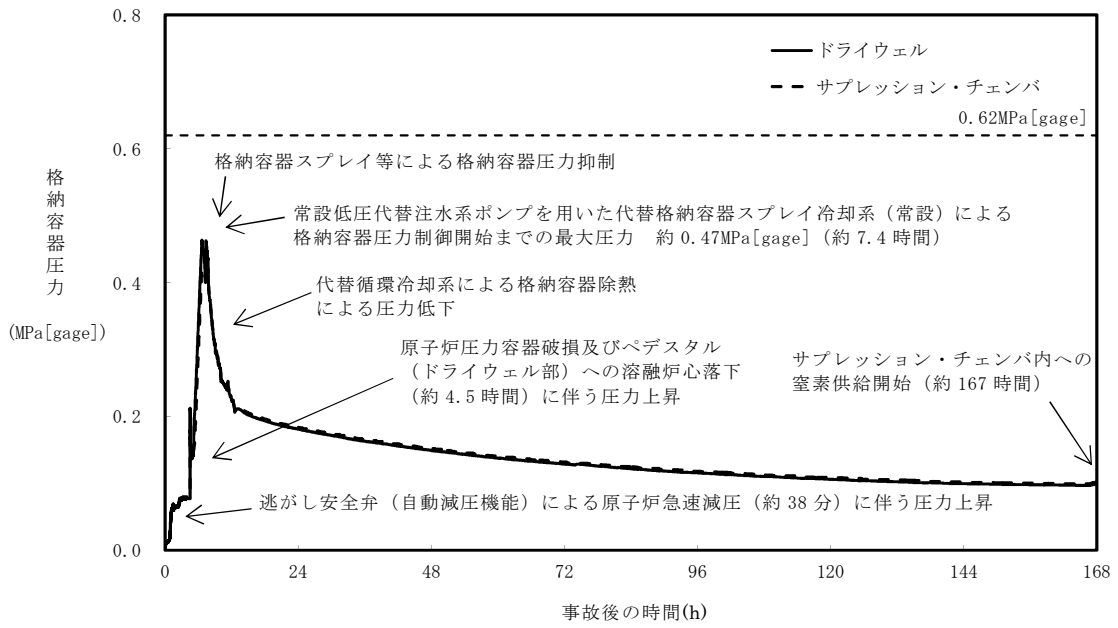
代替循環冷却系（B系）に期待した場合においても、有効性評価の評価項目である格納容器温度 200℃以下、圧力 620kPa[gage]以下に抑えられることを確認した。

