

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	DB12 r. 3.0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所 3号炉

設置許可基準規則等への適合状況について  
(設計基準対象施設等)

令和3年10月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 目 次

第4条	地震による損傷の防止（後日提出）	
第5条	津波による損傷の防止（後日提出）	
第6条	自然現象 外部からの衝撃による損傷の防止（自然現象）	
第6条	竜巻 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）	
第6条	外部火災 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）	
第6条	火山 外部からの衝撃による損傷の防止（火山）	
第7条	不法な侵入等の防止	
第8条	火災による損傷の防止	
第9条	溢水による損傷の防止	
第10条	誤操作の防止	
第11条	安全避難通路等	
第12条	安全施設	
第14条	全交流動力電源喪失対策設備	
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	
第17条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	
第24条	安全保護回路	
第26条	原子炉制御室等	（第59条 原子炉制御室等）
第31条	監視設備	（第60条 監視測定設備）
第33条	保安電源設備	
第34条	緊急時対策所	（第61条 緊急時対策所）
第35条	通信連絡設備	（第62条 通信連絡を行うために必要な設備）

注：（ ）内は重大事故等対処施設の該当条文

## 第12条：安全施設

### <目次>

#### 1 . 基本方針

##### 1.1 要求事項の整理

##### 1.2 追加要求事項に対する適合性（手順等含む）

（1）位置、構造及び設備

（2）安全設計方針

（3）適合性説明

##### 1.3 気象等

##### 1.4 設備等

#### 2 . 安全施設

##### 2.1 静的機器の単一故障

###### 2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計箇所の抽出

###### 2.1.2 アニュラス空気浄化設備及び換気空調設備（中央制御室非常用循環系統）の基準適合性

###### 2.1.3 試料採取設備（事故時に1次冷却材を採取する設備）の基準適合性

###### 2.1.4 原子炉格納容器スプレイ設備の基準適合性

##### 2.2 安全施設の共用・相互接続

###### 2.2.1 共用・相互接続設備の抽出方法

###### 2.2.2 共用・相互接続設備の基準適合性の判断基準

（別添資料1）単一故障（補足説明資料）

（別添資料2）共用（補足説明資料）

#### 3 . 技術的能力説明資料

（別添資料3）安全施設

## <概要>

- 1 . において、設計基準事故対処設備の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する泊発電所 3 号炉における適合性を示す。
- 2 . において、設計基準事故対処設備について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
- 3 . において、追加要求事項に適合するための技術的能力（手順等）を抽出し、必要となる運用対策等を整理する。

## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

安全施設について、設置許可基準規則第 12 条並びに技術基準規則第 14 条及び第 15 条において、追加要求事項を明確化する（表 1）。

表 1 設置許可基準規則第 12 条並びに技術基準規則第 14 条及び第 15 条 要求事項

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

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

設置許可基準規則 第 12 条 (安全施設)	技術基準規則 第 15 条 (設計基準対象施設の機能)	備 考
<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p>	<p>5 設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>追加要求事項 (相互接続に関する要求追加)</p>



## 1.2 追加要求事項に対する適合性 (手順等含む)

### (1) 位置、構造及び設備

#### ロ. 発電用原子炉施設の一般構造

### (3) その他の主要な構造

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

#### a. 設計基準対象施設

##### (g) 安全施設

(g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障が生じた場合、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。

【説明資料 (2.1:12-1-21~54)】

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする以下の機器については、想定される最も過酷な条件下においても安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。

設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセス性及び補修作業性並びに当該作業期間における従事者及び周辺公衆の被ばくを考慮する。

- ・ アニュラス空気浄化設備のうちアニュラス空気浄化系統ダクトの一部
- ・ 換気空調設備のうち中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの一部

また、試料採取設備のうち単一設計とする事故時に1次冷却材を採取する設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障により失われる場合であっても、他の系統を用いて当該機能を代替できる設計とする。

さらに、原子炉格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングについては単一設計とするが、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、所定の安全機能を達成できる設計とする。

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

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

(g-2) 安全施設は、蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物により安全性を損なうことのない設計とする。蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うことにより、破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全機能を有する構築物、系統及び機器への到達確率を低くすることによって、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

(g-3) 重要安全施設は、原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

【説明資料（2.2:12-1-55～62）】

## ( 2 ) 安全設計方針

### 1.安全設計

#### 1.1 安全設計の方針

##### 1.1.1 基本の方針

###### 1.1.1.6 多重性又は多様性及び独立性

###### (1) 設計方針

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

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

【説明資料 (2.1:12-1-21～54)】

###### (2) 手順等

- a. アニュラス空気浄化系統ダクトの一部並びに中央制御室非常用循環フィルタユニット・中央制御室非常用循環系統ダクトの一部に要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- b. アニュラス空気浄化系統ダクトの一部並びに中央制御室非常用循環フィルタユニット・中央制御室非常用循環系統ダクトの一部に係る保守管理に関する教育を実施する。

【説明資料 (2.1:12-1-21～54)】

###### 1.1.1.8 試験検査

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

###### 1.1.1.9 共用

重要安全施設は、原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

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

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設と共用するものと

して、66kV送電線、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置、2次系純水タンク、火災感知設備の一部並びに消火設備の一部がある。

66kV送電線は、1号、2号及び3号炉の所内負荷をまかなうために必要な容量を有するとともに、各号炉に遮断器を設置し、短絡等が発生した場合、それを検知し故障箇所を自動で遮断することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置は、1号、2号及び3号炉共用として設計し、非常用所内電源系から独立した電源構成にするとともに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの機能を維持するために必要な電力を供給できる容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

2次系純水タンクは、1号、2号及び3号炉で必要とする補給水量に対し、十分な容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

火災感知設備の一部及び消火設備の一部は、1号及び2号炉と3号炉で独立した火災感知設備及び消火設備を設置することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設を相互に接続するものとして、運転指令装置、給水処理設備及び消火設備がある。

運転指令装置は、1号及び2号炉の運転指令装置と3号炉の運転指令装置を相互接続するものの、3号炉中央制御室から制御装置間の接続・切り離しを行うことが可能なことから、悪影響を及ぼすことはなく、1号及び2号炉と3号炉で独立した制御装置を設置することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

給水処理設備及び消火設備は、1号及び2号炉と3号炉のろ過水及び消火水を融通するために相互接続するものであり、連絡ラインには弁を設置して、連絡弁閉止時には物理的に分離し、連絡時には弁を閉止することで物理的な分離を可能なことから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時において相互の圧力は同じであり、1号及び2号炉と3号炉のプラント運転に必要な水を供給できる容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

【説明資料（2.2:12-1-55～62）】

### (3) 適合性説明

#### 第十二条 安全施設

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

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

安全施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

##### 第2項について

安全機能を有する系統のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け、各系列又は各系列相互間は、離隔距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離し想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できる設計とする。

また、重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち単一設計を含む設備については以下のとおりとする。

アニュラス空気浄化設備のうちアニュラス空気浄化系統ダクトの一部については、当該設備に要求される「格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能」が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を想定することとし、ダクトについて全周破断を想定する。

この想定される故障において、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクが「添付書類十 3.4 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度であり、また、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3日間とする。

換気空調設備のうち中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの一部については、当該設備に要求される「原子炉制御室非常用換気空調機能」が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を想定することとし、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定する。

いずれの故障においても、単一故障による中央制御室の運転員の被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。設計に当たっては、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

安全上支障のない期間については、設計基準事故時に、ダクトの全周破断又はフィルタ本体の閉塞に伴う放射性物質の漏えいを考慮しても、中央制御室の運転員の被ばく量は緊急作業時における線量限度に対して十分な裕度を確保でき、修復作業に係る被ばくが緊急時作業に係る線量限度以下とできる期間として、3日間とする。

試料採取設備のうち単一設計とする事故時に1次冷却材を採取する設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障により失われる場合であっても、格納容器再循環サンプ水位の確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを確認でき、事故時の原子炉の停止状態の把握機能を代替できる設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える条件となる単一

故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。動的機器の単一故障として原子炉格納容器スプレイ設備 1 系統の不動作又はディーゼル発電機 1 台の不動作を、静的機器の単一故障として配管 1 箇所全周破断を仮定し、静的機器の単一故障を仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の原子炉格納容器の冷却機能を達成できるよう、格納容器スプレイ配管を多重化した上で、逆止弁を設置し、スプレイ流量を確保できる設計とする。

なお、単一設計とするアニュラス空気浄化系統ダクトの一部、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑える。

【説明資料 (2.1:12-1-21~54)】

### 第 3 項について

安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に対して、それぞれの場所に応じた圧力、温度、湿度、放射線等に関する環境条件を定める。

これらの環境条件を必要に応じて換気空調設備、遮蔽等で維持するとともに、そこに設置する安全施設は、これらの環境条件下で期待されている安全機能を維持できる設計とする。

### 第 4 項について

安全施設は、それらの健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮してテストラインを用いる等適切な方法により原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査ができる設計とする対象設備を表に示す。

表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

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



## 第5項について

原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の破損による飛来物が想定される。

### (1) 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断による飛来物

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主要配管、主蒸気管及び主給水管の破損（破断又は漏えい）時に、破損した配管のむち打ち及び流出流体のジェット力により、他の安全施設が損傷しない設計とする。

設計に当たっては、配管の破損の形態を「配管の破断に伴う「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」について」に基づいて決定し、必要に応じ以下の措置を講じる。

- a. 配管破損想定箇所と防護対象機器は、十分な隔離距離をとる。
- b. 配管破損想定箇所又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、破断の影響に十分耐える配管ホイップレストレイント等を設ける。

### (2) 高速回転機器の破損による飛来物

タービンミサイルについては、蒸気タービン及び発電機の破損防止対策を行うことにより、蒸気タービン及び発電機の破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全施設への到達確率を低くすることによって、原子炉施設の安全性を損なう可能性を極めて低くする設計とする。

1次冷却材ポンプのミサイルについては、ポンプの破損限界に達するような加速要因を排除し、ポンプミサイルを考慮する必要のない設計とする。

また、安全施設のうち独立性を要求されているものは、相互の隔離距離又は障壁によって分離し、ある系列で発生が想定される飛来物が他の系列に影響を与えず、かつ、ある系列で発生が想定される飛来物に伴う溢水等の二次的影響が他の系列に波及しない設計とする。

## 第6項について

重要安全施設のうち、2以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものはない。

【説明資料（2.2.2:12-1-58）】

## 第7項について

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設と共用するものとして、66kV送電線、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置、2次系純水タンク、火災感知設備の一部並びに消火設備の一部がある。

66kV送電線は、1号、2号及び3号炉の所内負荷をまかなうために必要な容量を有するとともに、各号炉に遮断器を設置し、短絡等が発生した場合、それを検知し故障箇所

を自動で遮断することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置は、1号、2号及び3号炉共用として設計し、非常用所内電源系から独立した電源構成にするとともに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの機能を維持するために必要な電力を供給できる容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

2次系純水タンクは、1号、2号及び3号炉で必要とする補給水量に対し十分な容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

火災感知設備の一部及び消火設備の一部は、1号及び2号炉と3号炉で独立した火災、感知設備及び消火設備を設置することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の原子炉施設を相互に接続するものとして、運転指令装置、給水処理設備及び消火設備がある。

運転指令装置は、1号及び2号炉の運転指令装置と3号炉の運転指令装置を相互接続するものの、3号炉中央制御室から制御装置間の接続・切り離しを行うことが可能なことから、悪影響を及ぼすことはなく、1号及び2号炉と3号炉で独立した制御装置を設置することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

給水処理設備及び消火設備は、1号及び2号炉と3号炉のろ過水及び消火水を融通するために相互接続するものであり、連絡ラインには弁を設置して、連絡弁閉止時には物理的に分離し、連絡時には弁を閉止することで物理的な分離が可能なことから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時において相互の圧力は同じであり、1号及び2号炉と3号炉のプラント運転に必要な水を供給できる容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

【説明資料（2.2.2:12-1-55～62）】

### 1.3 気象等

該当なし

### 1.4 設備等

#### 6. 計測制御設備

#### 6.5 試料採取設備

##### 6.5.2 設計方針

##### (6) 多重性、多様性及び独立性

試料採取設備は、事故時において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを採取し水素濃度及び放射性物質濃度を監視できる設計とする。

また、1次冷却材を採取し1次冷却材中のほう素濃度及び放射性物質濃度を監視でき

る設計とする。

なお、単一設計とする事故時に1次冷却材を採取する設備については、当該設備に要求される「事故時の原子炉の停止状態の把握機能」が単一故障により失われる場合であっても、格納容器再循環サンプ水位の確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを把握でき、事故時の原子炉の停止状態の把握機能の代替が可能とする設計とする。

【説明資料（2.1.3:12-1-45～48）】

## 8. 放射線防護設備及び放射線管理設備

### 8.2 換気空調設備

#### 8.2.2 設計方針

##### (6) 多重性及び独立性

換気空調設備のうち重要度の特に高い安全機能を有する換気空調設備は原則として2系列で構成し、各系列ごとに独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器に対し事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後24時間以上経過した長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、さらにこれら単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を備えた設計とする。

なお、換気空調設備のうち単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

【説明資料（2.1.2:12-1-29～44）】

## 9. 原子炉格納施設

### 9.2 原子炉格納容器スプレイ設備

#### 9.2.2 設計方針

##### (3) 多重性及び独立性

原子炉格納容器スプレイ設備は2系列で構成し、各系列ごとに独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を備えた設計とする。

原子炉格納容器スプレイ設備は、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たし得るように多重性及び独立性を有する設計とする。

単一故障に関連している事故後の短期間とは、原則として事故発生後あるいは原子炉

停止後 24 時間の運転期間を、また、事故後の長期間とは、その後の運転期間をいうものとするが、原子炉冷却材喪失事故を想定する場合、原子炉格納容器スプレイ設備については、事故後の短期間は原子炉冷却材喪失事故発生から注入モード終了までの運転期間、また、事故後の長期間は再循環モード以降の運転期間とする。

単一設計としていた格納容器スプレイ配管については、多重化することとした。また、単一設計とするスプレイリングについては、当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えると考えられる静的機器の単一故障を再循環モード切替え後に仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるよう、逆止弁を設置しスプレイ流量を確保できる設計とする。

【説明資料 (2.1.4:12-1-49～54)】

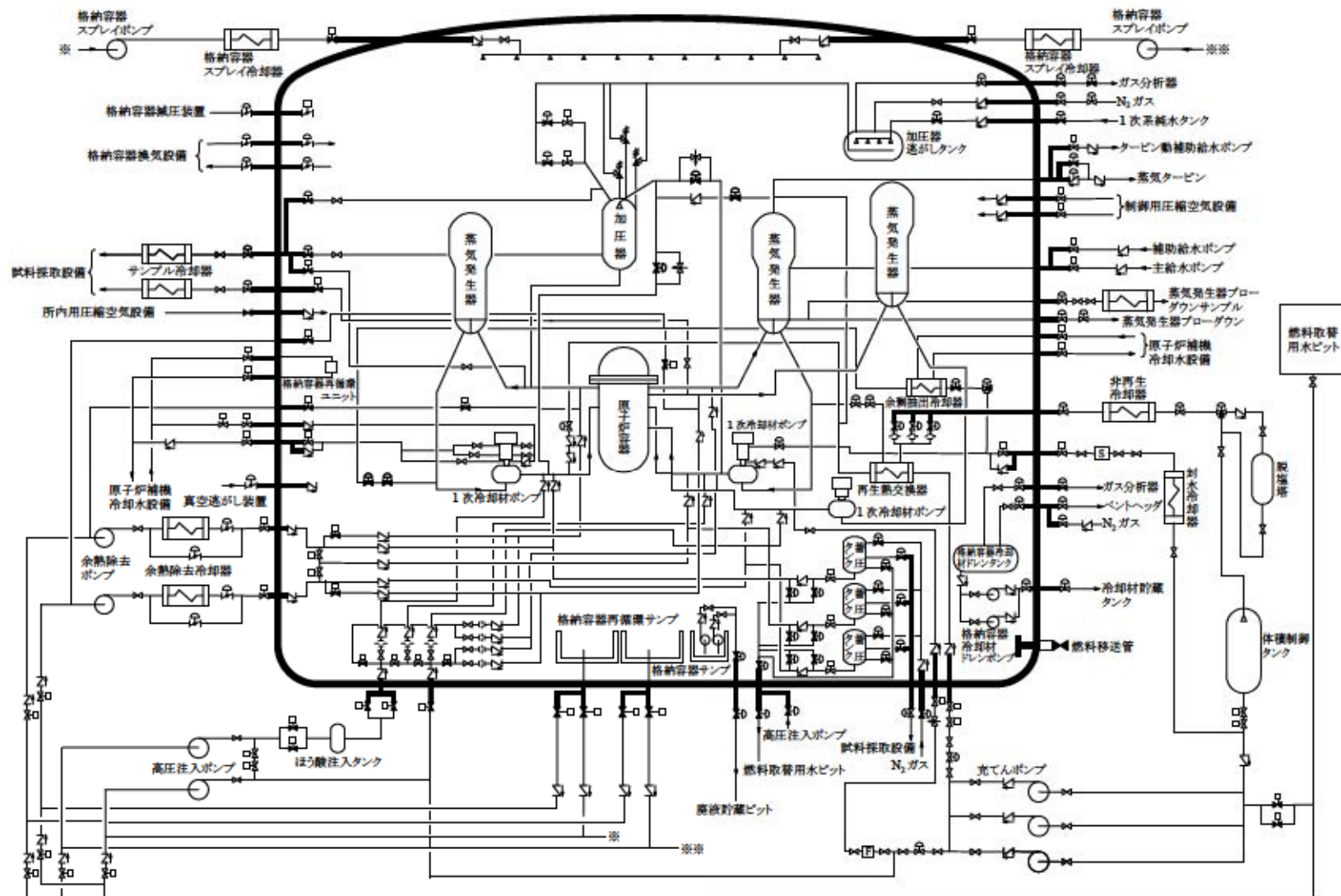
### 9.2.3 主要設備

#### (5) スプレイリング及びスプレイノズル

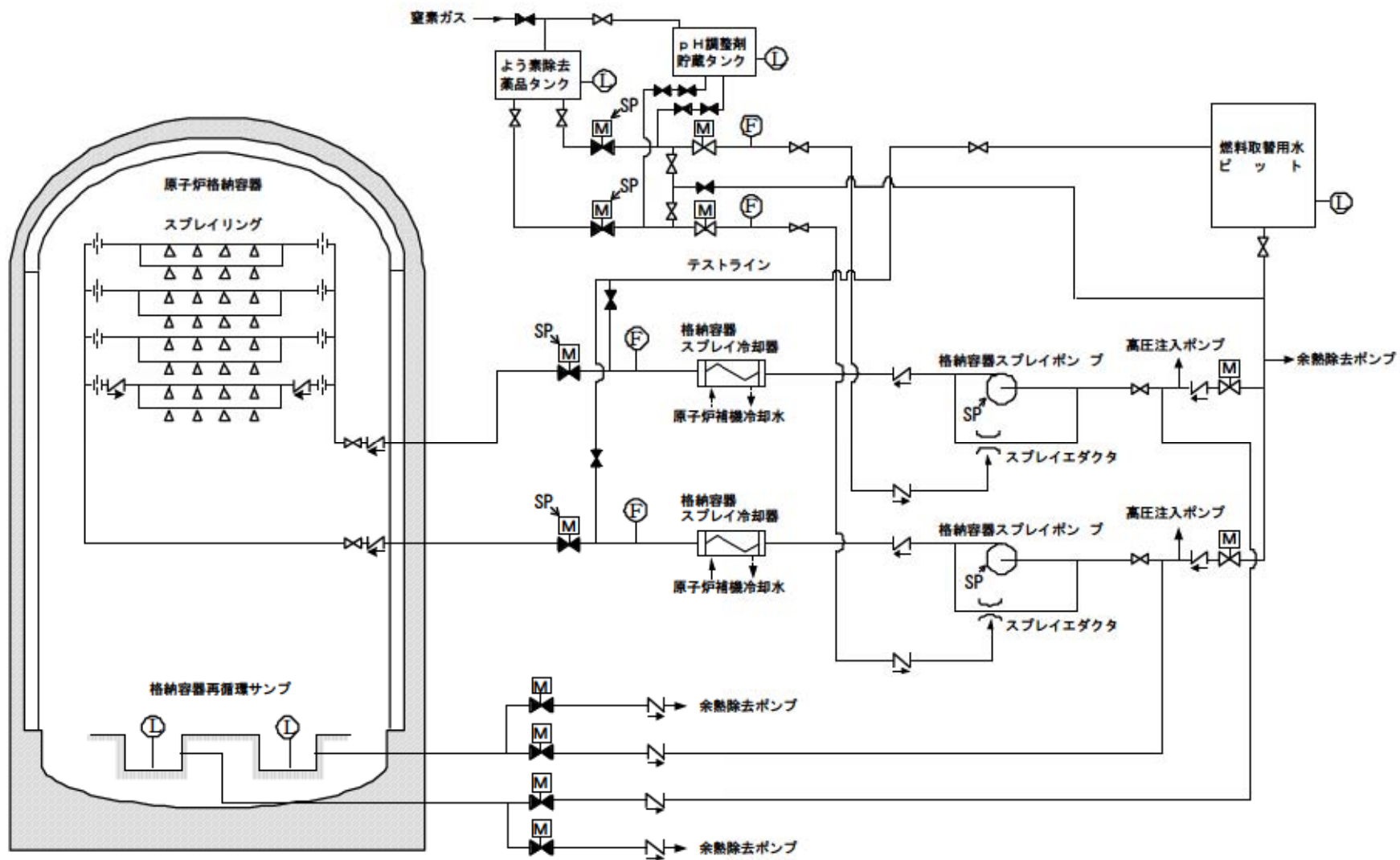
スプレイリングは、原子炉格納容器内に高さを変えて同心円状に 4 本設置する。最下段のスプレイリング入口の配管に逆止弁を設置する。スプレイノズルは、ホローコーン型で角度を変えてスプレイリングに取り付ける。