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

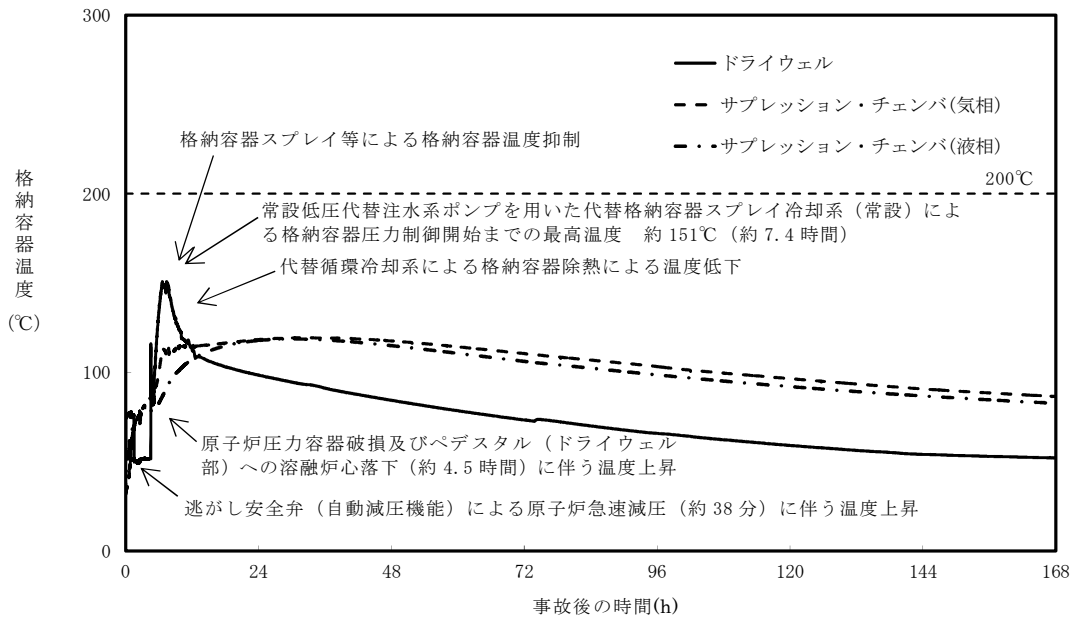
第4表 解析結果の比較

	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℃



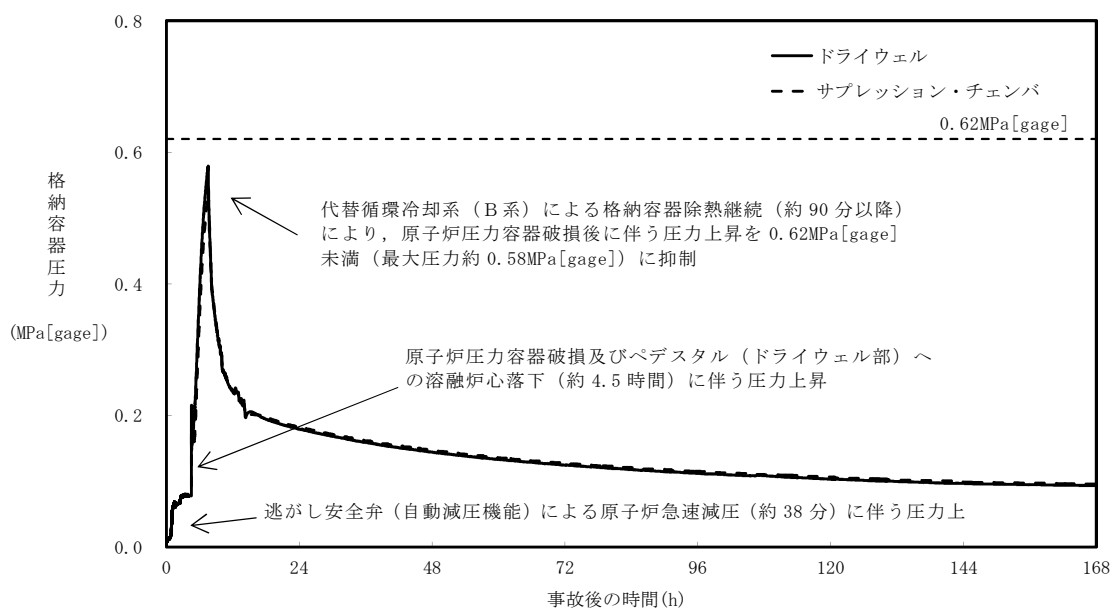
第4図 「DCH, FCI, MCC I」における

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



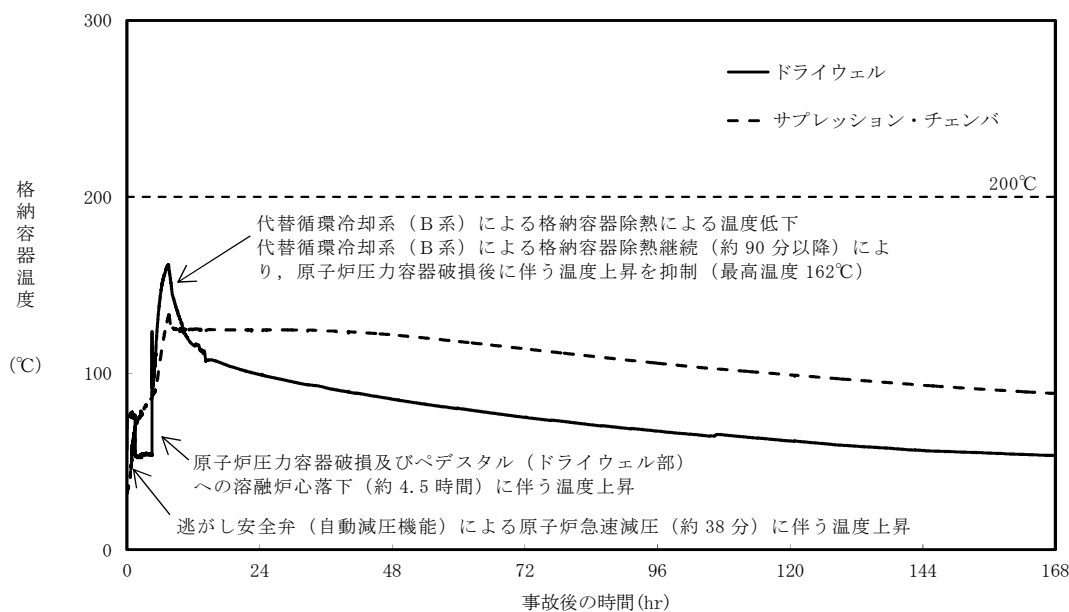
第5図 「DCH, FCI, MCC I」における

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。

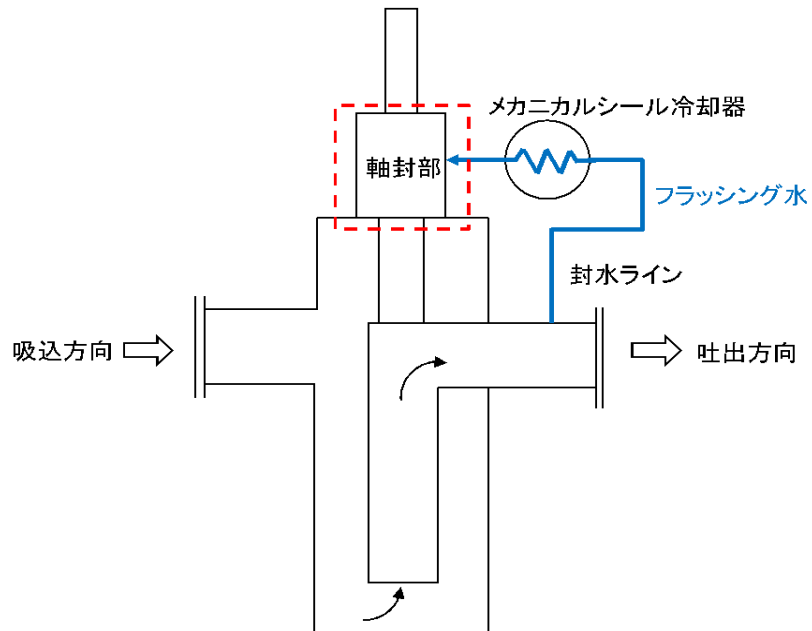
代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサプレッション・プールの水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水(フラッシング水)により温度上昇を抑える設計としている(第1図)。

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。

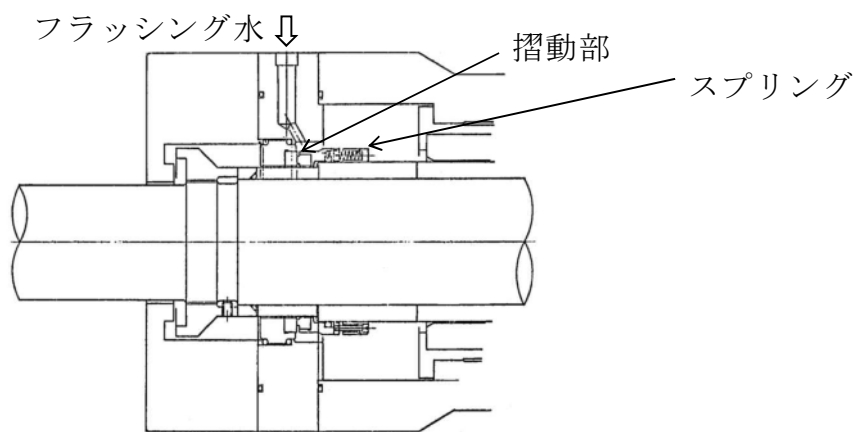
残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部を押さえつける形でシールする構造となっている(第2図)。代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のように冷却水(フラッシング水)が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、冷却水(フラッシング水)はメカニカルシールの摺動による温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない。

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450mg/m³）よりも高濃度のよう素環境下（約1,000mg/m³）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する。

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する。

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。

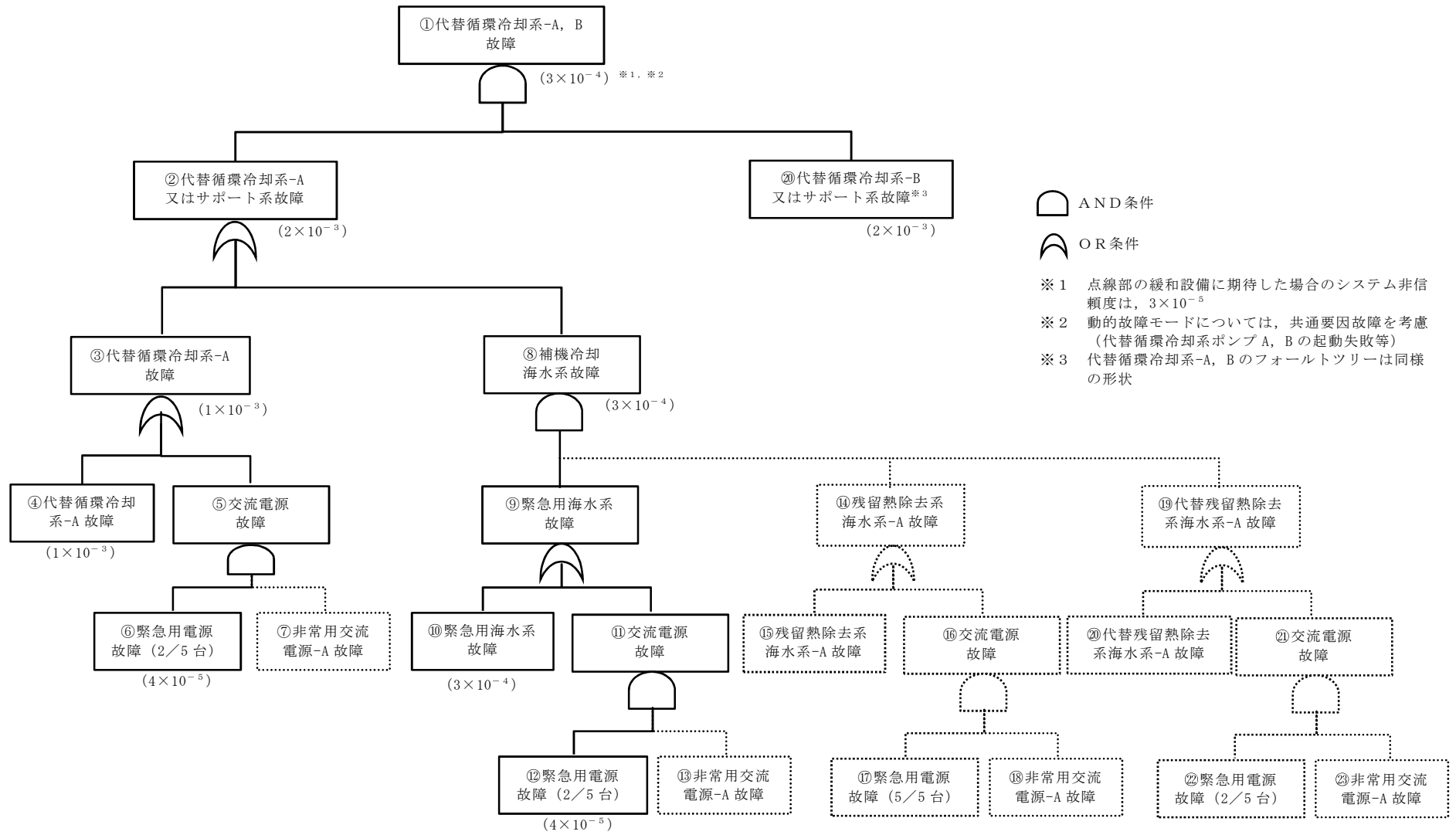
なお，代替循環冷却系のサポート系として残留熱除去系海水系，代替残留

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

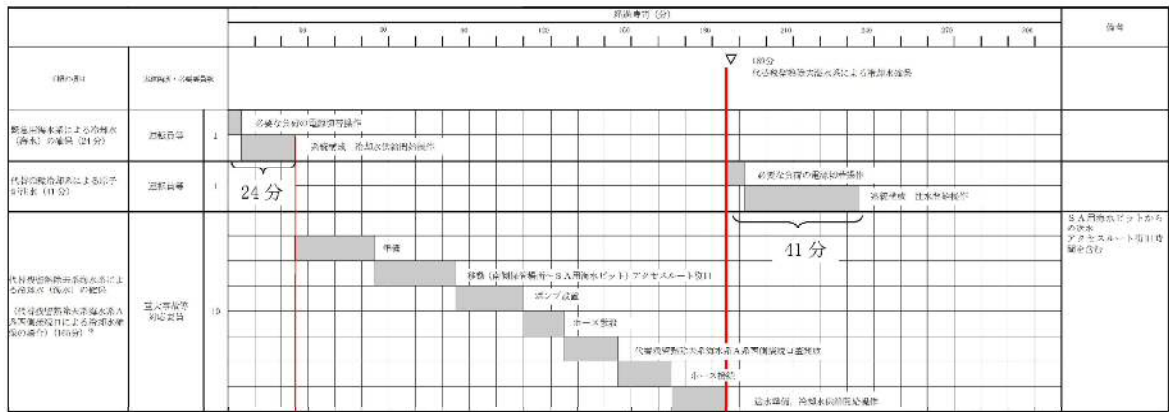
代替残留熱除去系海水系は、残留熱除去系及び代替循環冷却系のサポート系であり、残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、緊急用海水系の後備の対応手段として位置付けている。

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。



※東海核発電機に比する冷媒水確保の場合は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の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

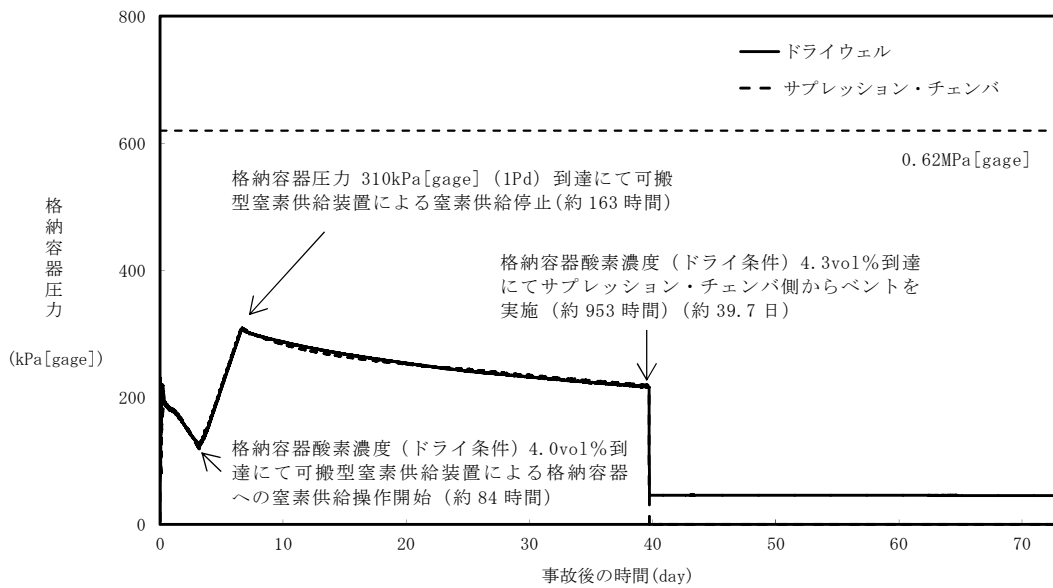
時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始する
②	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C への窒素注入を停止する

※ 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)