【説明資料 (2.1.4:12-1-49～54)】

12-1-18



第 9.1.2 図 原子炉格納容器バウンダリ図



第 9.2.1 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統概要図

### 9.3 アニュラス空気浄化設備

#### 9.3.2 設計方針

##### (3) 多重性及び独立性

アニュラス空気浄化設備は2系列で構成し、各系列ごとに独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器に対し事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後24時間以上経過した長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、さらにこれら単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を備えた設計とする。

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

【説明資料 (2.1.2:12-1-29～44)】

## 2. 安全施設

### 2.1 静的機器の単一故障

#### 2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計箇所抽出

設置許可基準規則第12条において、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統について長期間では静的機器に対しても単一故障を仮定し、多重性又は多様性が要求されている。

設置許可基準規則第12条解釈の4及び5により、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器についても単一故障の仮定の適用に関する考え方が明確となった。

泊発電所3号炉において、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している設備を抽出した。設置許可基準規則第12条解釈の3の表に規定された安全機能に対応する系統について、系統図を用いて、対象機器抽出フロー（図1）に基づき対象設備を抽出した。

抽出にあたっては、まず、泊3号炉における安全機能を有する設備から、安全機能の重要度分類に関する審査指針等に基づき、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを抽出した。それらのうち、静的機器のある設備は表2に示す通り26設備であった。

次に、26設備のうち、単一系統箇所を有する設備を抽出した結果、表2に示す通り12設備であった。12設備以外については単一設計箇所がなく、これらの設備について多重化又は多様化の措置を講じていることを表2に示す。なお、原子炉補機冷却水設備の原子炉補機冷却水サージタンクについては、設置台数は1基であるが、タンク内部に仕切り板を設置しており、当該タンクに想定される故障を仮定しても、原子炉補機冷却水系統のA/B両系統が機能を喪失することはない設計としているため、単一系統箇所として挙げていない。（補足説明資料1. 参照）

12設備のうち、長期間にわたる機能要求があるのは、表2に示す通り、4設備であった。

以上の抽出の結果、長期間にわたり機能要求される設備は以下の4設備となった。

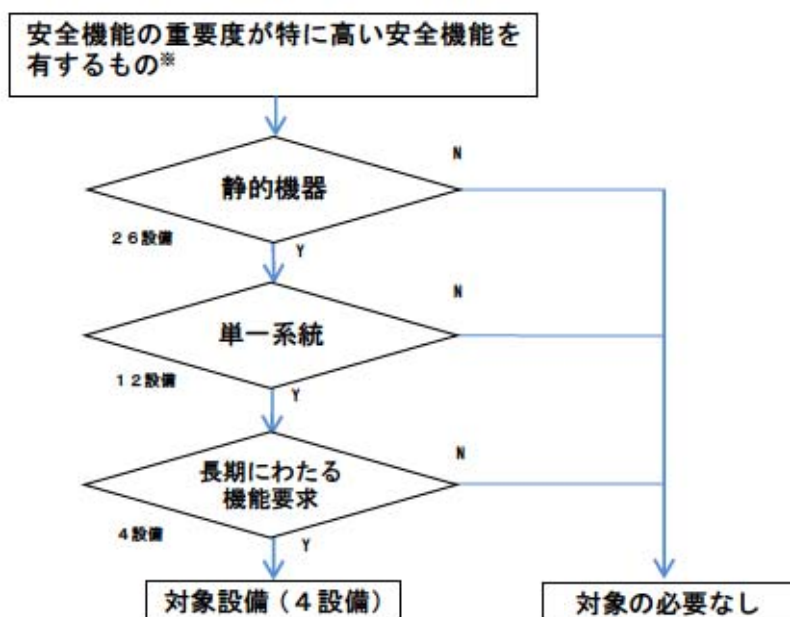
- (1) アニュラス空気浄化系統ダクトの一部（アニュラス空気浄化設備）
- (2) 中央制御室非常用循環フィルタユニット・中央制御室非常用循環系統ダクトの一部（換気空調設備）
- (3) 事故時に1次冷却材を採取する設備（試料採取設備）
- (4) 格納容器スプレィ配管及びスプレィリング（原子炉格納容器スプレィ設備）

なお、格納容器スプレィ配管については単一故障を仮定しても安全機能を達成できるよう多重化することとした。

これら抽出された設備について、図2に基づき評価を行なった。



上記 4 設備の系統概略図を図 3～図 6 に示す



※設置許可基準規則の解釈第 1 2 条 3 項の表に規定された安全機能に対応する系統を系統図から抽出。

図 1 対象機器抽出フロー

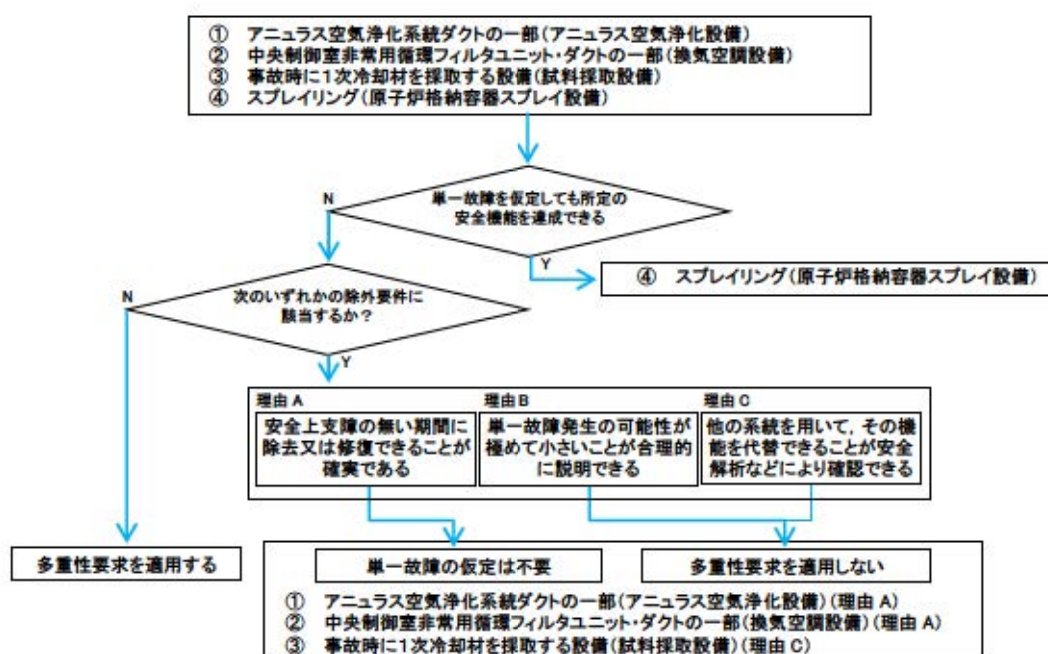


図 2 単一故障を仮定しなくても良いまたは多重性の要求の適用しない理由の評価フロー

表2 単一設計箇所（長期間の機能要求）の抽出箇所（1/4）

安全機能 (設置許可基準第12条)	対象系統・設備	静的機器のある 設備・系統	単一系統箇所	使命 期間	単一故障を仮定/多重性の要 求を適用しなくてよい理由
原子炉の緊急停止機能	制御棒・制御棒駆動装置	1. 制御棒など	—	—	(単一系統なし)
	化学体積制御設備	2. 化学体積制御設備	緊急ほう酸注入ライン (ほう酸フィルタ, 混合器ライン)	短期	使命期間が短期
			充てんライン (再生熱交ライン)	短期	使命期間が短期
	非常用炉心冷却設備(高圧注入系)	3. 非常用炉心冷却設備 (高圧注入系)	高圧注入ライン (タイライン, ほう酸注入タンク)	短期	使命期間が短期
未臨界維持機能	制御棒・制御棒駆動装置	1. 制御棒など	—	—	(単一系統なし)
	化学体積制御設備	2. 化学体積制御設備	緊急ほう酸注入ライン (ほう酸フィルタ, 混合器ライン)	短期	使命期間が短期
			充てんライン (再生熱交ライン)	短期	使命期間が短期
	非常用炉心冷却設備(高圧注入系)	3. 非常用炉心冷却設備 (高圧注入系)	高圧注入ライン (タイライン, ほう酸注入タンク)	短期	使命期間が短期
	燃料取替用水設備	4. 燃料取替用水設備	燃料取替用水ピット・ピット出口ライ ン	短期	使命期間が短期
原子炉冷却材パウンダリの過 圧防止機能	1次冷却材設備(加圧器安全弁)	5. 一次冷却材設備	—	—	(単一系統なし)
原子炉停止後における除熱の ための残留熱除去機能	余熱除去設備	6. 余熱除去設備	低圧注入ライン (タイライン)	短期	使命期間が短期

— : なし又は対象外

表2 単一設計箇所（長期間の機能要求）の抽出箇所（2/4）

安全機能 (設置許可基準第12条)	対象系統・設備	静的機器のある 設備・系統	単一系統箇所	使命 期間	単一故障を仮定/多重性の要 求を適用しなくてよい理由
原子炉停止後における除熱の ための二次系からの除熱機能	主蒸気設備 (蒸気発生器から2次側隔離 弁・主蒸気逃し弁まで)	7. 主蒸気設備	—	—	(単一系統なし)
	給水設備 (蒸気発生器から2次側隔離弁 まで)	8. 給水設備	—	—	(単一系統なし)
原子炉停止後における除熱の ための二次系への補給水機能	補助給水設備	9. 補助給水設備	補助給水ピット・ピット出口ライン	短期	使命期間が短期
事故時の原子炉状態に応じた 炉心冷却のための原子炉内高 圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備（高圧注入 系）	3. 非常用炉心冷却設備 (高圧注入系)	高圧注入ライン (タイライン（低温再循環まで）、ほ う酸注入タンク)	短期	使命期間が短期
	燃料取替用水設備	4. 燃料取替用水設備	燃料取替用水ピット・ピット出口ライ ン	短期	使命期間が短期
	再循環サンプ設備	12. 格納容器再循環サンプ 設備	—	—	(単一系統なし)
事故時の原子炉状態に応じた 炉心冷却のための原子炉内低 圧時における注水機能	非常用炉心冷却設備（蓄圧注入 系）	3. 非常用炉心冷却設備 (蓄圧注入系)	—	—	(単一系統なし)
	燃料取替用水設備	4. 燃料取替用水設備	燃料取替用水ピット・ピット出口ライ ン	短期	使命期間が短期
	余熱除去設備	6. 余熱除去設備	低圧注入ライン (タイライン（低温再循環まで）)	短期	使命期間が短期
	再循環サンプ設備	12. 格納容器再循環サンプ 設備	—	—	(単一系統なし)
格納容器内または放射性物質 が格納容器内から漏れ出た場 所の雰囲気中の放射性物質の 濃度低減機能	アニュラス空気浄化設備	10. アニュラス空気浄化設 備	アニュラス空気浄化系統ダクト	長期	安全上支障のない期間に除去 または回復可

—：なし又は対象外

表2 単一設計箇所（長期間の機能要求）の抽出箇所（3/4）

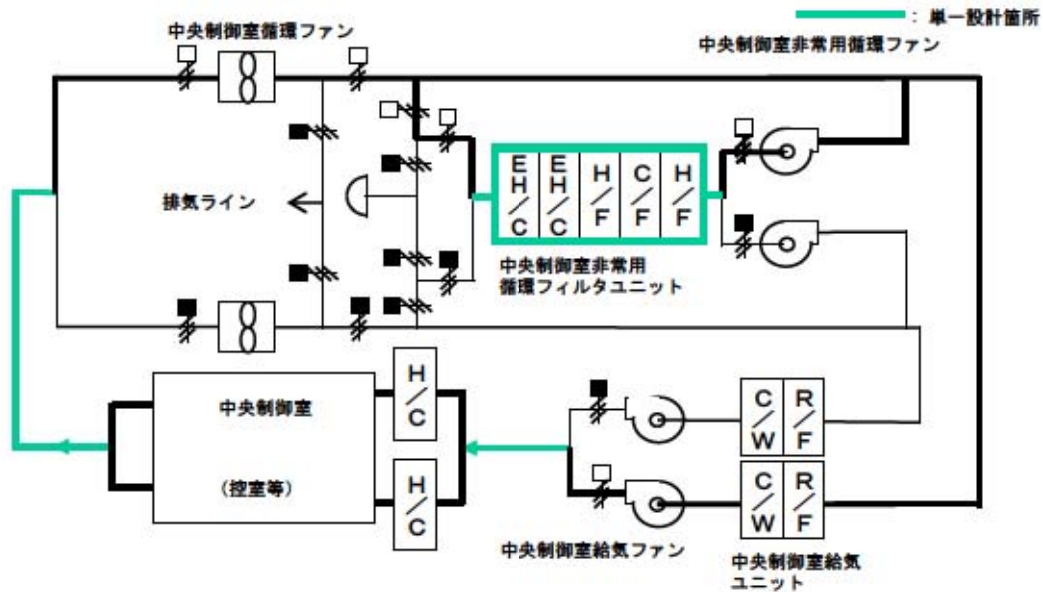
安全機能 (設置許可基準第12条)	対象系統・設備	静的機器のある 設備・系統	単一系統箇所	使命 期間	単一故障を仮定/多重性の要 求を適用しなくてよい理由
格納容器内の冷却機能	燃料取替用水設備	4. 燃料取替用水設備	燃料取替用水ピット・ピット出口ライン	短期	使命期間が短期
	原子炉格納容器スプレイ設備	11. 原子炉格納容器スプレイ設備	スプレイリング 格納容器スプレイ配管	長期	所定の安全機能を確保できる
	格納容器再循環サンプ設備	12. 格納容器再循環サンプ設備	—	—	(単一系統なし)
格納容器内の可燃性ガス制御機能	—	—	—	—	(単一系統なし)
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系	13. 非常用所内電源系	—	—	(単一系統なし)
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源設備（直流コントロールセンタ）	14. 直流電源設備	—	—	(単一系統なし)
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機	15. ディーゼル発電機	—	—	(単一系統なし)
非常用の直流電源機能	直流電源設備（蓄電池設備）	14. 直流電源設備	—	—	(単一系統なし)
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備	16. 計測制御用電源設備	—	—	(単一系統なし)
補機冷却機能	原子炉補機冷却設備	17. 原子炉補機冷却設備	原子炉補機冷却水供給および戻りライン (タイライン)	短期	使命期間が短期
			(原子炉補機冷却水サージタンク)	長期	(タンク内の仕切板により分離されており、単一故障を仮定しても機能喪失しない)
冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水設備	18. 原子炉補機冷却海水設備	—	—	—
原子炉制御室非常用換気空調機能	換気空調設備（中央制御室非常用循環系統）	19. 換気空調設備（中央制御室非常用循環系統）	中央制御室非常用循環フィルタユニット・中央制御室非常用循環系統ダクト	長期	安全上支障のない期間に除去または回復可

—：なし又は対象外

表2 単一設計箇所（長期間の機能要求）の抽出箇所（4/4）

安全機能 (設置許可基準第12条)	対象系統・設備	静的機器のある 設備・系統	単一系統箇所	使命 期間	単一故障を仮定/多重性の要 求を適用しなくてよい理由
圧縮空気供給機能	制御用圧縮空気設備	20. 制御用空気圧縮設備	制御用空気供給ライン (タイライン)	短期	使命期間が短期
原子炉冷却材圧力バウンダリ を構成する配管の隔離機能	原子炉圧力バウンダリ隔離弁	—	—	—	(単一系統なし)
原子炉格納容器バウンダリを 構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離 弁	—	—	—	(単一系統なし)
原子炉停止系に対する作動信 号(常用系として作動させるも のを除く)の発生機能	安全保護系(原子炉保護設備)	21. 安全保護系(原子炉保護 設備)	1次冷却材流量検出ライン(低圧側)	短期	使命期間が短期
工学的安全施設に分類される 機器若しくは系統に対する作 動信号の発生機能	安全保護系(工学的安全施設作 動設備)	22. 安全保護系(工学的安全 施設作動設備)	—	—	(単一系統なし)
事故時の原子炉の停止状態の 把握機能	事故時の原子炉の停止状態の把 握に関する設備	23. 事故時の原子炉の停止 状態の把握に関する設備	事故時に1次冷却材を採取する設備	長期	他系統による代替
事故時の炉心冷却状態の把握 機能	事故時の炉心冷却状態の把握に 関する設備	24. 事故時の炉心冷却状態 の把握に関する設備	—	—	(単一系統なし)
事故時の放射能閉じ込め状態 の把握機能	事故時の放射能閉じ込め状態の 把握に関する設備	25. 事故時の放射能閉じ込 め状態の把握に関する 設備	—	—	(単一系統なし)
事故時のプラント操作のため の情報の把握機能	事故時のプラント操作のため の情報の把握に関する設備	26. 事故時のプラント操作 のための情報の把握に 関する設備	—	—	(単一系統なし)