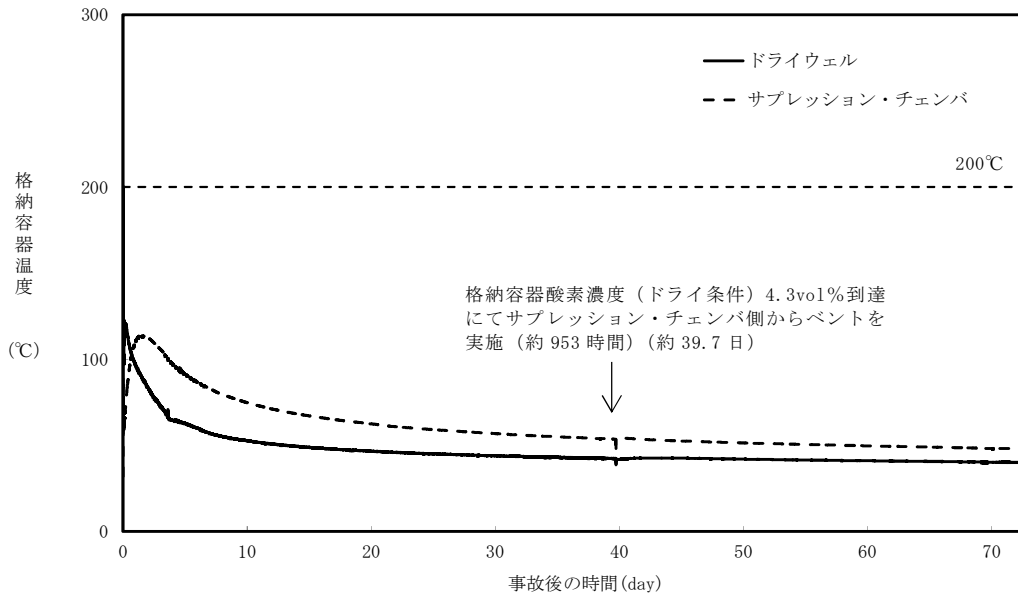
時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始する
②	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は①実施 30 分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m ³ /h, 酸素 2m ³ /h) を開始する。 (合計窒素 396Nm ³ /h, 酸素 4Nm ³ /h を格納容器内に注入する)
③	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止する
④	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C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



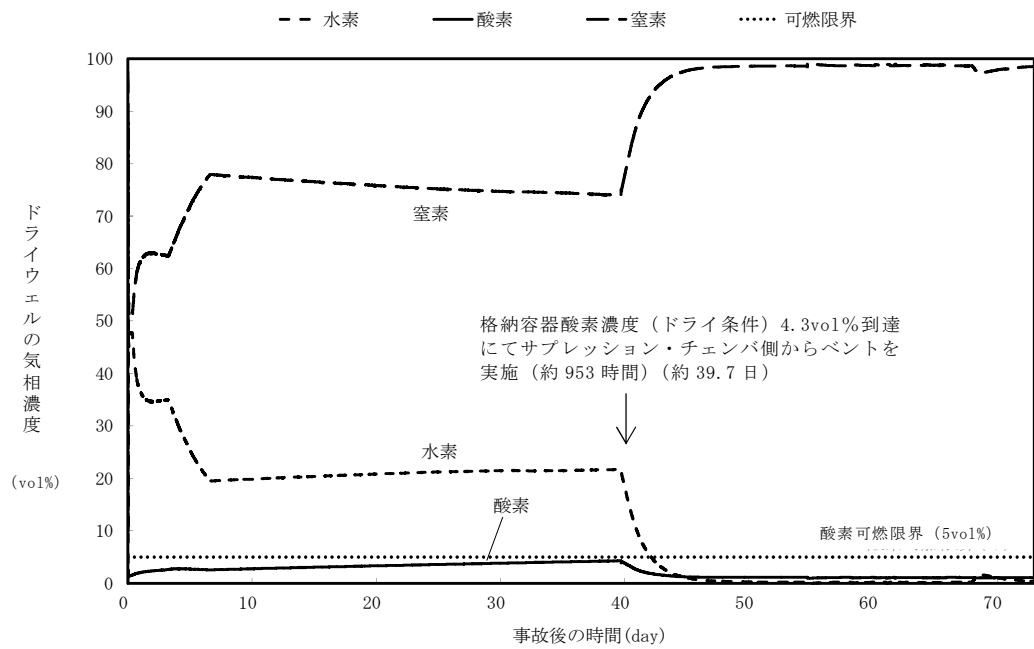
第1図 格納容器圧力の推移（重大事故相当のG値を想定）

※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮

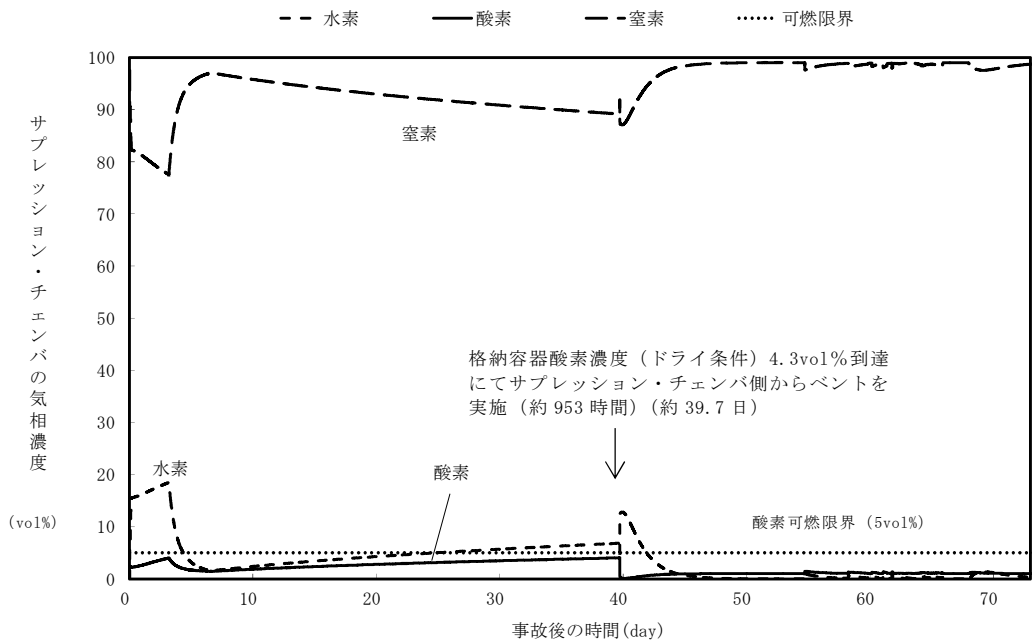


第2図 格納容器雰囲気温度の推移（重大事故相当のG値を想定）

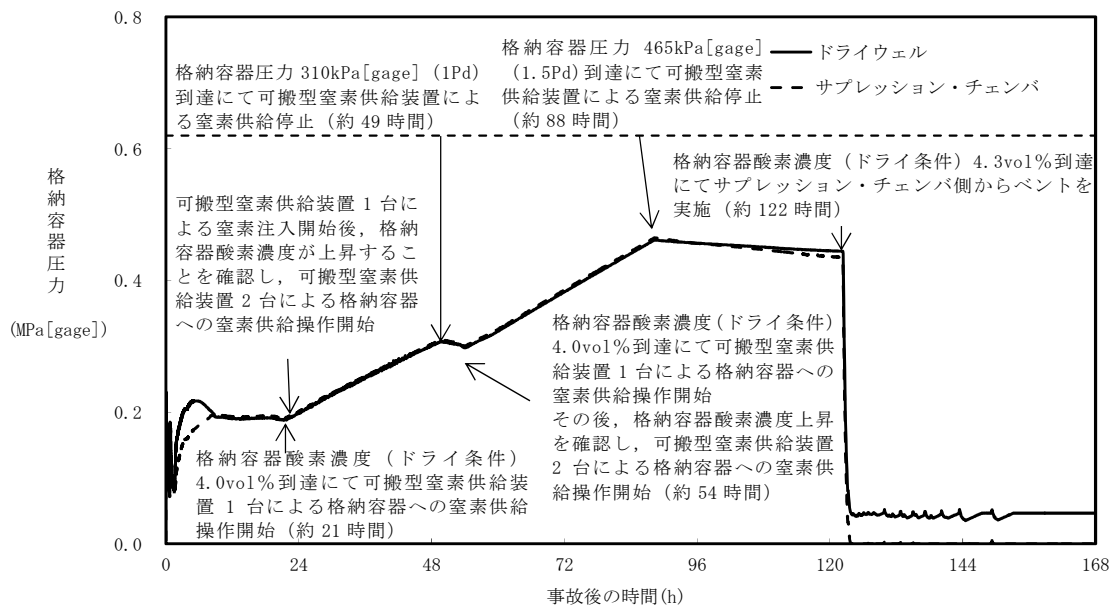
※ 格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮



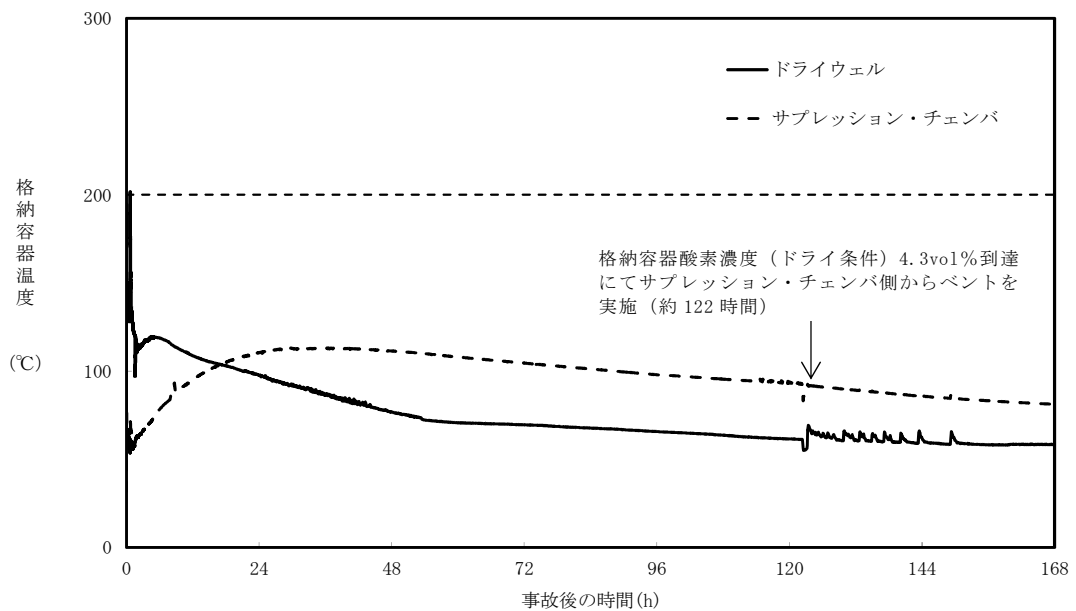
第 3 図 ドライウエルの気相濃度の推移（重大事故相当のG値を想定）



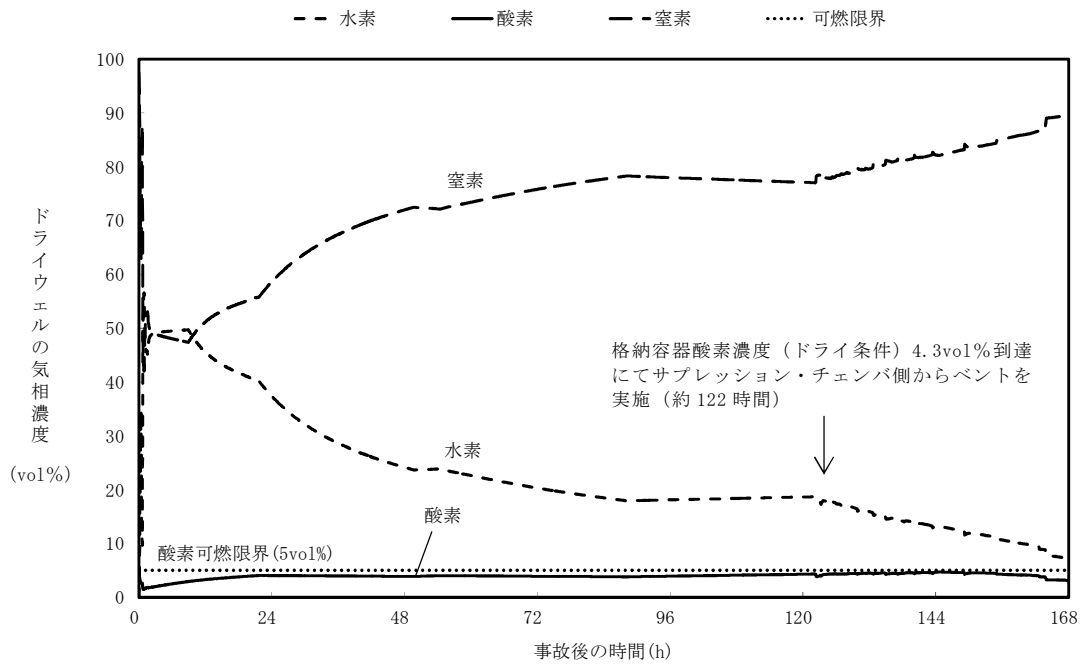
第 4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度（重大事故相当のG値を想定）



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)