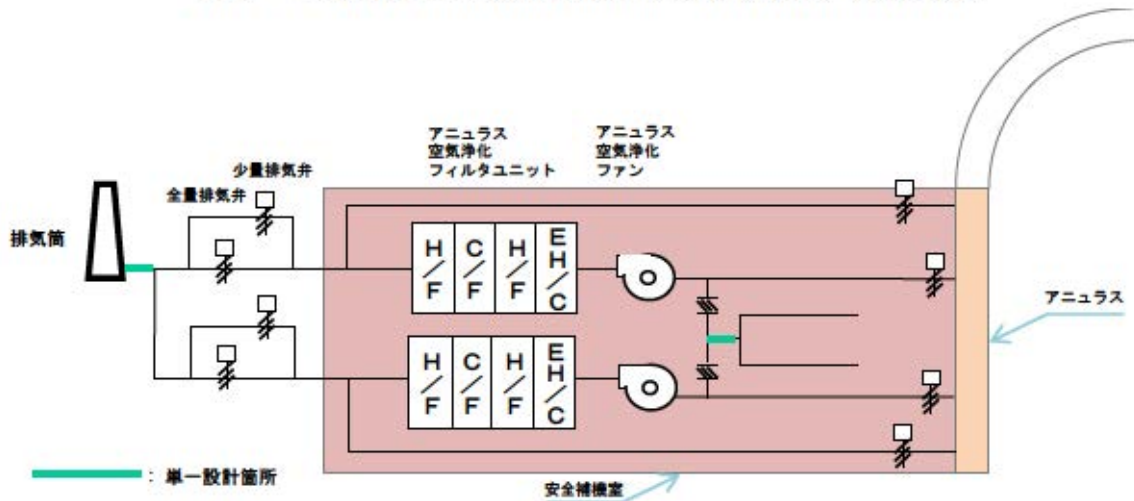
— : なし又は対象外



設備	材質	使用環境
中央制御室非常用循環フィルタユニット	炭素鋼 (内外面, 亜鉛メッキ又は塗装)	場所: 原子炉補助建屋内 流体: 空気 使用圧力: 5kPa 以下 保温あり
フィルタ	ガラス繊維 など	
中央制御室非常用循環系統ダクト	炭素鋼 (内外面, 亜鉛メッキ又は塗装)	場所: 原子炉補助建屋内 流体: 空気 使用圧力: 5kPa 以下 保温あり

C/F: よう素フィルタ  
H/F: 微粒子フィルタ  
EH/C: 電気加熱コイル  
R/F: 粗フィルタ  
C/W: 冷却コイル  
H/C: 蒸気加熱コイル

図3 中央制御室非常用循環系統（換気空調設備）概略系統図



設備	材質	使用環境
アニュラス空気浄化系ダクト	炭素鋼 (内外面塗装)	場所: 原子炉建屋内 流体: 空気 使用圧力: 5kPa 以下 保温なし

C/F: よう素フィルタ  
H/F: 微粒子フィルタ  
EH/C: 電気加熱コイル

図4 アニュラス空気浄化設備概略系統図

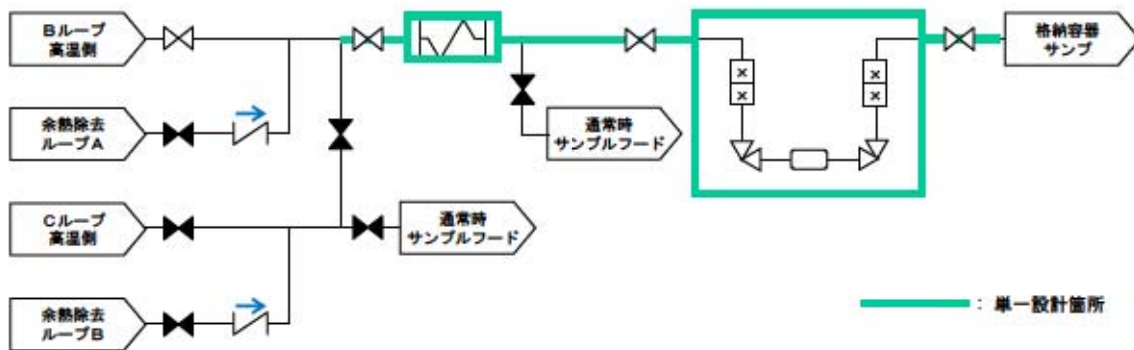


図5 事故時に1次冷却材を採取する設備（試料採取設備）概略系統図

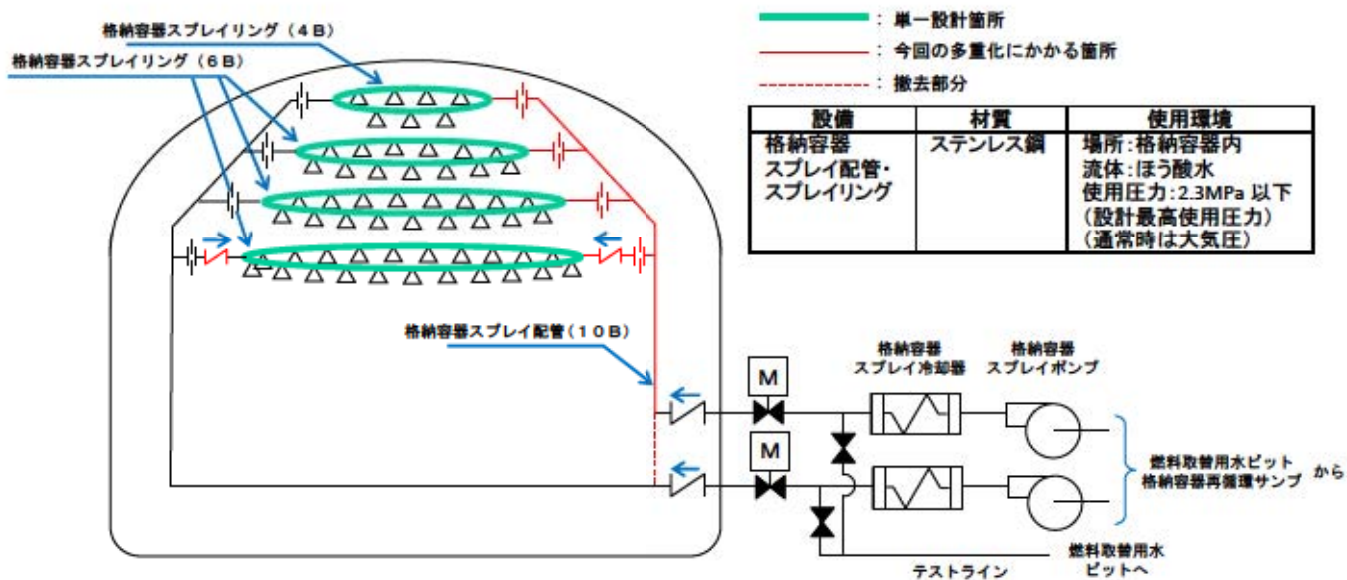


図6 格納容器スプレイ設備概略系統図

## 2.1.2 アニュラス空気浄化設備及び中央制御室非常用循環系統（換気空調設備）の基準適合性

アニュラス空気浄化設備及び換気空調設備のうち中央制御室非常用循環系統は、いずれも事故時に運転する機器であり、通常待機状態である。単一設計としている中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの内部流体は空気で温度、圧力もほぼ常温、常圧である。

機能が要求される事故時においては、アニュラス空気浄化設備については使用環境が多少悪化（温度、湿度上昇）すると思われるが、事故時の環境条件を想定した設計をしており、使用条件としては厳しい状態にはならない。また、設備は耐震Sクラスで設計されており、信頼性は高い。

当該設備の単一設計箇所について、故障箇所の検知性及び修復性、作業時の被ばく及び公衆、運転員の被ばくの観点から、設置許可基準規則第12条の解釈5に記載されている「想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。」に適合することを確認した。

### (1) 故障の可能性

当該系統の設備において、劣化モードに対する保守、管理を適切に実施しており、これまでにおいても故障した実績がない。また、他プラントにおける過去の故障実績についても調査を行ったが、同じ系統での故障実績はなく、系統、使用環境が異なる場合に腐食等が見られる程度であり、同様の故障の発生は考え難い。

今後もこれまでと同様に計画的な保守、管理及び追加の保全を継続していくことで、故障の発生を低く抑えることができると考える。また、念のために、ダクト内外面の詳細な点検を計画的に実施することとする。

### (2) 故障の想定

単一設計としているアニュラス空気浄化系統のダクトの一部及び中央制御室非常用循環フィルタユニット・中央制御室非常用循環系統ダクトの一部に想定される過酷な条件として、故障（劣化）モードからは微小な腐食程度しか考えられないが、保守的な想定として全周破断もしくは閉塞について検討した。

表3に設備毎に故障の想定とその対応について整理した。



表3 故障想定と対応整理表

設備 (系統)	想定箇所	故障	故障(劣化) モード	発生の可能性	検知性	修復性	被ばく影響	安全上支障 のない期間 に修復可	最も過酷な 条件	備考
アニュラス 空気浄化系 統 中央制御室 非常用循環 系統	ダクト	全周破断	腐食	△ (考えにくい)	○	○	○	○	○	2.1.2 (3) a
		10%漏えい 破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	—	別添資料1 2.
		閉塞	なし	× (考えられない)	—	—	—	—	—	2.1.2 (3) b
中央制御室 非常用循環 系統	フィルタ ユニット (フィル タ)	全周破断	腐食	× (考えられない)	—	—	—	—	—	2.1.2 (3) a
		10%漏えい 破損	腐食	○ (想定される)	○	○	○	○	—	別添資料1 2.
		閉塞(フィル タ)	性能劣化	○ (想定される)	○	○	○	○	○	2.1.2 (3) b

### (3) 想定される故障による影響評価

#### a. 全周破断の想定について

##### (a) 故障の想定

当該システムのダクトに想定される故障（劣化）モードは腐食・ひび割れであり、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定しても、現実的にはダクトの一部に腐食孔程度が生じることは考えられるが、全周破断にまで至ることは考え難い。

しかし、腐食からの延長として最も過酷な条件を想定して、全周破断を仮定する。

なお、フィルタユニットについては、故障（劣化）モード、構造及び運転条件等から、瞬時に全周破断に至ることはなく、また、定期的な検査により腐食の程度を把握できるため、全周破断の想定は不要と考える。

##### (b) 検知性

ダクトの全周破断が発生した場合、中央制御室での確認（破断前後の流量変化、線量の変化）又は、現場点検（視覚、聴覚、触覚）により、全周破断箇所の特定は容易に可能である。

##### (c) 修復作業性

補修作業は、全周破断箇所を特定した後、以下の要領で行う。

##### a) 補修箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場設置）

##### b) ダクト破断箇所の整形（補修を容易にするため、破断部分で邪魔な凸部位を切断し、整形する）

##### c) ダクトの補修方法としては、損傷モードによって柔軟に対応できるように、当て板及び紫外線硬化型FRPシートによる複数の補修方法を準備している。当て板による補修の場合、ダクトの芯を合わせ全周に当て板を行い、ステンステープにて固定する。また、ステンステープや当て板とダクトの隙間からの漏えいを防止するため、コーキングを実施する。（図7参照）

（ダクトの形状、サイズにより、当て板は1枚もしくは分割とする）

故障箇所の特定は容易であり、足場設置・解体場所が限定できることから、修復は3日間（足場設置・解体\*：各1日、補修：1日）で可能である。

\*足場解体作業は、事故収束後（後日）の対応でも問題なし

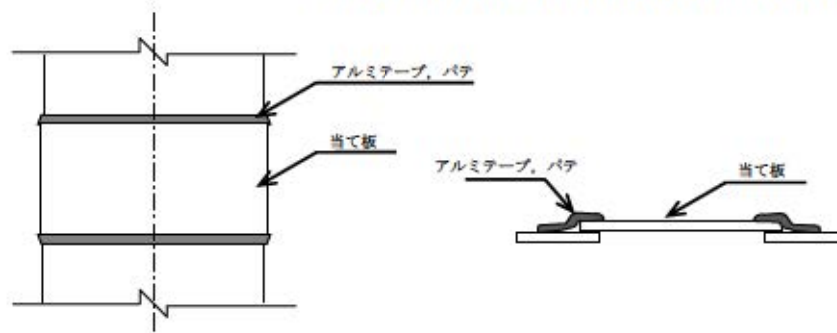


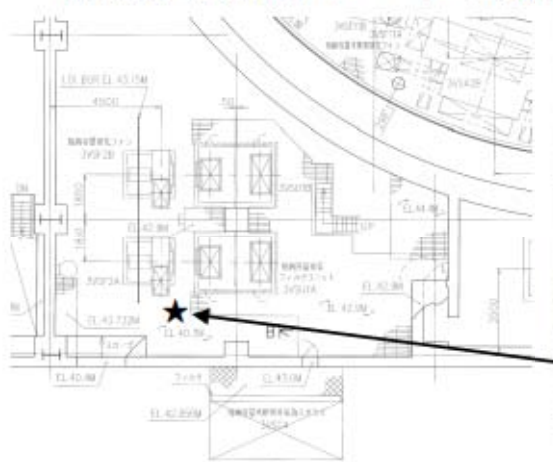
図7 全周破断時のダクト修復作業イメージ（例）

(足場設置のモックアップ試験)

高所等足場設置期間の妥当性を確認をすることを目的とし、足場設置に係る作業性（作業員、必要資機材、作業時間）のモックアップを行なった。モックアップの実施に際しては、事故時環境における作業を考慮し、全面マスク、タイベックを着用し実施した。また、足場設置困難箇所を以下の観点から選定し、第8図の箇所をアニュラス空気浄化系統における補修困難箇所として足場モックアップを行し、第9図の箇所を中央制御室非常用循環系統における補修困難箇所として足場モックアップを実施した。

- ・故障想定箇所（補修箇所）へのアクセス性（高所）
- ・補修箇所の作業性（狭隘箇所有無）
- ・上記の係る干渉物有無（補修箇所及びエリア周辺）

【足場設置困難箇所（アニュラス空気浄化系統）】



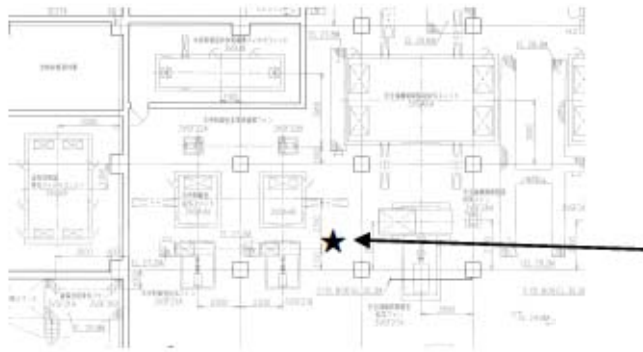
原子炉建屋 TP. 40.8m



作業員	7人			
必要資機材	足場パイプ (3m)	11本	ステップ	17個
	足場パイプ (2m)	20本	ジョイント	8個
	足場パイプ (1.5m)	11本	直行クランプ	90個
	足場パイプ (1m)	23本	自在クランプ	5個
	足場板 (1.5m)	7枚	キャッチクランプ	10個
	足場板 (1m)	14枚	チェーン用クランプ	3個
	ベース	6個	メッシュ 500×450	2個
			メッシュ 500×1000	1個
作業時間	約11時間			

第8図 アニュラス空気浄化系統における足場設置モックアップ実施結果

【足場設置困難箇所（中央制御室非常用循環系統）】



原子炉補助建屋 T.P. 24.8m

作業員	9人			
必要資機材	足場パイプ (3m)	25本	ベース	45個
	足場パイプ (2.5m)	15本	ステップ	20個
	足場パイプ (2m)	20本	直行クランプ	120個
	足場パイプ (1m)	65本	自在クランプ	30個
	足場板 (2.5m)	15枚	キャッチクランプ	10個
	足場板 (2m)	5枚	クランプカバー	30個
	足場板 (1m)	10枚	エンドキャップ	30個
作業時間	約10時間			

第9図 中央制御室非常用循環系統における足場設置モックアップ実施結果

(紫外線硬化型FRPシートによる修復作業のモックアップ試験)

紫外線硬化型FRPシートによる修復作業期間の妥当性を確認することを目的とし、修復時間の作業性（作業員、必要資機材、作業時間）のモックアップを行なった。

第10図に作業概要を示す。

モックアップの実施に際しては、紫外線硬化型FRPシートによる修復後、当該配管に対して耐圧試験を実施し、流路を確保するための十分な機能が確保できることを確認している。



第10図 紫外線硬化型FRPシートによる修復作業概要（モックアップ）

(作業訓練)

ダクトの全周破断に伴う修復作業は、事故時に修復作業が必要になった際に当社社員又は発電所構内企業により対応が出来るよう体制を整備する。

また、技量が必要となる作業については、訓練計画を定め、訓練を実施することで修復作業の対応性を高めていく。

#### (d) 破損箇所の仮定

アニュラス空気浄化設備の単一設計箇所は排気筒手前及びアニュラス空気浄化ファン入口の安全補機排気ラインがあるが、後者はここが破断した場合でも、安全補機室はアニュラス空気浄化ファンによって負圧となり、安全補機室に漏えいしたよう素はアニュラス空気浄化設備に導かれ、フィルタを通過して排気筒から放出される。この場合、現行の放出経路から変更はなく、よう素の除去効果も変更はないため、放出放射エネルギーに変更はない。このため、排気筒手前のダクトを破損箇所と仮定する。

中央制御室非常用循環系統については、単一設計箇所が複数箇所あるが、中央制御室に原子炉補助建屋内空気がそのまま流入し、直ちに中央制御室内の放射性物質濃度が中央制御室外の放射性物質濃度に近づくため被ばく評価上厳しくなる中央制御室空調ファン下流側ダクトを破損箇所と仮定する。(図 1 1 参照)

#### (e) 被ばく影響評価

##### a) 公衆への被ばく影響評価

アニュラス空気浄化設備の単一設計箇所について、ダクトの全周破断を想定し、その影響を被ばく評価にて確認した。

影響評価については、設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時において、事故発生 24 時間後から 4 日まで、ダクト全周破断箇所より漏えいが継続し、その全量が地上放出されるとして敷地境界での被ばく評価を実施した。(表 4, 5 参照)

被ばく評価結果より、ダクト損傷部からの影響は、既設置許可(添付十)の評価結果の実効線量約 0.23mSv と同程度(事故時の判断めやすの実効線量 5mSv に対する裕度を十分確保)であることを確認した。

##### b) 運転員への被ばく評価

中央制御室非常用循環系統の単一故障箇所について、中央制御室非常用循環系統ダクトの全周破断を想定し、その影響を被ばく評価にて確認した。(表 6, 7 参照)

影響評価については、設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時において、事故発生 24 時間後から 4 日まで、ダクト全周破断により中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ効果が期待できないものとして被ばく評価を行った。

被ばく評価結果より、中央制御室に取り込まれた放射性物質による被ばく量は、中央制御室の居住性における被ばく評価結果の実効線量約 8.9mSv から約 13mSv への増加であり、緊急作業時における許容実効線量 100mSv に対して十分な裕度があることを確認した。

##### c) 補修時の作業環境(被ばく)評価

アニュラス空気浄化設備及び中央制御室非常用循環系統のダクトを補修する際の影響について、原子炉冷却材喪失を対象とし、3 日間の作業を考慮して被ばく評価を行った。評価結果を表 8 に示す。

評価結果より、アニュラス空気浄化システムのダクトの補修時の作業環境中の線量率が高くなるが、作業時間の制限及び作業員の交替で対応可能であり、緊急作業時における許容実効線量 100mSv に至ることはない。

なお、今回の評価は破断口から放射性物質の漏えいが継続する条件にて評価したが、現実的には、アニュラス循環運転や中央制御室空調装置を停止させることで破断口からの漏えいは減少するため、環境線量が低減し、作業員の被ばく量は低減すると考える。

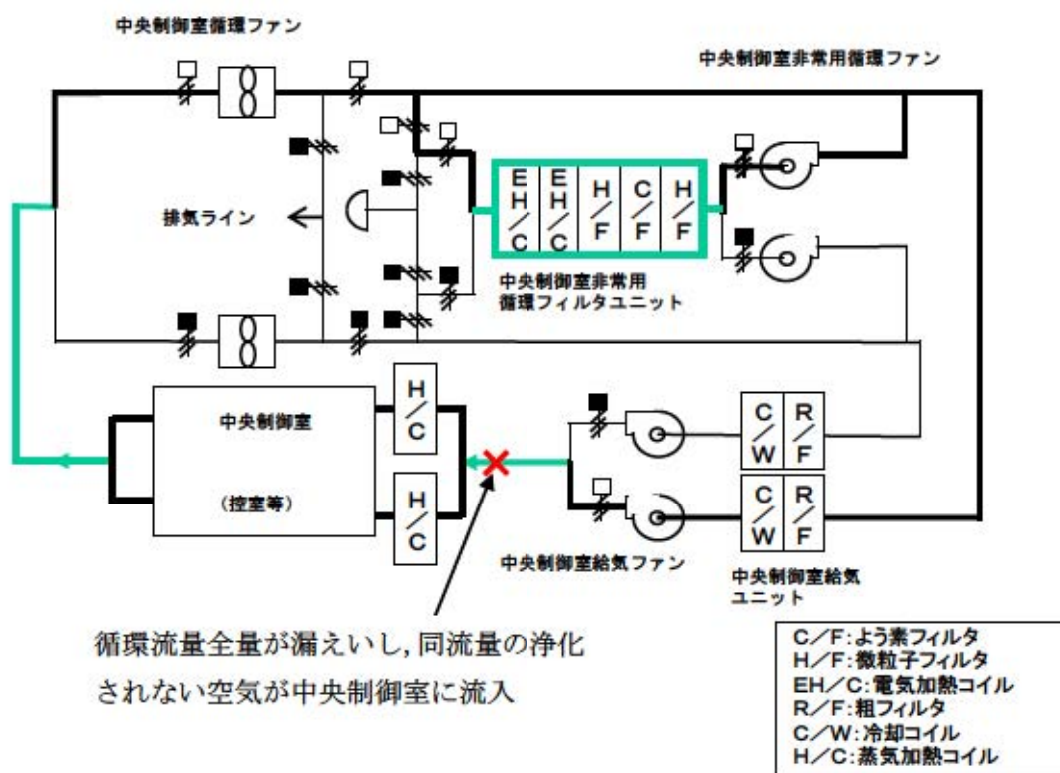


図 1 1 全周破断想定箇所 (1 / 2)

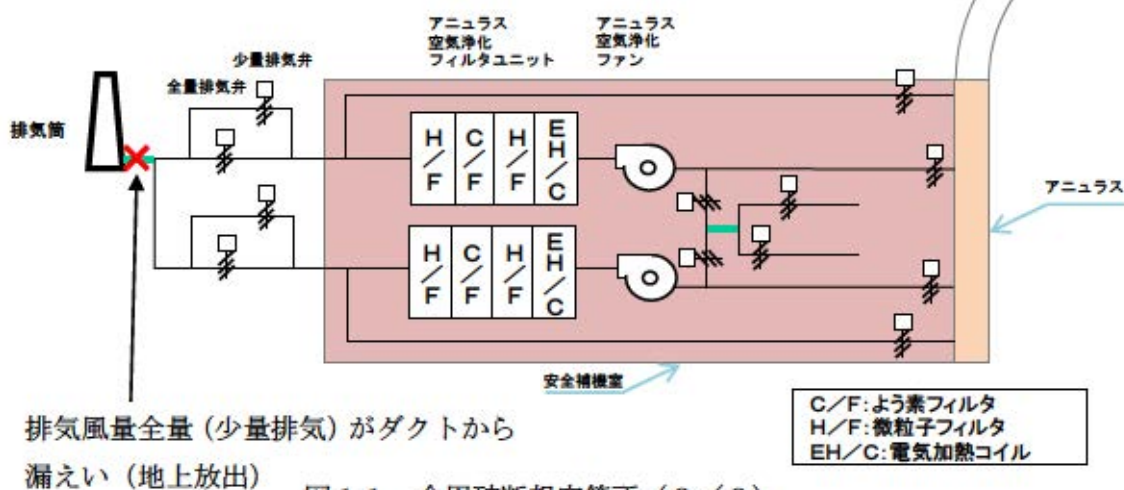


図 1 1 全周破断想定箇所 (2 / 2)

表4 公衆への被ばく影響評価において変更した評価条件



項目	既設置許可（添付十）の 事故解析評価	影響評価
単一故障	動的機器：非常用ディーゼル発電機 1台不動作 静的機器：なし	動的機器：なし 静的機器：ダクト全周破断（事故発生 24 時間後～4日） （図8(2/2)参照）
負圧達成後のア ニユラス排気風 量	（10分～30分） アニユラス空気浄化設備を通じて全量 放出（排気筒放出） （30分～30日） アニユラス空気浄化設備を通じて少量 放出（ファン容量の35.5%）（排気筒放 出）	（10分～30分） アニユラス空気浄化設備を通じて全量放 出（排気筒放出） （30分～24時間） アニユラス空気浄化設備を通じて少量放 出（ファン容量の35.5%）（排気筒放出）  <b>ダクト破断</b> （24時間～4日） 少量放出の全量（全量放出の約66.0%）の ダクト漏えい（地上放出）  <b>ダクト修復</b> （4日～30日） アニユラス空気浄化設備を通じて少量放 出（ファン容量の35.5%）（排気筒放出）



表5 アニュラス空気浄化系統ダクト全周破断時の影響評価

評価項目	既設置許可（添付十）の 事故解析評価結果	影響評価結果
よう素放出量（現行評価経路） （I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq	約 $2.1 \times 10^{11}$ Bq
希ガス放出量（現行評価経路） （ $\gamma$ 線エネルギー 0.5 MeV 換算）	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq	約 $4.4 \times 10^{13}$ Bq
よう素放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	—	約 $5.8 \times 10^{10}$ Bq
希ガス放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （ $\gamma$ 線エネルギー 0.5 MeV 換算）	—	約 $7.7 \times 10^{12}$ Bq
実効線量*	約 0.23mSv	約 0.23mSv

※ 実効線量には、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びブスカイシャイン線量（約 0.086mSv）を含む。

表6 運転員への被ばく影響評価において変更した評価条件

項目	中央制御室の居住性評価のうち設計基準 事故（原子炉冷却材喪失）時の解析条件	影響評価
単一故障	動的機器：外気隔離ダンパ 静的機器：なし	動的機器：外気隔離ダンパ 静的機器：ダクト全周破断（事故発生 24 時間後～4 日） （図 8 (1/2) 参照）
外気取り入れ 流量	0 分～1 分：85m <sup>3</sup> /min 1 分～30 日：0m <sup>3</sup> /min	0 分～1 分：85 m <sup>3</sup> /min 1 分～24 時間：0 m <sup>3</sup> /min 24 時間～4 日：500 m <sup>3</sup> /min 4 日～30 日：0 m <sup>3</sup> /min
非常用 循環ファン容量	0 分～2 分：0 m <sup>3</sup> /min 2 分～30 日：85 m <sup>3</sup> /min	0 分～2 分：0 m <sup>3</sup> /min 2 分～24 時間：85 m <sup>3</sup> /min 24 時間～4 日：0 m <sup>3</sup> /min 4 日～30 日：85 m <sup>3</sup> /min
フィルタによる よう素除去効率	0 分～2 分：0% 2 分～30 日：90%	0 分～2 分：0% 2 分～24 時間：90% 24 時間～4 日：0% 4 日～30 日：90%

表7 中央制御室非常用循環系統ダクト全周破断時の影響評価

評価項目	中央制御室の居住性評価のうち設計基準事故(原子炉冷却材喪失)時の解析条件	影響評価結果
よう素放出量 (I-131 等価量-成人実効線量係数換算)	約 $9.2 \times 10^{13}$ Bq	同左
希ガス放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 $8.1 \times 10^{15}$ Bq	同左
実効線量*	約 8.9mSv	約 13mSv

※ 中央制御室に取り込まれた放射性物質による被ばく。

表8 ダクト全周破断時の作業環境評価

設備	項目	線量率 (mSv/h)
アニュラス 空気浄化設備	原子炉建屋内の放射性物質による被ばく <sup>※1</sup>	約 7.4
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく <sup>※2</sup>	
	破損箇所から放出された放射性物質による被ばく	
中央制御室 非常用循環系統 (換気空調設備)	原子炉建屋内の放射性物質による被ばく <sup>※3</sup>	約 0.77
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	
	中央制御室非常用循環フィルタを線源とした $\gamma$ 線による被ばく	

※1：原子炉建屋内の放射性物質による被ばくは、外部遮蔽の外側で十分小さいため、作業環境への寄与は無視できる。

※2：大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、建屋天井等の遮蔽があるため、クラウドからの外部被ばくの影響は軽微であり、作業環境への寄与は無視できる。

※3：原子炉建屋内の放射性物質による被ばくは、他の2つの被ばく経路における被ばくが支配的であるため、作業環境への寄与は無視できる。

## b. フィルタ本体及びフィルタユニットもしくはダクトの閉塞について

### (a) 閉塞事象の検討

閉塞については、フィルタ本体の閉塞の他、フィルタユニット及びダクトの閉塞について、内部構成品の損傷による閉塞と外部からの衝撃による閉塞の可能性を検討したが、フィルタ本体の閉塞以外については、いずれにおいても閉塞事象は発生しないと考える。

#### a) フィルタ本体閉塞（中央制御室非常用循環系統）

フィルタ本体については、従来から劣化モードとして「閉塞」を想定しており、フィルタ差圧を管理し、適切にフィルタ取替を行うことで、容易に「閉塞」を除去可能であることを確認している。

#### b) フィルタユニットの閉塞（中央制御室非常用循環系統）

フィルタユニットは、3.2mmの鉄板を溶接組立てしたケーシングとケーシング内部に運転中負圧による凹み防止の補強鋼（型钢）及びフィルタ本体を固定する型枠（型钢）等から構成される（図12）。

これらは溶接で頑丈に組み立てられており、運転条件（若干の負圧）により構成部品が運転中に脱落することは考え難い。万一、脱落しても金属性の重量物（数kg以上）のため、フィルタユニットの底部にとどまるだけで流路を閉塞することは考えられない。また、外部からの衝撃についても周辺に衝撃を受けるような設備がないこと、及びフィルタユニットの大きさ及びユニットの構造から、完全閉塞となることは考えられない。

#### c) ダクト閉塞

ダクト内部を移動する可能性のある構成部品として、ダクト曲がり部のガイドペーン（図13）、バタフライ弁の弁体（図14）が考えられる。これらは全て金属製の重量物（数kg以上）であり、運転時の流速約10m/s程度では、ダクト内を移動しない。仮にダクト内を移動すると仮定しても、当該部の最小ダクトサイズが約500mm（角型又は丸型）であるのに対し、ガイドペーンは流路を閉塞させるような形状ではない。弁体については、弁体そのものがダクトサイズより小さいため、ダクトを閉塞させる事象には至らない。また、ダクト流路中に意図的に閉塞を起こすような操作可能なダンパ等も存在しない。なお、ファンインペラ（図15）は仮に脱落した場合流路上に異物となるが、重量物（10kg以上）であること及び寸法上ファンケーシング内に留まることから、ダクト内部を移動する懸念はない。

外部衝撃によるダクトの閉塞は、ダクトの敷設ルートに外部から衝撃が加わるような機器がなく、また仮に何らかの原因で外部衝撃が加わったとしても、部分的にダクトが変形もしくは、ダクトへの貫通穴が発生する程度の事象は否定できないが、ダクト流路を完全に閉塞させるような事象には至らないと考える。

以上からフィルタユニット及びダクトの閉塞事象については、現実的に考えて有り

得ない事象と考える。したがって、フィルタ本体の詰りのみを閉塞事象の過酷な条件と想定して評価した。

(b) 検知性

現場の点検によるフィルタ差圧の確認、系統の流量計の確認（中央制御室）により、早期に検知可能である。

(c) 修復作業性

フィルタ取替については、発電所構内にフィルタの予備品を保有しており、検知、着手後3時間程度あれば取替可能であるが、保守性を考慮し、運転員への被ばく評価、作業環境評価にあたって24時間を見込むこととする。

(d) 被ばく影響評価

a) 運転員への被ばく影響評価

フィルタ閉塞に伴い、事故発生24時間後～2日の期間（1日間）、放射性物質を含む中央制御室外の空気が中央制御室空調装置の100%流量相当（フィルタ効果無視）中央制御室に流入すると仮定して、被ばく評価を行った。被ばく評価では、原子炉冷却材喪失を対象とした。

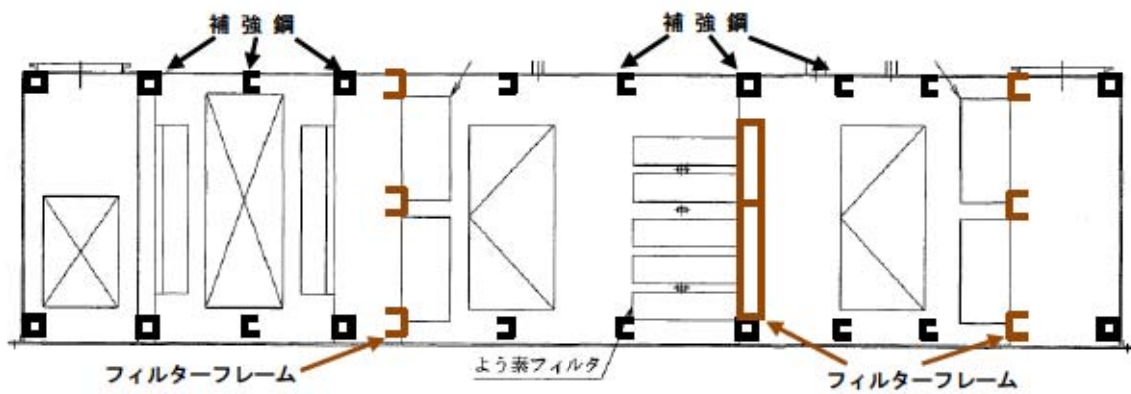
影響確認評価において変更した評価条件を表9に示す。

フィルタ閉塞に伴う放射性物質の漏えいを追加考慮した被ばく評価結果を表10に示す。

被ばく評価結果より、中央制御室に取り込まれた放射性物質による被ばく量は、中央制御室の居住性における被ばく評価結果の実効線量約8.9mSvから約10mSvへの増加であり、緊急作業時における許容実効線量100mSvに対して十分な裕度があることを確認した。

b) 補修時の作業環境（被ばく）評価

中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ取替時の影響について、原子炉冷却材喪失を対象とし、24時間の作業を考慮して作業環境評価を行った。評価結果を表11に示す。作業環境評価結果より、現場での24時間の作業を考慮した場合、被ばく量は約19mSvとなり、緊急作業時における許容実効線量100mSvを下回っていることを確認した。



ユニット寸法：幅 1586.4mm×高さ 6506.4mm×高さ 1591.4mm

図12 フィルタユニット構造図

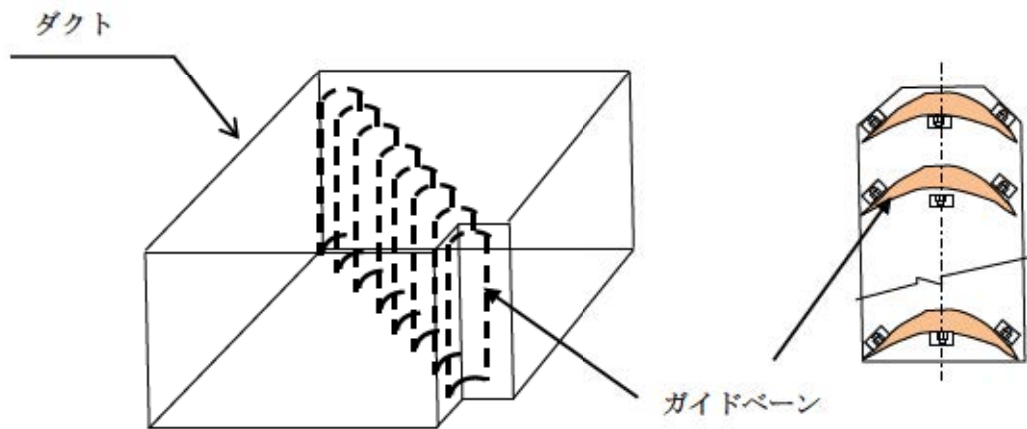


図13 ガイドベーン構造図

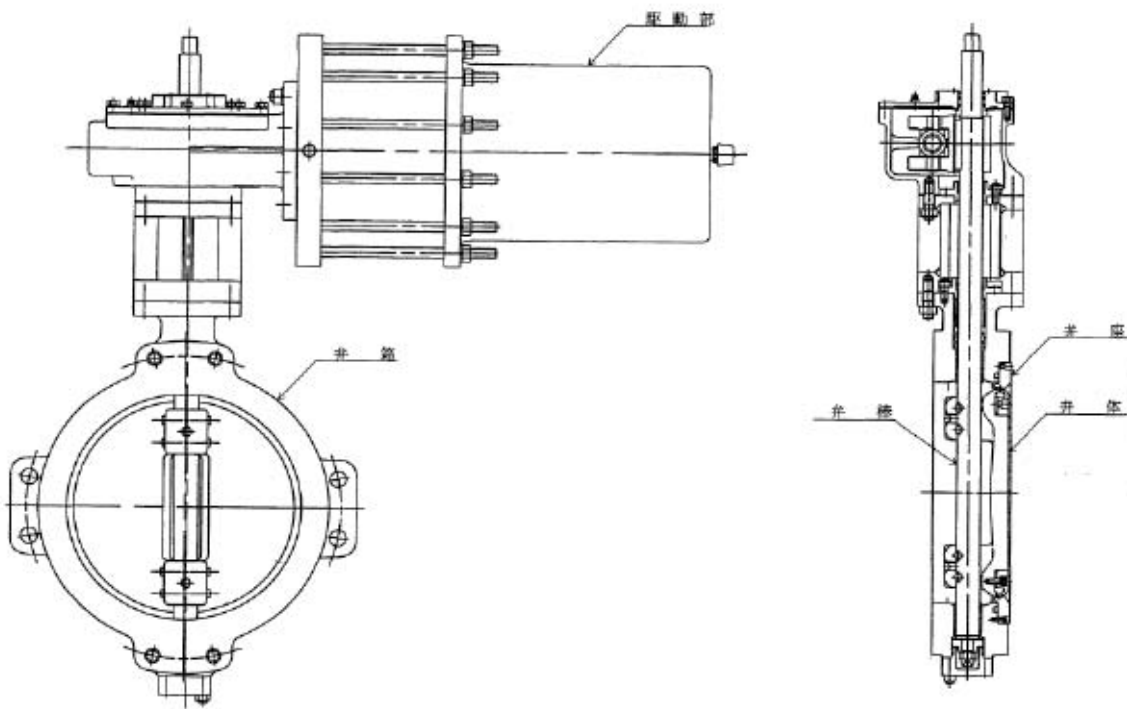


図14 バタフライ弁構造図

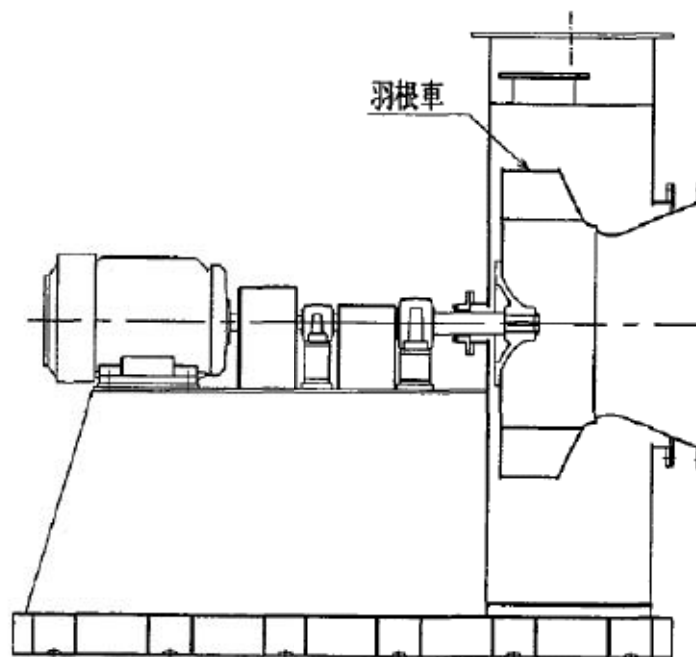


図15 ファン構造図

表9 運転員への被ばく影響評価において変更した評価条件

項目	中央制御室の居住性評価のうち設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の解析条件	影響評価
中央制御室非常用循環フィルタユニットよう素フィルタのよう素除去効率	0分～2分：0% 2分～30日：90%	0分～2分：同左 2分～24時間：90% 24時間～2日：0% 2日～30日：90%