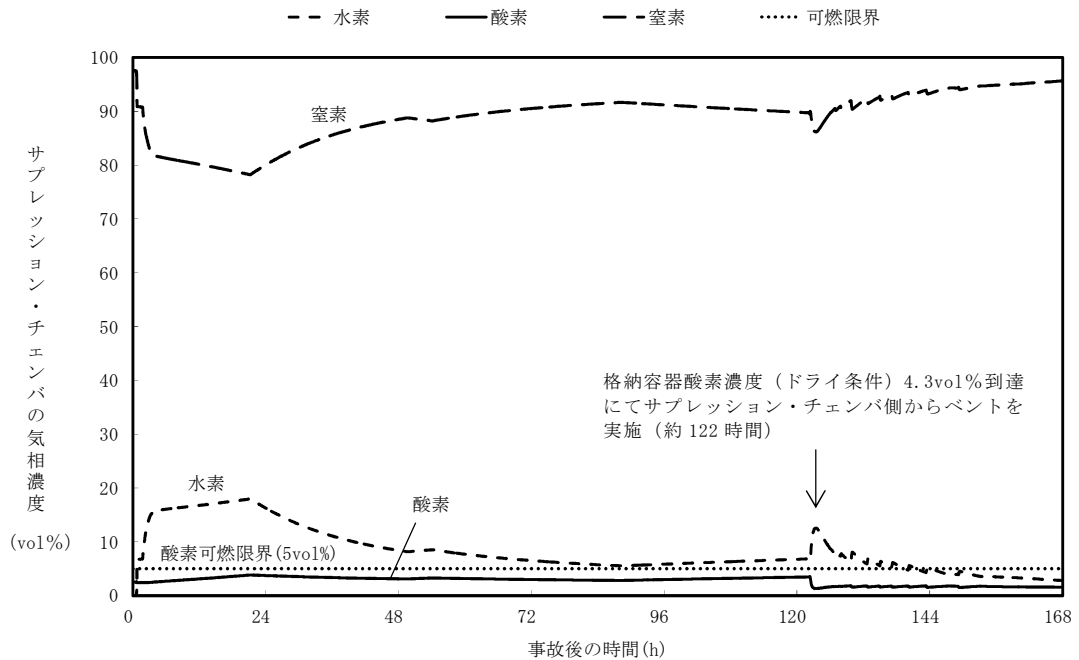


第 6 図 格納容器雰囲気温度の推移
(設計基準事故相当の G 値を想定)



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ブプレッション・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

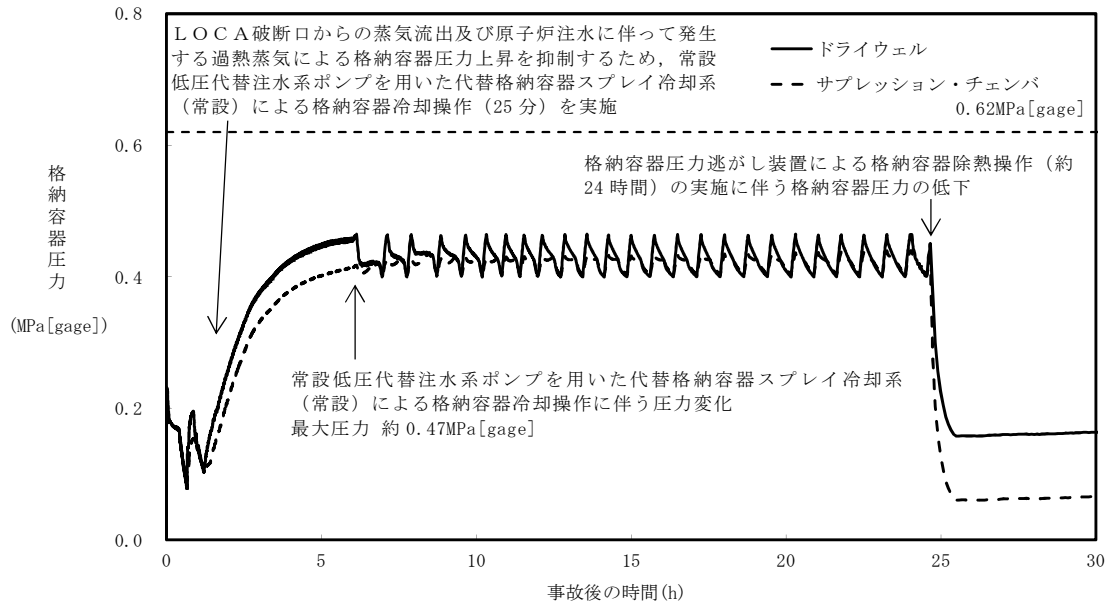
	現実的な評価条件	設定理由
外部水源温度 (スプレイ温度)	20℃※	有効性評価のベースケースでは35℃一定としているが、地下式タンクを水源としており、約20℃以下の水温になることが想定されるため、現実的な評価条件では水源補給されるまでは20℃を設定
格納容器 スプレイ流量	・格納容器圧力465kPa[gage] (1.5Pd) 到達 102m ³ /hにて流量調整 格納容器圧力400kPa[gage] (1.3Pd) 到達 格納容器スプレイ停止	有効性評価のベースケースでは1.3~1.5Pdの間欠スプレイ時の流量として最大である130m ³ /hとしているが、現実的な評価条件ではスプレイ液滴径2mmが確保される最低流量として102m ³ /hを設定
ペDESTAL (ドライウェル 部) 水位	1m	ペDESTAL (ドライウェル部) 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