表10 中央制御室非常用循環フィルタが1日間閉塞した場合の影響評価

評価項目	中央制御室の居住性評価のうち設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の解析条件	影響評価結果
よう素放出量 （I-131 等価量－成人実効線量係数換算）	約 $9.2 \times 10^{13}$ Bq	同左
希ガス放出量 （ $\gamma$ 線エネルギー 0.5 MeV 換算）	約 $8.1 \times 10^{15}$ Bq	同左
実効線量*	約 8.9 mSv	約 10 mSv

※ 中央制御室に取り込まれた放射性物質による被ばく。

表11 中央制御室非常用循環フィルタ取替え時の作業環境評価

設備	項目	線量率 (mSv/h)
中央制御室 非常用循環系統 （換気空調設備）	中央制御室非常用循環フィルタを線源とした被ばく	約 0.77
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	

#### (4) 検討結果

アニュラス空気浄化系統ダクトの一部及び中央制御室非常用循環フィルタユニット・中央制御室非常用循環系統ダクトの一部については、想定される最も過酷な条件下での故障を、安全上支障のない期間に除去又は修復できるため、単一故障の仮定を適用しない条件を満足していると考ええる。

### 2.1.3 試料採取設備（事故時に1次冷却材を採取する設備）の基準適合性

事故時に1次冷却材を採取する設備に求められる重要度の特に高い安全機能は「事故時の原子炉の停止状態の把握機能」であり、ここでいう「原子炉の停止状態の把握機能」とは、炉水中のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを確認することである。

同設備は配管等の静的機器より構成され、図16の通り単一設計となっているため、事故後24時間以降の長期間において単一故障を仮定しても、他の系統によってその安全機能が代替できる設計としている。

同設備を用いて、事故時に1次冷却材をサンプリングする場合には、サンプルフード内に採取管をセットし、サンプリングラインの弁を開として1次冷却材を採取するが、弁を開としても1次冷却材を採取できない場合は、単一故障が発生したと判断し、代替方法により原子炉が停止状態であることを把握する。

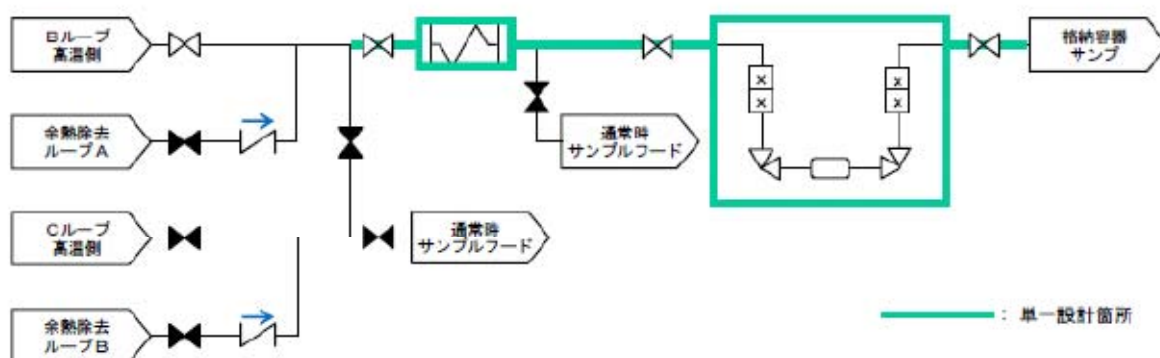


図16 事故時に1次冷却材を採取する設備の単一系統箇所

#### (1) 代替方法について

設計基準事故において、事故後24時間で収束しない事象としては1次冷却材喪失事故が想定される。1次冷却材喪失事故後24時間が経過した時点では、ほう酸タンク及び燃料取替用水ピットからのほう酸水注入は既に終了しており、破断口からの漏えい水は格納容器再循環サンプに溜まり、そのほう酸水が再び炉心に注入されることから、炉水は、ほう酸タンク及び燃料取替用水ピットから注入したほう酸水と事故前の炉水が混合されたものに置換されている。ここで、格納容器再循環サンプ水位を測定することにより、炉心に注入されるほう酸水量は把握することができるため、格納容器再循環サンプ、燃料取替用水ピットの水位により、炉水中のほう素濃度が未臨界維持に必要なほう素濃度以上であることを確認することが可能である。



(2) 代替方法によるほう素濃度の把握精度について

a. 1次冷却材喪失事故（大破断）時の状況

1次冷却材喪失事故（大破断）においては、未臨界度を確保するため、燃料取替用水ピットから 3200ppm<sup>\*1</sup>のほう酸水（約 1475m<sup>3</sup>）が原子炉格納容器内に注入される。

また、炉水の容量は約 280 m<sup>3</sup> であり、ほう素濃度は炉心の運転時期により約 2000ppm<sup>\*2</sup>～0ppm の範囲で変動する。

b. ほう素濃度の把握方法

事故後 24 時間後において、上述したように、炉水は、燃料取替用水ピットから注入したほう酸水と事故前の炉水が格納容器再循環サンプにて混合され、一様な濃度となったほう酸水に置換されている。このため、以下の様に炉水のほう素濃度を把握する。

- ① 格納容器再循環サンプに溜まった水位を水位計で計測する。（水量：A m<sup>3</sup>）
- ② 保守的なほう素濃度を求めるため、A m<sup>3</sup> のうち事故前の炉水 280 m<sup>3</sup>（α ppm）は全量が格納容器再循環サンプに溜まると仮定する。
- ③ 残りの水量（A-280 m<sup>3</sup>）は、全量が燃料取替用水ピットからの注入水（3200ppm）と仮定する。
- ④ 次式にて、格納容器再循環サンプのほう素濃度（＝炉水中のほう素濃度）が把握できる。

$$(280 \times \alpha \text{ ppm} + (A - 280) \times 3200 \text{ ppm}) / A$$

c. ほう素濃度の把握

格納容器再循環サンプ水位計は、計器誤差が±3.8%である。よって、誤差を考慮したほう素濃度は以下により算出される。

$$(280 \times \alpha \text{ ppm} + (A' - 280) \times 3200) / A'$$

ここで、A' = A ± (水位の誤差) × (断面積)

ここで、A' = A ± ((水位計の誤差) × (高さ)) × (断面積)

仮に、A = 1210 m<sup>3</sup>（再循環運転に必要なサンプ保有水量）<sup>\*3</sup>であり、保守的に事故前の炉水 280 m<sup>3</sup> が 0ppm と仮定して把握精度を算出する。

(この場合、A' = A ± (0.038 × 4.8) × (753.8) = 1210 ± 140 となる (図 1 4 参照)。)

<ほう素濃度の下限>

$$(280 \times 0 \text{ ppm} + (1070 - 280) \times 3200 \text{ ppm}) / 1070 = \text{約 } 2363 \text{ ppm}$$

なお、誤差を考慮しない場合、ほう素濃度は、

$$(280 \times 0 \text{ ppm} + (1210 - 280) \times 3200 \text{ ppm}) / 1210 = \text{約 } 2460 \text{ ppm}$$

となるため、ほう素濃度の誤差は、±4.1% (±100ppm) となる。

#### d. 代替把握の妥当性

把握すべきほう素濃度については、「炉水中のほう素濃度が未臨界維持に必要なほう素濃度以上であることを確認すること」が重要であり、ここでいう未臨界維持に必要なほう素濃度とは 1800ppm であるため、保守的な仮定に基づき、かつ計器誤差を考慮しても、1800ppm 以上であることは十分確認できることがわかる。

したがって、格納容器再循環サンプ水位計により、サンプ保有水量が  $A=1210\text{m}^3$  以上であること（再循環運転が継続できていること）を確認することで、原子炉が停止状態にあることが把握できる。

なお、格納容器再循環サンプ水位は、中央制御室で確認できるため、アクセス性等は問題ない。

- \* 1 : 設置変更許可申請書におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷後の値
- \* 2 : 定格出力運転時におけるほう素濃度については、燃料の反応度が最も大きいサイクル初期において最も高くなるが、既許可の設置変更許可申請書でも記載のとおり、2000ppm 以下とすることとしている。

平成22年11月26日許可設置変更許可申請書 本文五号

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

(ハ) 制御設備

(1) 制御材の個数及び構造

b. ほう素

(中略)

出力運転時ほう素濃度 2,000ppm以下

- \* 3 : 既工事計画認可申請書 格納容器再循環サンプスクリーン取替工事に係る工事計画 認可申請書添付資料5「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」（平成20・10・23 原第3号 平成20年12月3日認可）に記載のとおり、再循環運転時のECCS水源となる格納容器再循環サンプ保有水の水位は、水源となる燃料取替用水ピット等の水量を通常水位より少なく見積もっても T.P. 13.7m(図17参照)となり、この時の保有水量が  $1210\text{m}^3$  (※) である。工事計画認可申請書では、この時に、再循環運転に必要なサンプ保有水量以上（ECCSポンプの必要NPSH以上）であることを確認しており、泊発電所の運転マニュアルでも、T.P. 約 13.7m に相当する水位（格納容器再循環サンプ広域水位71%）以上で再循環モードの運転を行うこととしている。格納容器再循環サンプのほう素濃度を保守的に算出するため、この値を用いた。

(※) サンプ保有水量 1210m<sup>3</sup>の内訳

項目	内訳	水量 (m <sup>3</sup> )
① CV内への注水水量	燃料取替用水ピット、蓄圧タンク（いずれも通常水位より低い値を想定）等	1613
② サンプ水位に寄与しない水量	CV内注水のうちサンプ以外の場所での滞留水等	402
格納容器再循環サンプに溜まる水量 (①-②)		1211

1211m<sup>3</sup>を丸めて 1210m<sup>3</sup>とした。

### (3) 検討結果

以上より、格納容器再循環サンプ水位が再循環運転に必要な最低水位以上であることを確認することにより、原子炉が未臨界であり、原子炉が停止状態であることが確実に把握できる。

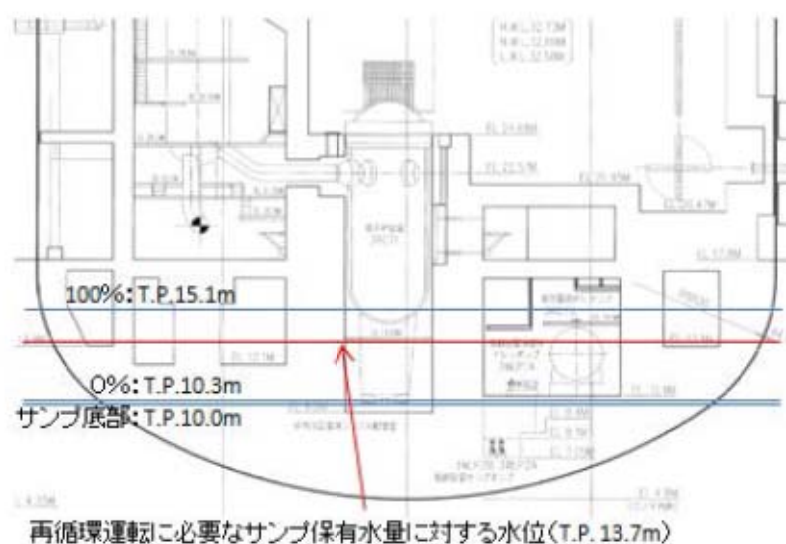


図 1 7 格納容器再循環サンプ水位計と水位の関係

#### 2.1.4 原子炉格納容器スプレイ設備の基準適合性

原子炉格納容器スプレイ設備は、事故時に運転する機器であり、通常待機状態である。格納容器スプレイ配管・スプレイリングは、原子炉格納容器内で非閉鎖系の開放端となっており、定期試験時を含めて加温・加圧されることはなく、通常運転時の原子炉格納容器内雰囲気温度、圧力で保持されている。

機能が要求される事故時においては、使用環境が通常時と異なる（温度、圧力上昇）が、設備は事故時の環境条件を想定した設計をしており、使用条件としては厳しい状態にはならない。また、設備は耐震Sクラスで設計されており、信頼性は高い。

このように静的機器の単一故障については、動的機器の単一故障に比べて故障率が小さいと考えられるが、規則への適合性の観点から、泊発電所3号炉の静的機器の単一設計箇所を有するとして抽出された原子炉格納容器スプレイ設備について、格納容器スプレイ配管の多重化を図ることとした。また、単一設計となるスプレイリングについては当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えると考えられる静的機器の単一故障を再循環モード切替後に仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるスプレイ流量を確保するため逆止弁を設置することとした。（詳細は別添資料1の7）

その上で、安全機能に最も影響を与えると考えられる静的機器の単一故障を想定し、設備対策についての検討、影響評価を実施することにより、設置許可基準規則第12条第2項への適合性、および同解釈4に記載されている「所定の安全機能を達成できるように設計されていること」への適合性を確認した。

(1) 単一故障の想定

泊発電所3号炉の原子炉格納容器スプレイ設備は以上のように格納容器スプレイ配管の多重化を図った後においても、A系統、B系統の配管が接続しているスプレイリングが単一系統となる。この場合、「格納容器の冷却機能」等に影響を与えるスプレイ流量（スプレイリングからスプレイできる流量）が少なくなるのは、系統外への流出が生じる破損であることから、想定される最も過酷な条件として「完全閉塞」でなく「全周破断」を想定した\*。

※ 閉塞については、動的機器の単一故障を想定している現行の安全解析（原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内圧等、添付書類十の解析）に包含される。

(2) 全周破断の想定位置

一方、スプレイ流量が最も少なくなる全周破断位置は、図18の格納容器スプレイ配管のT.P.33.9mであるため、この位置に全周破断を想定する。なお、逆止弁の故障にはボディーの破断や、動作不能による閉塞が考えられるが、破断については配管の全周破断に包含され、閉塞については配管の閉塞と同様に健全側からのスプレイ流量が確保されるため、全周破断が最も過酷な条件である単一故障となる。

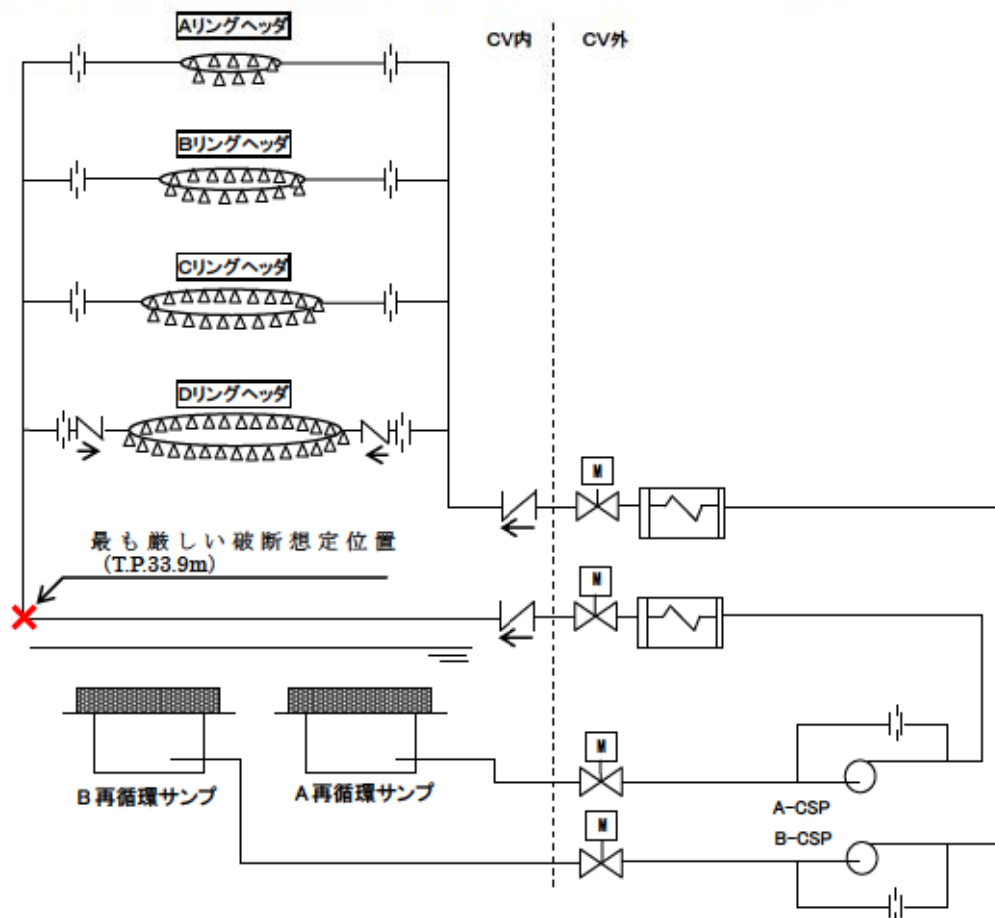


図18 原子炉格納容器スプレイ設備の破断想定位置

(3) スプレイ流量評価

全周破断を想定した場合のスプレイ流量を評価した (図19参照)。

評価に当たっては、破断想定箇所までの配管抵抗と系統圧力とのバランスからスプレイ流量を算出している。

その結果、表12に示すとおり、スプレイ流量は約  $364.2\text{m}^3/\text{h}$  (現行の安全解析で考慮している流量の約40.1%) となる。