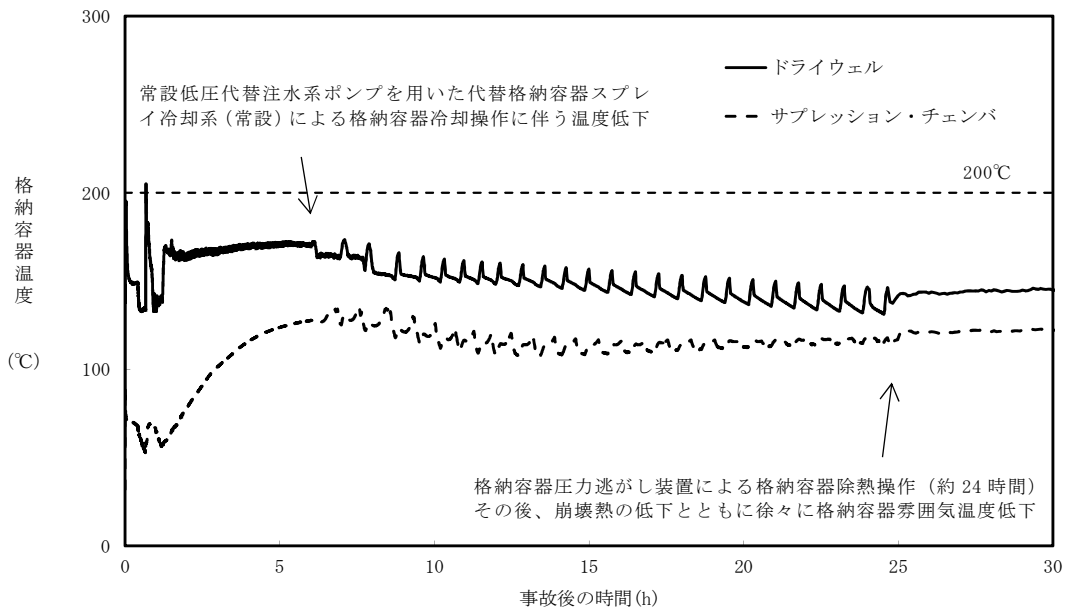
第4表 評価結果

	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）

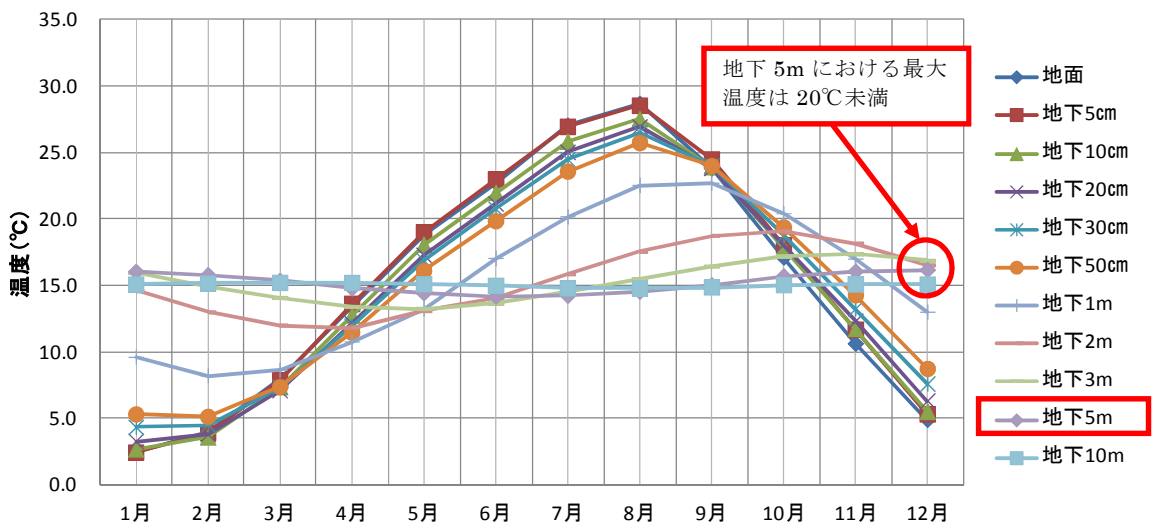
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源となる代替淡水貯槽は地下式のタンクであり，最大水位が地下 6m 位置であること及び第 11 図に示すとおり地下 5m の地中温度の最大が 20℃未満であることを踏まえ，代替淡水貯槽の温度を 20℃とした。

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

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。

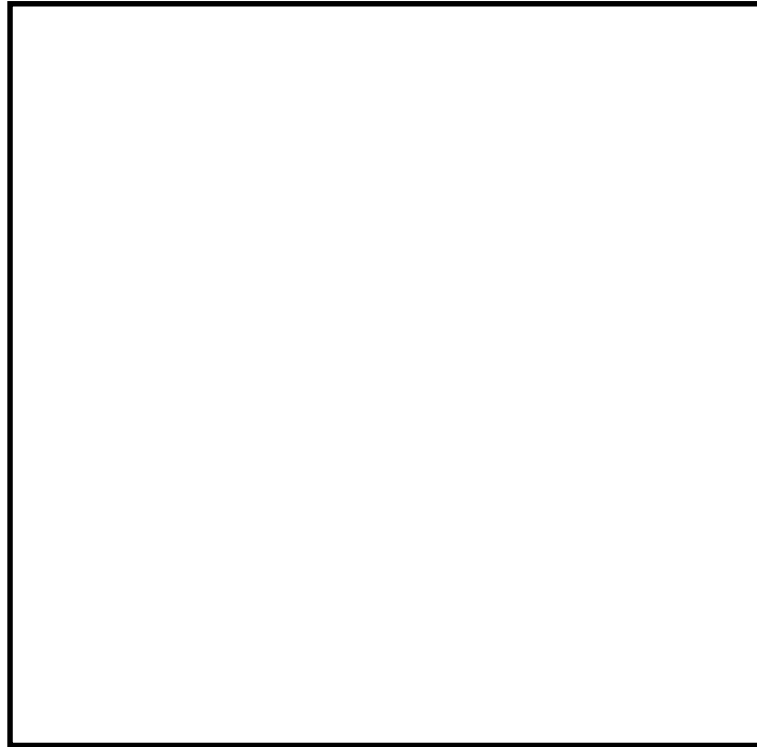
実験における記録ではスプレー液滴径にばらつきがあるが，第 1 図に示すノズル当たりの流量が 以上の場合，最大の液滴径は 2 mm 以下となる。東海第二におけるスプレーヘッドのノズル数を考慮すると，スプレー液滴径 2mm 以下を確保するための最低流量は $102\text{m}^3/\text{h}$ となる。

○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

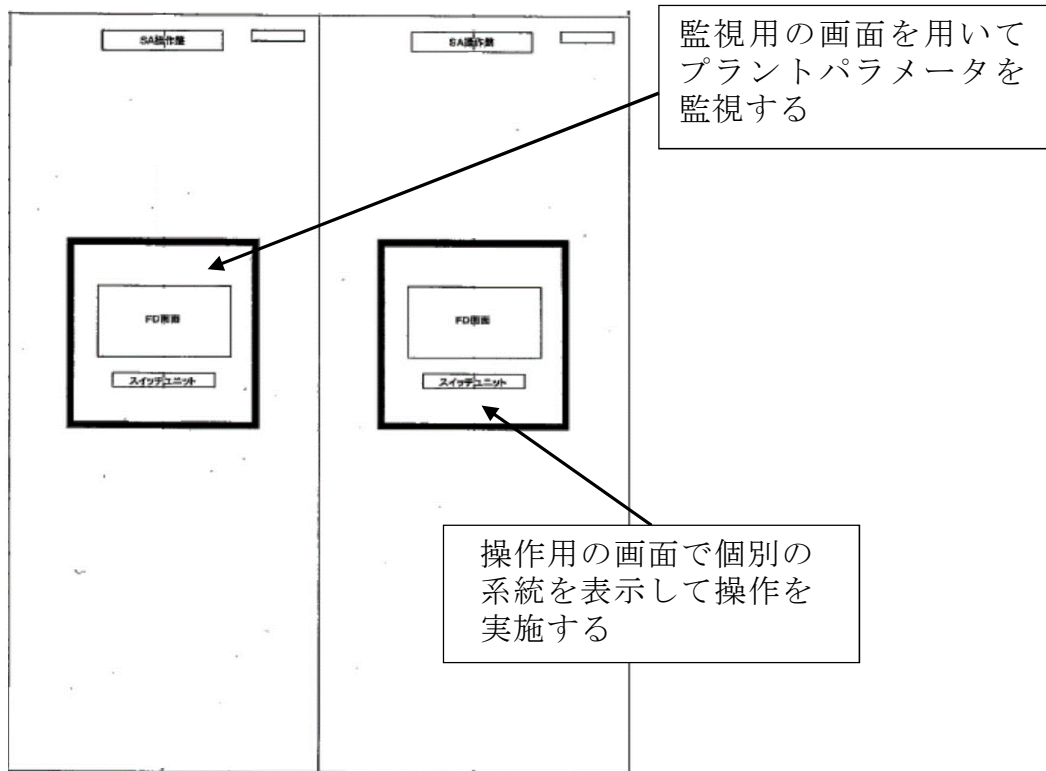
(ノズル当たりの流量)

[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)

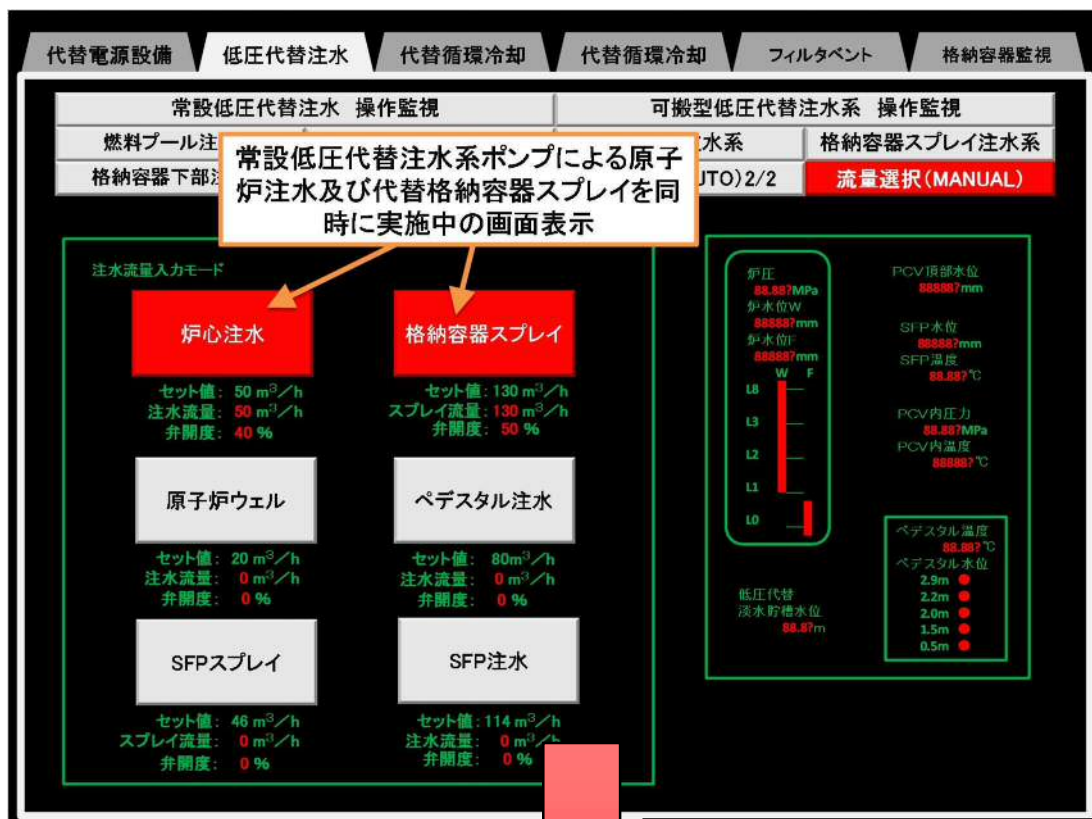
3. 格納容器スプレイの流量調整のための設計方針

代替格納容器スプレイ系（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。

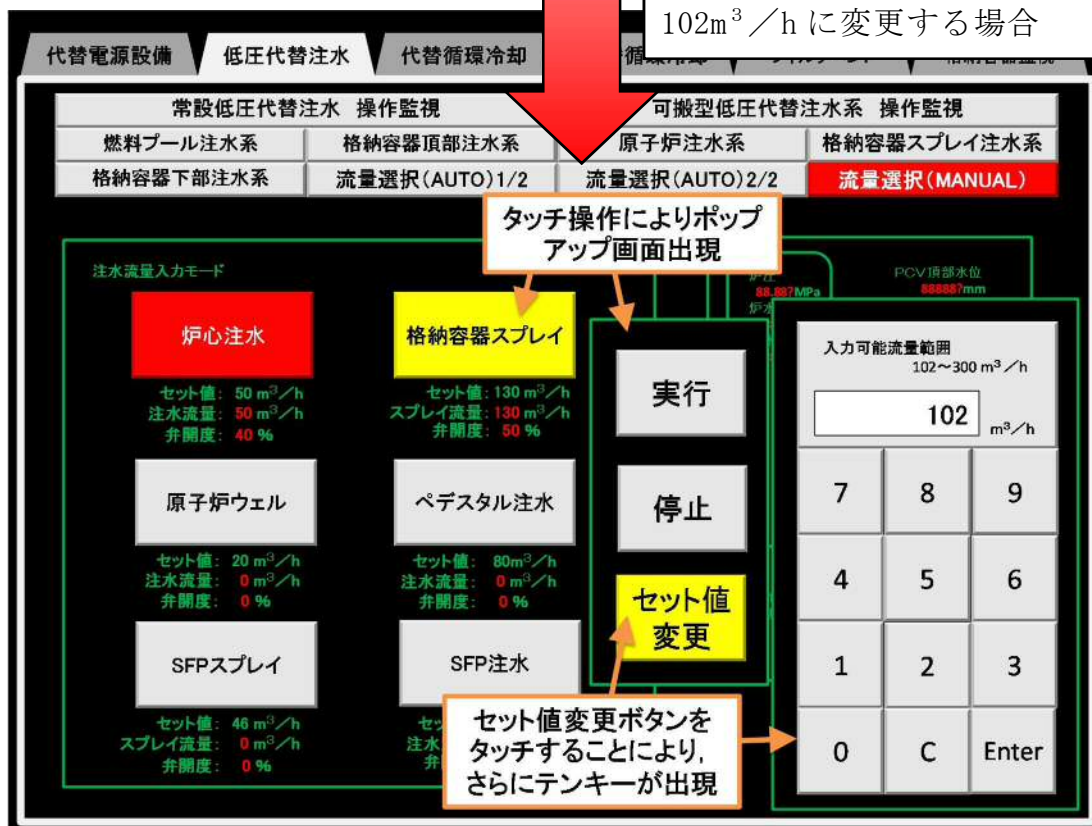
格納容器スプレイの流量調整は，第2図に示すSA監視操作盤により運転員により実施し，第3図のSA監視操作盤（イメージ）により目標とする流量（セット値）を入力操作することで，自動で流量制御が可能な設計とする。



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)