この結果をもとに、安全解析条件は、現行の安全解析で考慮している流量の36%とする。

(詳細は別添資料1の8)

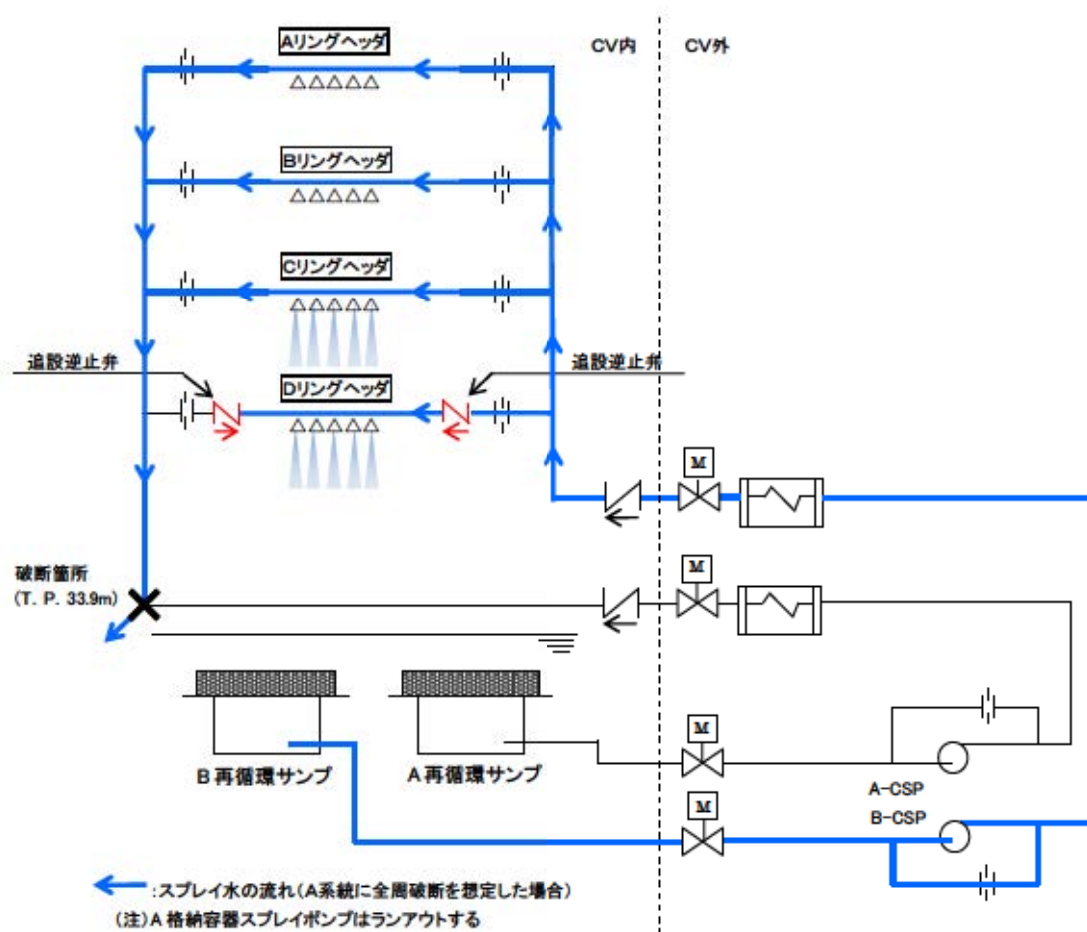


図19 格納容器スプレイ配管の全周破断時のスプレイ水の流れ  
(接続配管のオリフィスの下流に逆止弁を設置した場合)

表 1 2 スプレイ流量評価結果

項 目		評価結果
スプレイリングヘッドからのスプレイ流量	Aスプレイリングヘッド	
	Bスプレイリングヘッド	
	Cスプレイリングヘッド	
	Dスプレイリングヘッド	
	合計	約 364.2m <sup>3</sup> /h

(4) 安全解析

単一故障として格納容器スプレイ配管立上り部の全周破断を想定した場合に影響を与える以下の3つの安全解析を実施した。

- ・原子炉格納容器内圧評価（健全性評価）
- ・可燃性ガスの発生に関する評価
- ・環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価

結果を表 1 3～表 1 5，図 2 0，図 2 1 に示す。

表 1 3～表 1 5 に示すとおり、現行の安全解析と同等であることを確認した。

（詳細は別添資料 1 の 9）

なお、格納容器スプレイ配管追設後の動的単一故障に対する安全評価については、動的機器の単一故障により、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列が動作不能になることには変わらないことから、現行の安全解析と変わらないことを確認した。

表 1 3 原子炉格納容器内圧評価（健全性評価）の解析結果

項 目	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析
最高圧力(MPa[gage])	約 0.241	約 0.240
最高温度(°C)	約 124	約 124
判断基準（最高使用圧力(MPa[gage]))	≦0.283	
判断基準（最高使用温度(°C))	≦132	

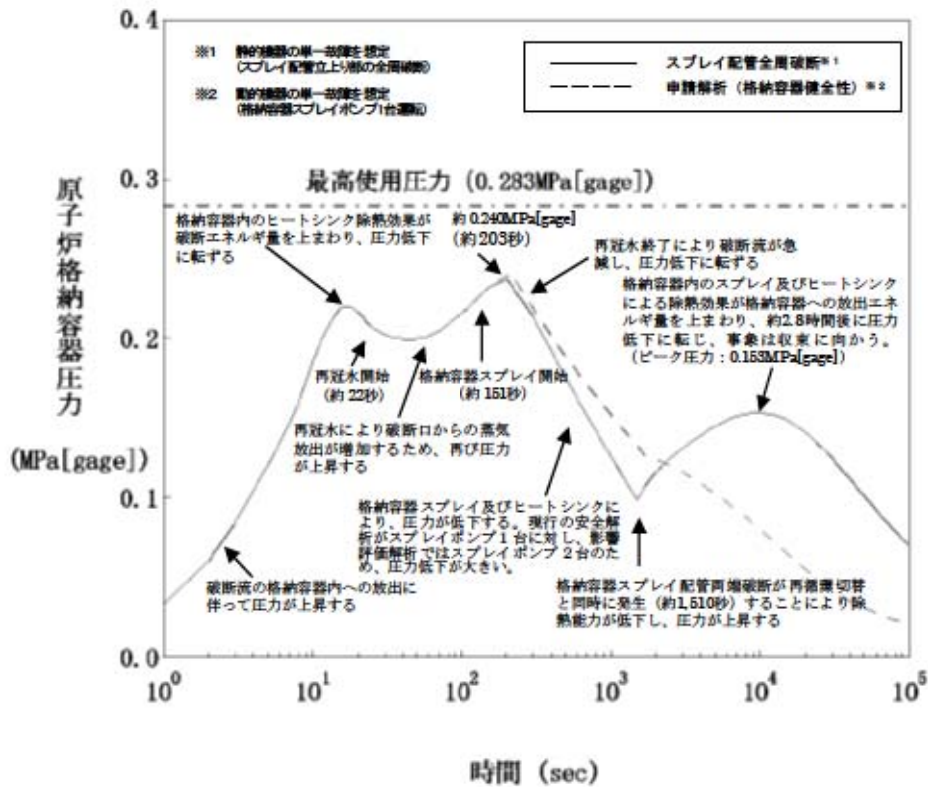


図 2 0 格納容器スプレィ配管の全周破断を想定した場合の原子炉格納容器内圧 (スプレィ流量として安全解析で考慮している値の 36%の場合)

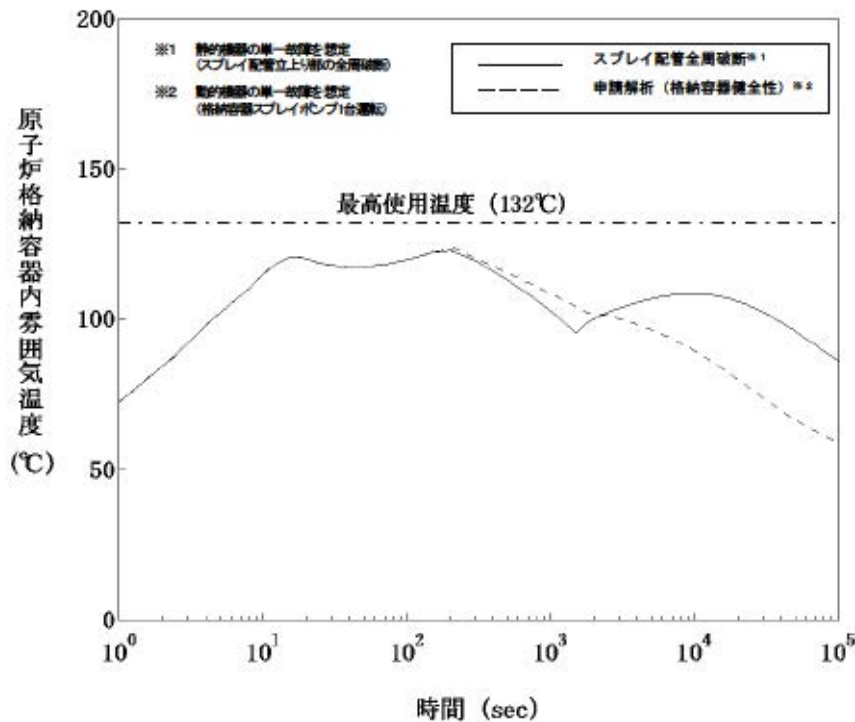


図 2 1 格納容器スプレィ配管の全周破断を想定した場合の原子炉格納容器内雰囲気温度 (スプレィ流量として安全解析で考慮している値の 36%の場合)



表 1 4 可燃性ガスの発生の解析結果

項目	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析
原子炉格納容器内水素濃度 (%)	約 3.3	約 3.0
判断基準 (%)	≤4	

表 1 5 環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）の解析結果

項 目	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析
環境に放出されるよう素量 (Bq) (I-131 等価量—小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$	約 $3.1 \times 10^{11}$
環境に放出される希ガス量 (Bq) ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$	約 $7.5 \times 10^{13}$
敷地等境界外における最大実効線量 (mSv) ※	約 0.23	約 0.23
判断基準 (mSv)	≤5	

※ 実効線量には、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.086mSv）を含む。

(5) 検討結果

原子炉格納容器スプレイ設備については、想定される最も過酷な条件となる単一故障を想定しても、以下の通り、原子炉格納容器内の内圧を低減し、放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えることにより、所定の安全機能を達成できることを確認した。

- ・ 動的機器の単一故障を想定した場合の評価結果が従来と変わらないこと
- ・ 静的機器の単一故障を想定した場合の評価結果が従来の安全評価と同程度の結果に収まること

## 2.2 安全施設の共用・相互接続

泊発電所3号炉において、発電用原子炉施設間にて共用又は相互接続している設備が、設置許可基準規則（第12条 第6項、第7項）に適合していることを以下に示す。

### 2.2.1 共用・相互接続設備の抽出方法

既に許認可を受けている原子炉設置変更許可申請書、工事計画認可申請書及び系統図、展開接続図等から、1号炉又は2号炉と共用又は相互接続している設備を抽出した。

また、抽出した設備について、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」等に基づき安全機能の重要度を確認した。

抽出方法を示したフローを図22に示すとともに、当該フローにより抽出した結果を表16に示す。

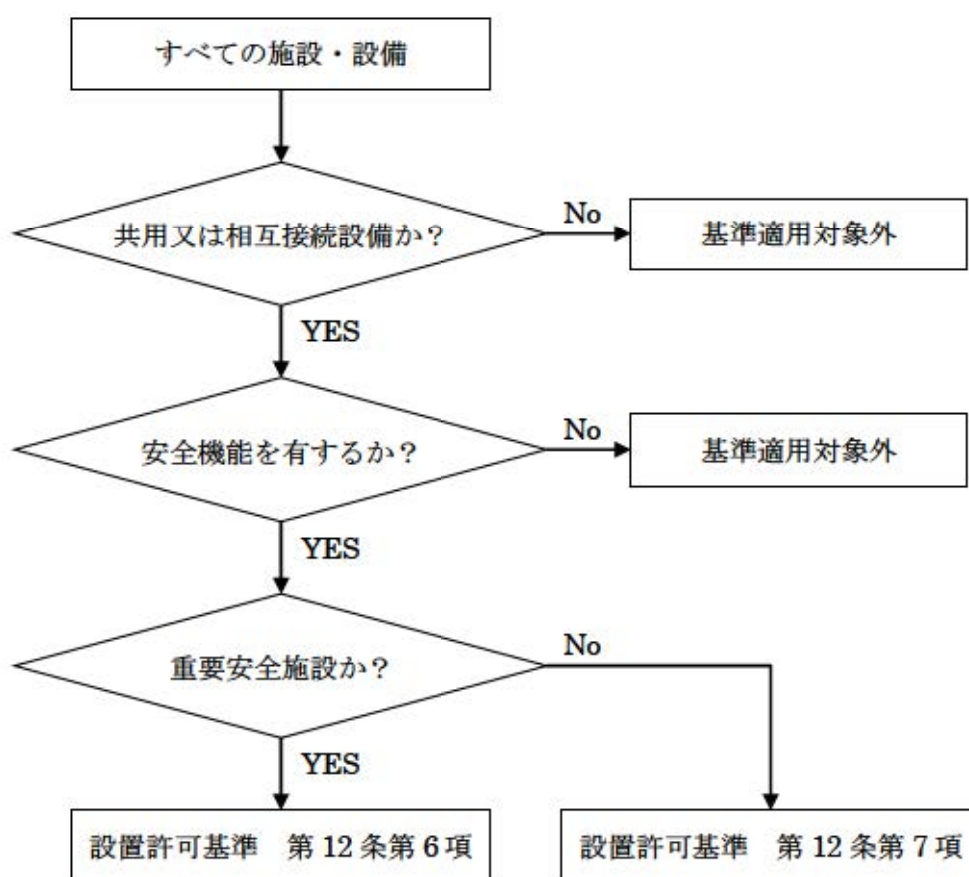


図22 共用・相互接続設備の抽出フロー

表 1 6 共用・相互接続設備の抽出結果

共用・相互接続設備		重要度分類
電気設備	275kV 送電線	PS-3
	275kV 開閉所設備	PS-3
	66kV 送電線*	PS-3
	通信連絡設備(電力保安通信用電話設備, 加入電話設備)	MS-3
	<b>【相互接続設備】</b>	
	通信連絡設備(運転指令装置)	MS-3
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	使用済燃料ピット(3号炉に設置)	PS-2
	使用済燃料ピット水位計(3号炉に設置)	PS-2
	使用済燃料ラック(3号炉に設置)	PS-2
	キャスクピット(3号炉に設置)	PS-2
	破損燃料保管容器ラック(3号炉に設置)	PS-2
	使用済燃料ピットポンプ(3号炉に設置)	PS-3
	使用済燃料ピット冷却器(3号炉に設置)	PS-3
	使用済燃料ピット脱塩塔(3号炉に設置)	PS-3
	使用済燃料ピットフィルタ(3号炉に設置)	PS-3
	使用済燃料ピットクレーン(3号炉に設置)	PS-2
	燃料取扱棟クレーン(3号炉に設置)	PS-2
放射性廃棄物廃棄設備	洗浄排水タンク(3号炉に設置)	PS-3
	洗浄排水蒸発装置(3号炉に設置)	PS-3
	洗浄排水濃縮廃液タンク(3号炉に設置)	PS-3
	洗浄排水蒸留水タンク(3号炉に設置)	PS-3
	洗浄排水濃縮廃液移送容器	PS-3
	ペイラ(2号炉に設置)	PS-3
	雑固体焼却設備(1号及び2号炉に設置)	PS-3
	固体廃棄物貯蔵庫	PS-3
放射線管理設備	モニタリングポスト	MS-3
	モニタリングステーション	MS-3
	モニタリングポスト及びモニタリングステーションの無停電電源装置*	MS-3
	放射能観測車	MS-3
	気象観測設備	MS-3

共用・相互接続設備		重要度分類
発電所補助設備	2次系純水タンク	PS-3
	<b>【相互接続設備】</b>	
	給水処理設備（1号及び2号炉に設置）	PS-3
	給水処理設備（3号炉に設置）	PS-3
火災防護設備	火災感知設備※（1号及び2号炉に設置）	MS-3
	ろ過水タンク※（1号及び2号炉に設置）	MS-3
	電動機駆動消火ポンプ※（1号及び2号炉に設置）	MS-3
	エンジン駆動消火ポンプ※（1号及び2号炉に設置）	MS-3
	ハロゲン化物消火設備（一部）※（1号及び2号炉に設置）	MS-3
	二酸化炭素消火設備（一部）※（1号及び2号炉に設置）	MS-3
	<b>【相互接続設備】</b>	
	消火設備（1号及び2号炉に設置）※	MS-3
消火設備（3号炉に設置）※	MS-3	

※ 従来共用しておらず，今回新たに共用とした設備

## 2.2.2 共用・相互接続設備の基準適合性の判断基準

表16から、共用・相互接続設備のうち、重要安全施設に該当するものはない。

基準要求の「安全性を損なわない」の判断にあつては、下記のとおりとする。

共用化・相互接続することで、当該設備に要求される技術的要件（安全機能）が阻害されることがないように配慮されている場合。

上記の判断基準に基づき、表16に抽出された各共用・相互接続設備の基準適合性について、表17に示す。

なお、共用設備のうち、従来は共用しておらず今回新たに共用したものは、66kV送電線、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置、2次系純水タンク、火災感知設備の一部並びに消火設備の一部が該当する。また、相互接続設備としては、通信連絡設備（運転指令装置）、発電所補助設備（給水処理設備）及び火災防護設備（消火設備）が該当する。

表 1 7 共用化・相互接続の理由と適切性

1. 重要安全施設

共用・相互接続設備	重要度 分類	安全性が向上する理由
なし	—	—

2. 重要安全施設以外の安全施設

共用・相互接続設備	重要度 分類	安全性を損なわない理由
275kV 送電線 275kV 開閉所設備 66kV 送電線	PS-3 PS-3 PS-3	<p>左記設備は、1号、2号及び3号炉の所内負荷をまかなうために必要な容量を有している。</p> <p>また、275kV 送電線及び開閉所設備は、1号、2号及び3号炉にそれぞれ遮断器を設置、66kV 送電線は、1号及び2号炉と3号炉にそれぞれ遮断器を設置しており、1号炉又は2号炉で短絡等が発生した場合、それを検知し、故障箇所を自動的に遮断することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</p>
通信連絡設備 (電力保安通信用電話設備、 加入電話設備)	MS-3	<p>発電所内外との通信連絡に使用するものであり、十分な回線数や機材を有していることから、共用により安全性を損なうことはない。</p>
【相互接続設備】 通信連絡設備 (運転指令装置)	MS-3	<p>1号及び2号炉の運転指令装置と3号炉の運転指令装置を相互接続するものの、3号炉中央制御室から制御装置間の接続・切り離しを行うことが可能なことから、悪影響を及ぼすことはなく、1号及び2号炉と3号炉で独立した制御装置を設置することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。</p>

共用・相互接続設備	重要度 分類	安全性を損なわない理由
使用済燃料ピット (3号炉に設置) 使用済燃料ピット水位計 (3号炉に設置) 使用済燃料ラック (3号炉に設置) キャスクピット (3号炉に設置) 破損燃料保管容器ラック (3号炉に設置) 使用済燃料ピットポンプ (3号炉に設置) 使用済燃料ピット冷却器 (3号炉に設置) 使用済燃料ピット脱塩塔 (3号炉に設置) 使用済燃料ピットフィルタ (3号炉に設置) 使用済燃料ピットクレーン (3号炉に設置) 燃料取扱棟クレーン (3号炉に設置)	PS-2  PS-2  PS-2  PS-2  PS-2  PS-3  PS-3  PS-3  PS-3  PS-2  PS-2	左記設備は、1号及び2号炉の使用済燃料を3号炉の使用済燃料ピットで貯蔵するため共用化している。 以下のとおり、共用により安全性を損なうことはない。 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 使用済燃料の貯蔵容量又は輸送容量の範囲内で共用する。</li> <li>● 1号、2号及び3号炉の使用済燃料を貯蔵することによる熱負荷を考慮しても、使用済燃料ピット水を浄化又は冷却できる容量を有している。</li> <li>● 1号、2号及び3号炉の使用済燃料、輸送容器等の吊荷重を取り扱う容量を有している。</li> </ul>
洗浄排水タンク (3号炉に設置) 洗浄排水蒸発装置 (3号炉に設置) 洗浄排水濃縮廃液タンク (3号炉に設置) 洗浄排水蒸留水タンク (3号炉に設置) 洗浄排水濃縮廃液移送容器	PS-3  PS-3  PS-3  PS-3  PS-3	1号及び2号炉で発生した洗濯物を3号炉で処理できるよう共用するものである。 3号炉の洗浄排水処理システムの容量を超えないよう運用することから、共用により安全性を損なうことはない。

共用・相互接続設備	重要度 分類	安全性を損なわない理由
ベイラ (2号炉に設置)  雑固体焼却設備 (1号及び2号炉に設置)  固体廃棄物貯蔵庫	PS-3  PS-3  PS-3	左記設備は、1号、2号及び3号炉で発生する放射性廃棄物を処理又は貯蔵するために必要な容量を有しており、また、各設備の仕様に合った放射性廃棄物を処理又は貯蔵していることから、共用により安全性を損なうことはない。
モニタリングポスト モニタリングステーション 放射能観測車 気象観測設備  モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置	MS-3 MS-3 MS-3 MS-3  MS-3	左記設備は、発電所周辺の放射線等を監視するための設備であり、その機能が直接原子炉の安全性に影響を及ぼすものではないことから、共用により安全性を損なうことはない。 モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置は、非常用所内電源系から独立した電源構成にするとともに、モニタリングポスト及びモニタリングステーションの機能を維持するために必要な電力を供給できる容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。
2次系純水タンク	PS-3	左記設備は、1号、2号及び3号炉で必要とする補給水量に対し、十分な容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。



共用・相互接続設備	重要度 分類	安全性を損なわない理由
火災感知設備（一部） （1号及び2号炉に設置） ろ過水タンク （1号及び2号炉に設置） 電動機駆動消火ポンプ （1号及び2号炉に設置） エンジン駆動消火ポンプ （1号及び2号炉に設置） ハロゲン化物消火設備（一部） （1号及び2号炉に設置） 二酸化炭素消火設備（一部） （1号及び2号炉に設置）	MS-3  MS-3  MS-3  MS-3  MS-3  MS-3	左記設備は、1号及び2号炉に設置している1号、2号及び3号炉共用設備の火災感知又は消火を行うために共用するものであり、1号及び2号炉と3号炉で独立した火災感知設備及び消火設備を設置することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。
<b>【相互接続設備】</b> 給水処理設備 （1号及び2号炉に設置） 給水処理設備 （3号炉に設置） 消火設備 （1号及び2号炉に設置） 消火設備 （3号炉に設置）	PS-3  PS-3  MS-3  MS-3	左記設備は、1号及び2号炉用に設置しているものと3号炉用に設置しているものの独立した2つの設備で構成しており、ろ過水、純水及び消火水を融通するため相互接続している。  左記設備は、連絡ラインには弁を設置して、連絡弁閉止時には物理的に分離し、連絡時には弁を閉止することで物理的な分離が可能なことから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時において相互の圧力は同じであり、1号及び2号炉と3号炉のプラント運転に必要な水を供給できる容量を有することにより、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

## 泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合性説明資料

(12条 信頼性 共用)

## 1. 原子炉補機冷却水サージタンクについて

原子炉補機冷却水サージタンクについては、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統に属する事故後長期間使用する静的機器であり、機器単体としては1基のみであるが、タンク内部に仕切り板を設置しており、当該タンクに想定される故障を仮定しても、原子炉補機冷却水系統の A・B 両系統が機能を喪失することはない設計としていることから、単一設計機器として抽出していない。その根拠を以下に示す。

### (1) 原子炉補機冷却水サージタンクの機能及び構造

#### a. 原子炉補機冷却水サージタンクの機能

- (a) 原子炉補機冷却水系統の最も高い位置に設置し、原子炉補機冷却水系統の戻り系統の圧力を常に正圧に保つことで、冷却水ポンプのキャビテーション防止を図る。(図 1 参照)
- (b) 原子炉補機冷却水の温度変化による膨張あるいは収縮を吸収する。
- (c) タンク内部に窒素ガスを充填することで、原子炉補機冷却水系統への酸素混入防止を図る。

#### b. 原子炉補機冷却水サージタンクの構造

原子炉補機冷却水サージタンクは耐震 S クラス設計である。また、タンク内部には仕切り板を設置しており、一方の原子炉補機冷却水系統に漏えいが発生しても、もう一方の系統の健全性を保てるように設計している。

原子炉補機冷却水サージタンクは、炭素鋼製の静的機器であり、内部圧力 5~40kPa (窒素ガス充填) に維持されている。

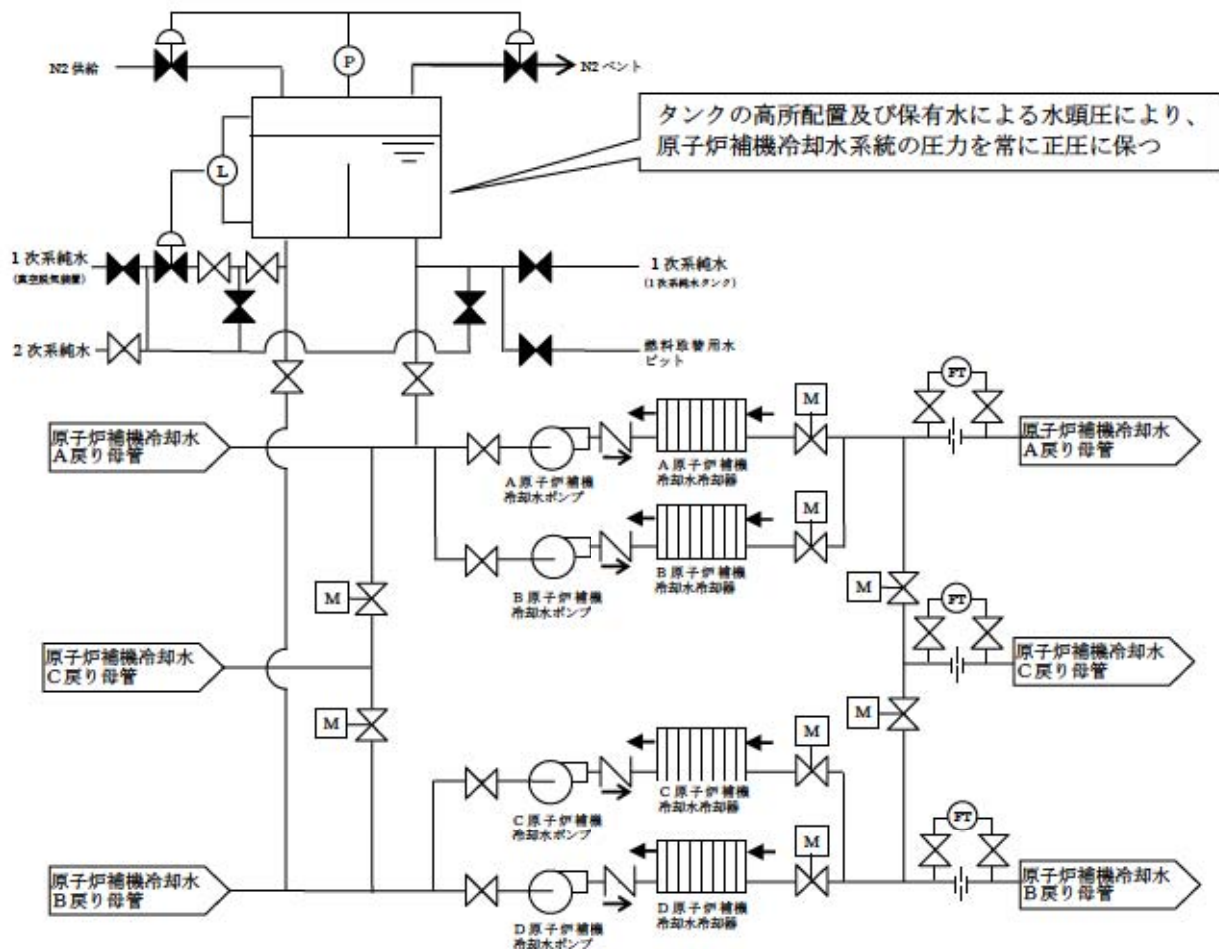


図1 原子炉補機冷却水系統概略図

(2) 原子炉補機冷却水サージタンク故障による安全機能への影響について

原子炉補機冷却水サージタンクは炭素鋼製であり、損傷モードとして腐食が想定されるが、外面の塗装並びに、冷却水への防錆剤の添加及び気相部の窒素充填により、タンク内外面の腐食発生を防止している。さらに、本タンクに対しては次の保全を実施しており、仮に故障（腐食）が発生したとしても、漏えいに至る前に故障の検知は可能であるととも、これまでに故障実績はない。

- ・日々の巡視点検等の外観目視点検にて塗膜の状態を確認している。
- ・定期的に内部の目視点検を実施している。

また、タンク内圧は最高使用圧力 340kPa に対し上記の通り 5～40kPa 程度であり、万一発生した故障が急激に進展し漏えいに至る可能性は小さいと考えられる。

仮に、タンクに漏えいが発生した場合においても、タンク内部の仕切り板によりもう一方の系統のタンク水位が確保され、系統機能に影響を及ぼさないことから、多重性を

有している。さらに、仕切り板を跨ぐ漏えいが万一生じたとしても、以下の通り本タンクに求められる機能に影響はない。

- a. 本タンクは高所（下部 T.P. 43.9m）に位置しており、冷却水ポンプ位置（T.P.5.1m）との高低差（38.8m）から、タンク下部に接続されたサージ管内保有水により冷却水ポンプの必要 NPSH  は十分確保できることから、A・B 両系統に必要な機能は維持される。（図 2 参照）
- b. 原子炉補機冷却水の温度変化による膨張あるいは収縮については、タンクに故障を仮定する事故後 24 時間以降では温度降下によるサージ管内保有水の収縮の影響がある。しかし、温度降下は緩慢であり収縮の程度は僅かであるため、必要に応じて冷却水の補給をすることにより、a. の NPSH は十分確保可能である。
- c. 窒素充填機能は原子炉補機冷却水系統の長期的な信頼性向上を図るものである。本タンクの機能は事故以降原子炉容器からの燃料取出しまでの短期間に要求されるものであるため、この段階で酸素が混入したとしても必要な機能に影響を与えるものではない。

箇所は商業秘密を含むため公開できません

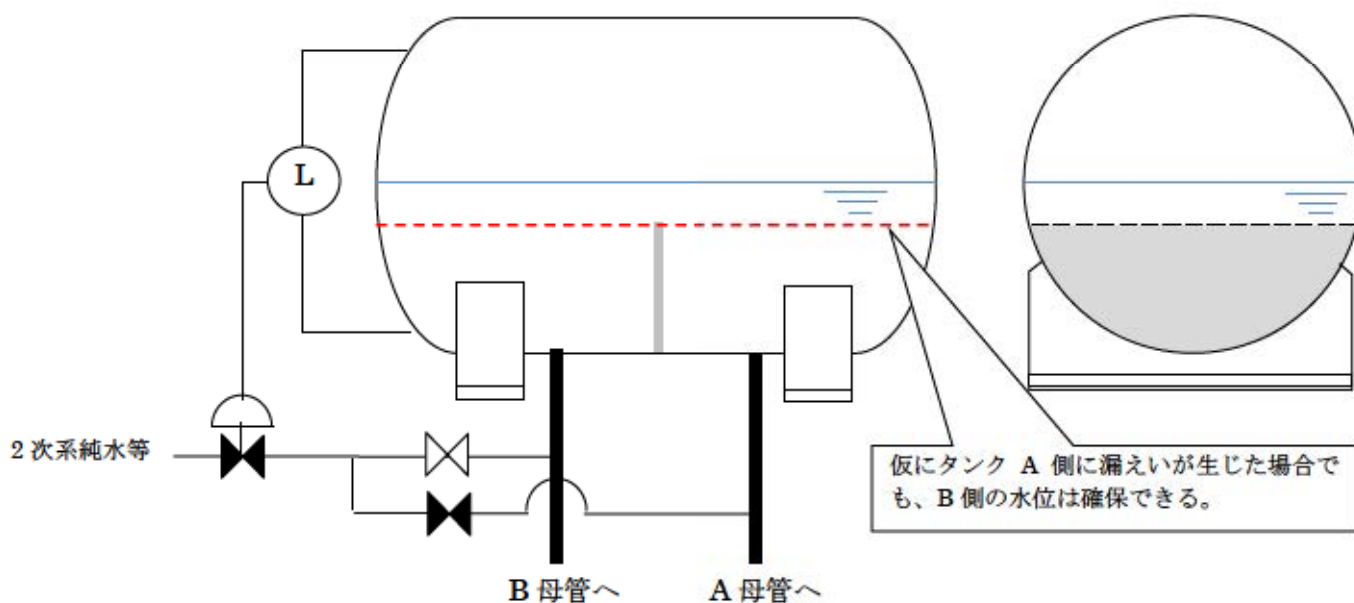


図 2 原子炉補機冷却水サージタンク故障時の水位保持 概念図

## 2. 換気空調ダクトにおける10%漏えいの想定について

### (1) 故障の想定

当該システムのダクトに想定される故障（劣化）モードは腐食及びひび割れであり、運転条件等を考慮しても発生する故障は微小であると考えられるが、保守的にダクト内流量が10%漏えいする破損を仮定する。10%漏えい破損（図1参照）については、故障箇所の検知に時間を要する可能性を考慮して最も過酷な条件として選定し、安全上支障のない期間に修復できることを確認する。

なお、フィルタユニットの10%漏えい破損については、補修方法がダクトと同様であり、アクセスも容易で、1日で補修可能であることから、保守的な評価となるダクトの10%漏えい破損を代表として検討する。

### (2) 検知性

10%漏えい破損であれば、損傷部から吹き出す風量がアニュラス空気浄化システムダクトで $11\text{m}^3/\text{min}$ 程度、穴径約67mm、中央制御室非常用循環システムダクトで $50\text{m}^3/\text{min}$ 程度、穴径約198mmであることから、現場点検（視覚、聴覚、触覚）により確認が可能である。

### (3) 修復作業性

補修内容としては、破損箇所を特定した後、以下の要領で補修を行う。

1. 補修箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場設置）
2. 破損の形状に対してやや大きめの当て板をした上で、アルミテープにて固定する。  
また、当て板、ダクト、アルミテープの隙間からの漏えいを防止するため、パテを塗布する。（図2参照）

故障箇所が特定できた場合の修復は3日間（足場設置・解体\*：計2日、補修：1日）で可能であるが、10%漏えい破損の場合は、検知性の観点から単一設計箇所を全て点検する場合を想定しても、作業期間は7日間（足場設置・点検\*：計5日、補修：1日、余裕1日）で対応可能である。

\* 足場解体作業は、事故収束後（後日）の対応でも問題なし

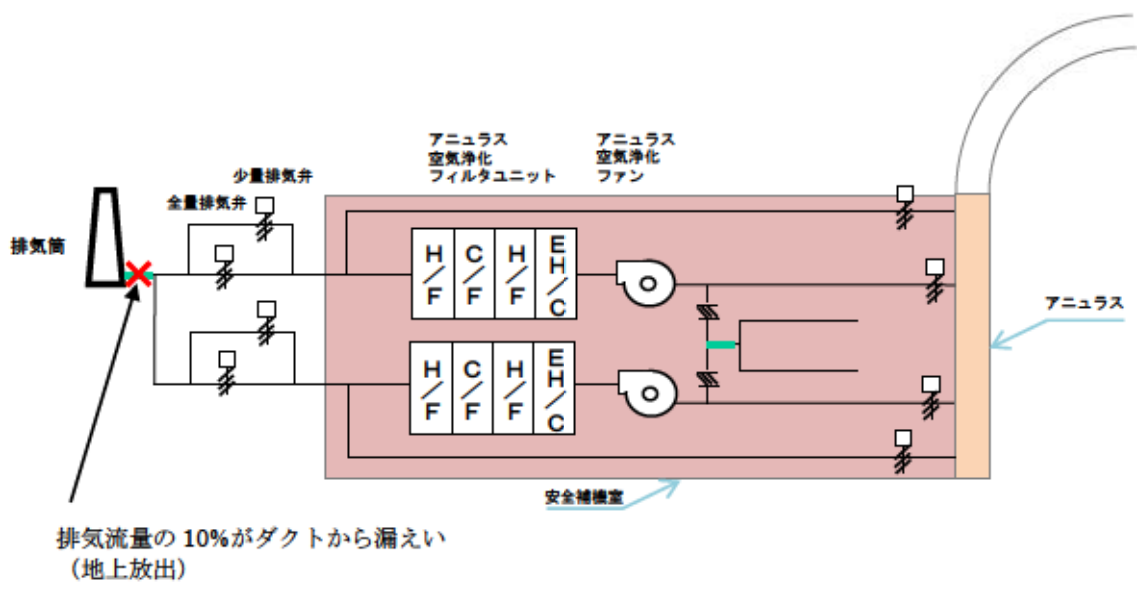
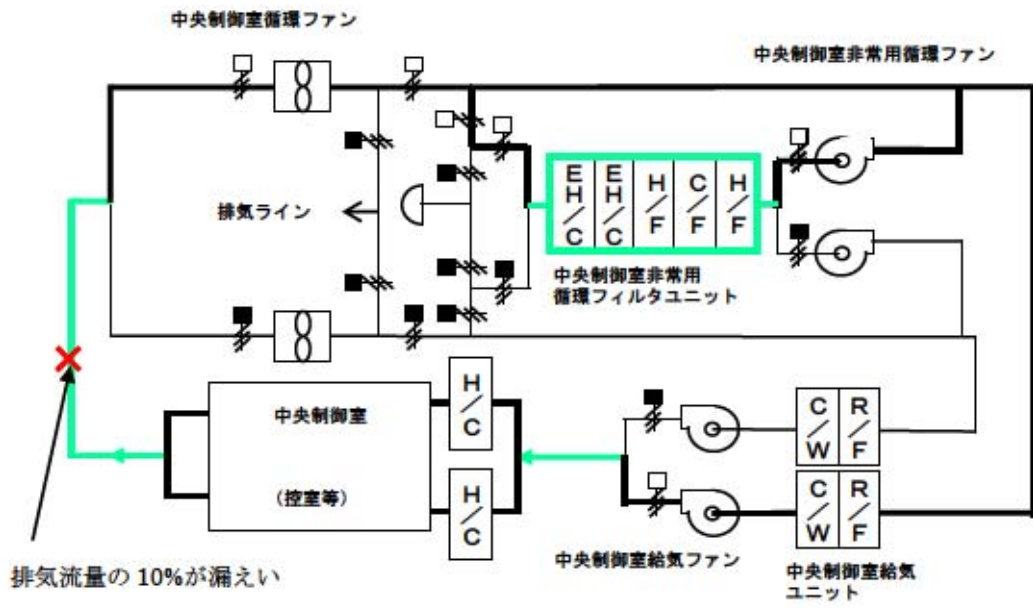
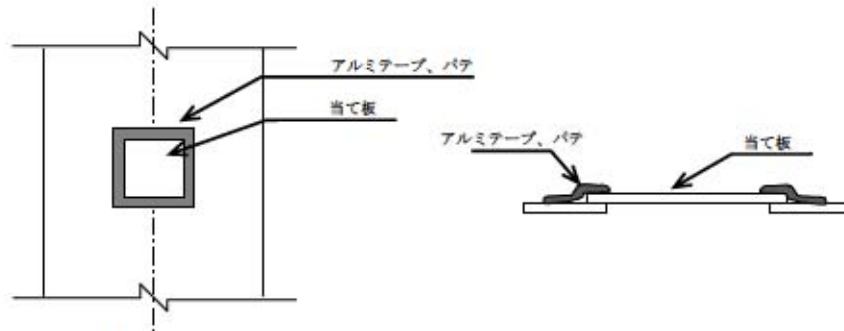


図1 10%漏えい破損想定箇所

<ダクト修復イメージ>



<アルミテープによる補修>



<パテによる補修>



図2 10%漏えい破損時のダクト修復作業イメージ

(4) 公衆への被ばく影響評価

公衆への被ばく評価については、アニュラス空気浄化設備の故障が問題となるので、この時の評価を行った。

アニュラス空気浄化システムのダクトに仮定する事象が発生した場合、気体状の放射性物質を含む内部流体（フィルタユニット通過後）の一部が建屋内に放出され、補助建屋排気システムを通して排気筒から高所放出される。この影響を評価するため、安全評価における事故時の放射性物質の放出に加えて、ダクトからの内部流体の一部漏えいに伴う放射性物質の地上放出を追加考慮して公衆の被ばく評価を行った。

ダクトに仮定する事象は腐食・ひび割れ（漏えい）であり、簡易な補修作業にて復旧が可能であるので、必要な要員・資機材の手配を考慮しても、補修に要する期間は多く



見積もっても1週間以内と考える。このため、今回の影響評価では、保守的に事故発生24時間～8日間（7日間）、当該箇所からの漏えいが継続したとして、その影響を評価した。被ばく評価では、原子炉冷却材喪失を対象とした。

影響確認評価において加えた評価条件を表1に示す。

ダクト損傷部からの放射性物質の漏えいを追加考慮した被ばく評価結果を表2に示す。

被ばく評価結果より、ダクト損傷部からの漏えいの影響は、既設置許可（添付十）の評価結果の実効線量約0.23mSvと同程度（事故時の判断めやすの実効線量5mSvに対する裕度を十分確保）であることを確認した。

#### （5）運転員への被ばく影響評価

中央制御室における運転員の被ばく評価については、中央制御室非常用循環系統の故障が問題となるので、この時の評価を行った。

中央制御室非常用循環系統のダクトに仮定する事象が発生した場合、ダクトの一部破損により中央制御室非常用循環フィルタユニットによるよう素除去の効果が低下するものとして、外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室での被ばく評価を行った。

今回の影響評価では、24時間後～30日の期間（29日間）、当該箇所から漏えいが継続したとして、その影響を評価した。被ばく評価では、原子炉冷却材喪失を対象とした。

影響確認評価において変更した評価条件及び評価結果を表3、4に示す。

被ばく評価結果より、中央制御室に取り込まれた放射性物質による被ばく量は、中央制御室の居住性における被ばく評価結果の実効線量約8.9mSvから約16mSvへの増加であり、緊急作業時における許容実効線量100mSvに対して十分な裕度があることを確認した。

#### （6）補修時の作業環境（被ばく）評価

被ばく評価については、アニュラス空気浄化設備及び中央制御室非常用循環系統（換気空調設備）の故障時について評価した。

アニュラス空気浄化系統及び中央制御室非常用循環系統のダクトを補修する際の影響について、原子炉冷却材喪失を対象とし、それぞれ7日間、29日間の作業を考慮して作業環境評価を行った。評価結果をそれぞれ表5に示す。

作業環境評価結果より、現場での1日8時間の作業を考慮した場合、仮に同一作業員が作業を継続すると被ばく量はアニュラス空気浄化系統ダクト補修時で計約73mSv、中央制御室非常用循環系統ダクト補修時で約179mSvとなるものの、途中で要員交代を行うため、緊急作業時における許容実効線量100mSvには至ることはなく、問題ない。

表1 アニュラス空気浄化システムダクト破損時の影響評価において加えた評価条件


項目	既設置許可（添付十）の事故解析評価	影響評価
負圧達成前後のアニュラス排気風量	(10分～30分) アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出（排気筒放出） (30分～30日) アニュラス空気浄化設備を通じて少量放出（ファン容量の35.5%）（排気筒放出）	(10分～30分) アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出（排気筒放出） (30分～30日) アニュラス空気浄化設備を通じて少量放出（ファン容量の35.5%）（排気筒放出）  以下の放出を追加考慮 (24時間～8日) 少量放出の10%（ファン容量の3.5%）のダクト漏えい（地上放出）

表2 アニュラス空気浄化システムダクト破損時の影響評価

評価項目	既設置許可（添付十）の事故解析評価結果	影響評価結果 (アニュラス空気浄化設備)
よう素放出量（現行評価経路） （I-131等価量－小児実効線量係数換算）	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq	約 $2.6 \times 10^{11}$ Bq
希ガス放出量（現行評価経路） （ $\gamma$ 線エネルギー0.5 MeV換算）	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq	約 $5.9 \times 10^{13}$ Bq
よう素放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （I-131等価量－小児実効線量係数換算）	—	約 $3.6 \times 10^9$ Bq
希ガス放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （ $\gamma$ 線エネルギー0.5 MeV換算）	—	約 $1.6 \times 10^{12}$ Bq
実効線量*	約 0.23mSv	約 0.23mSv

※ 実効線量には、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約0.086mSv）を含む。

表3 中央制御室非常用循環系統ダクト破損時の影響評価において変更した評価条件

項目	中央制御室の居住性評価のうち設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の解析条件	影響評価
中央制御室非常用循環フィルタユニット流量	[事故時] $5.1 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$	[事故時] 2分～24時間： $5.1 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$ 24時間～30日： $2.1 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$
中央制御室への空気流入量	中央制御室内に直接流入 $2.0 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$ (0.5回/h)	中央制御室内に直接流入 0分～24時間： $2.0 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$ 24時間～30日： $5.0 \times 10^3 \text{ m}^3/\text{h}$

表4 中央制御室非常用循環系統ダクト破損時の影響評価

評価項目	中央制御室の居住性評価のうち設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の解析条件	影響評価結果
よう素放出量 (I-131 等価量—小児実効線量係数換算)	約 $9.2 \times 10^{13}$ Bq	同左
希ガス放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー0.5 MeV換算)	約 $8.1 \times 10^{15}$ Bq	同左
実効線量 <sup>※1</sup>	約 8.9mSv	約 16mSv <sup>※2</sup>

※1：中央制御室に取り込まれた放射性物質による被ばく。

※2：ダクトの全周破断時の影響評価結果約13mSvよりも大きい理由は、想定する漏えい期間の違いによる（10%漏えい破損時：29日間，全周破断時：3日間）。

表5 ダクト補修時の作業環境評価

設備 (系統)	項目	線量率 (mSv/h)
アニュラス 空気浄化系統	原子炉建屋内の放射性物質による被ばく <sup>※1</sup>	約 1.3
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく <sup>※2</sup>	
	破損箇所から放出された放射性物質による被ばく	
中央制御室 非常用循環系統	原子炉建屋内の放射性物質による被ばく <sup>※3</sup>	約 0.77
	大気中へ放出された放射性物質による被ばく	
	中央制御室非常用循環フィルタユニットを線源とした $\gamma$ 線による被ばく	

※1：原子炉建屋内の放射性物質による被ばくは、外部遮蔽の外側で十分小さいため、作業環境への寄与は無視できる。

※2：大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、建屋天井等の遮蔽があるため、クラウドからの外部被ばくの影響は軽微であり、作業環境への寄与は無視できる。

※3：原子炉建屋内の放射性物質による被ばくは、他の2つの被ばく経路における被ばく

が支配的であるため、作業環境への寄与は無視できる。

### 3. 換気空調ダクト故障継続時の公衆（被ばく）への影響評価

#### (1) ダクト破損箇所から漏えいが継続した場合の影響評価

アニュラス空気浄化系統ダクトに仮定する事象の発生箇所を特定できなかった場合の影響を評価するため、安全評価における事故時の放射性物質の放出に加えて、ダクトからの内部流体の一部漏えいに伴う放射性物質の地上放出を追加考慮して公衆の被ばく評価を行った。

今回の影響評価では、事故発生 24 時間～30 日の期間、当該箇所からの漏えいが継続したとして、その影響を評価した。被ばく評価では、原子炉冷却材喪失を対象とした。

影響確認評価において加えた評価条件を表 1 に、ダクト損傷部から事故発生後 30 日まで放射性物質の漏えいが継続した場合の被ばく評価を表 2 に示す。

被ばく評価結果より、ダクト損傷部からの漏えいの影響は、既設置許可（添付十）の評価結果の実効線量約 0.23mSv と同程度（事故時の判断めやすの実効線量 5mSv に対する裕度を十分に確保）であることを確認した。

表 1 影響評価において加えた評価条件


項目	既設計許可（添付十） の事故解析評価	影響評価
負圧達成前後のアニュラス排気風量	(10 分～30 分) アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出（排気筒放出） (30 分～30 日) アニュラス空気浄化設備を通じて少量放出（ファン容量の 35.5%）（排気筒放出）	(10 分～30 分) アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出（排気筒放出） (30 分～30 日) アニュラス空気浄化設備を通じて少量放出（ファン容量の 35.5%）（排気筒放出）  以下の放出を追加考慮 (24 時間～30 日) 少量放出の 10%（ファン容量の 3.5%）のダクト漏えい(地上放出)

表2 アニュラス空気浄化システムのダクト損傷時の影響評価

評価項目	既設置許可（添付十）の 事故解析評価結果	影響評価結果
よう素放出量（現行評価経路） （I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq	約 $2.6 \times 10^{11}$ Bq
希ガス放出量（現行評価経路） （ $\gamma$ 線エネルギー 0.5 MeV 換算）	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq	約 $5.8 \times 10^{13}$ Bq
よう素放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	—	約 $6.3 \times 10^9$ Bq
希ガス放出量 （ダクト損傷部からの漏えい） （ $\gamma$ 線エネルギー 0.5 MeV 換算）	—	約 $2.3 \times 10^{12}$ Bq
実効線量*	約 0.23mSv	約 0.23mSv

※ 実効線量には、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.086mSv）を含む。

#### 4. ダクト及びフィルタユニットに関連した故障事例

##### (1) 過去の故障事象の当該箇所への影響確認

泊発電所では、アニュラス空気浄化系統ダクト、中央制御室非常用循環系統フィルターユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトにこれまで故障は発生していない。そこで調査範囲を拡大し、国内プラント（PWR）に置ける当該機器の過去の故障実績（ニューシア）を調査した結果、故障実績は確認出来なかった。

このため、国内プラント（PWR、BWR）における同種（屋内）の空調ダクト及びフィルタユニットにまで範囲を広げて関連した故障実績について調査した結果、表1に示す事象が抽出された。これらの事象は、構造、使用環境の違いから当該機器に発生するおそれはないと考えられる。

表1 空調用ダクト及びフィルタユニットの故障事象<sup>\*1, 2</sup>並びに泊発電所3号炉における発生可能性

件名	事象	対策	泊発電所3号炉における評価
格納容器排気ダクトなどの損傷について（関西電力美浜3号炉）	格納容器排気ファン出口及び補助建屋送気ファン出口の溶接部にダクトの振動に伴う疲労き裂が発生し、ひび割れ・開口に至った。	補強用部材を追加し、ダクト面の振動などによる発生応力を低減した。	単一設計部位に発生する内圧に起因する応力は、疲労限以下であるため、同様の事象は生じないと考えられる。
福島第二原子力発電所1号機サービス建屋内（非管理区域）空調ダクトからの気体の漏えいについて（東京電力福島第二1号炉）	サービス建屋内（非管理区域）にある空調ダクトのつなぎ目（注）フランジ継手部ではなく、ダクトとフランジのつなぎ目：合計11箇所）から、未点検であったために、ゴムパッキンの経年劣化及び隙間の拡大を検知できず、漏えいに至った。	つなぎ目の補修を行うとともに、点検計画を策定した。	ダクトつなぎ目のゴムパッキンについては定期的な点検を行うことにより、経年変化による劣化を検知できるため、同様の事象は生じないと考えられる。
福島第二原子力発電所における換気空調系ダクトの点検作業の終了について（東京電力福島第二1, 2, 3, 4号炉）	①サービス建屋送風機吸込みダクト分岐部の点付け溶接部の腐食及び疲労割れ ②サービス建屋送風機吸込み側ダクトの腐食穴 ③サービス建屋排風機吸込み側ダクトのリベット剥がれ ④主排気筒ダクト接続部からの漏えい（フランジ部の経年劣化による） ※上記については、ニューシアの記載だけでは屋内外のいずれか不明であるため、屋内ダクトとして抽出したものである。	①補強材の追加、点検計画の策定 ②材料を圧延鋼板からステンレス鋼へ変更、点検計画策定 ③リベット打ち直し及びシール材塗布、点検計画策定 ④シール材塗布、点検計画策定	以下の理由により同様の事象は発生しないと考えられる。 ・単一設計部位に発生する内圧に起因する応力は疲労限以下である。 ・継手部にはリベットを使用していない。 ・内外面とも塗装等により腐食を防止しているとともに、結露の発生しやすい環境にない。

※1：抽出に当たっては、機器の経年劣化に起因するものを対象とし、その他の人為的なものは対象外とした。

※2：フィルタユニットについては、抽出すべき経年劣化事象はなかった。



## 5. 換気空調設備にかかる運用、管理

### (1) 現状の保全状況

劣化メカニズム整理表（原子力安全推進協会（旧 日本原子力技術協会）とりまとめ）をもとに、今回対象となったアニュラス空気浄化系統のダクト並びに中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの経年劣化事象及び現状の保全項目について整理した。

表 1 に経年劣化事象及び現状の保全項目を示す。

### (2) 運用、管理

現状、アニュラス空気浄化系統のダクト並びに中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトについて適切な運用・管理を実施しており、これにより当該系統の健全性は確保・維持することができる。

表 2 に運用・管理について示す。

また、7. (1) のとおり、泊発電所 3 号炉における過去の故障実績について、工事記録、不適合報告書、保修依頼票にて調査したが、当該箇所に故障実績は認められなかった。

表1 経年劣化事象及び現状の保全項目

機器	機能達成に必要な項目	不具合モード	部位	現状の保全項目
ダクト (アニュラス空気浄化系統) (中央制御室非常用循環系統)	流路の確保 機器の支持	腐食 ひび割れ	外板、接続鋼材 補強鋼材、サポート ボルト類	【外観点検】 ダクトの損傷・外面腐食の有無、 ボルト類の緩み・脱落の有無の 確認、保温の状況
フィルタユニット (中央制御室非常用循環系統)	空気浄化機能の確保 機器の支持	腐食	外板(ケーシング) 骨組鋼材、 ボルト類	【外観点検】 保温の状況の確認 【開放点検】 フィルタユニット内面の腐食、変 形の確認
		性能低下	微粒子フィルタ よう素フィルタ	【取替え】 フィルタの取替 【機能・性能試験】 差圧確認 漏えい確認 よう素除去効率試験

※1 劣化メカニズムまとめ表には記載されていないが、同種(屋内・他系統)ダクトでの故障実績より抽出

※2 中央制御室非常用循環フィルタユニット・中央制御室非常用循環系統ダクトについては保温が施工されているため、通常の外観点検では、腐食や損傷、ボルトの状況は把握できず、保温の状況の確認を行なっている。

表2 運用・管理

	アニュラス空気浄化系統ダクト	中央制御室非常用循環系統ダクト	中央制御室非常用循環フィルタユニット
運用・管理	日常の巡視点検により、外観点検 <sup>※</sup> を実施 (運転員の巡視パトロール1回/日)		
	保全計画に基づいて外観点検 <sup>※</sup> を定期的実施 (1回/10定検) アニュラス空気浄化系:ダクトの損傷・外面腐食の有無、ダクト連結ボルトの 状況、パッキンの状況など 中央制御室非常用循環系:保温の状況 また、ダクト点検口等からダクト内面目視点検を実施(今後定期定期的な実施 を計画)		保全計画に基づいて開放点検、外観点検 <sup>※</sup> 及び機能・ 性能試験を定期的実施 (1回/10定検) 外観点検:保温の状況の確認 開放点検: フィルタユニット内面の腐食の確認 フィルタ点検・交換 (C/F:毎回、H/F:差圧上昇の都度) 機能・性能試験: 差圧確認、通気状態確認、総合除去効率試験(C/F)
	保安規定に基づき定期試験(1回/月)を実施し、各設備の運転状態を確認するほか、各種データの採取により経時的に有意な変化が ないことを確認 (フィルタ差圧、アニュラス内圧力、流量など)		

※ 中央制御室非常用循環フィルタユニット・中央制御室非常用循環系統ダクトについては保温が施工されているため、通常の外観点検では、腐食や損傷、ボルトの状況は把握できず、保温の状況の確認を行なっている

## 6. 換気空調設備にかかる追加の点検

### (1) 追加の点検の内容

使用条件、過去の損傷事例を考慮すると、当該系統の不具合発生の懸念は極めて小さい。また、現状も十分な保守管理を行っていることから、不具合の発生の可能性は極めて小さいと考える。

しかし、腐食については劣化メカニズム整理表で抽出されており、長期的には発生の可能性が完全には否定できないことから、今後、以下の内容の追加の保全することとした。

また、点検結果に応じて必要な都度、点検内容及び点検周期の見直しを行い、故障の発生予防及び装置検知に向けた取り組みの改善を図っていくこととする。

系統	点検内容	周期
アニュラス空気浄化系統ダクト ※1 中央制御室非常用循環系統ダクト	外観点検	10定検毎
	非破壊検査(UT 肉厚測定)	
	内面点検	

※1 中央制御室非常用循環系統ダクトについては、保温を外して実施

※2 水平ダクトでアクセス可能な範囲で実施



図1 中央制御室非常用循環系統ダクトの内面状況

### (2) 追加点検の周期について

当該ダクトについては、内圧は低く疲労によるひび割れが発生することはない、また内外面とも塗装により腐食の発生を防止している。腐食は乾食と湿食に大別されるが、仮に塗装が剥離したとしても、通常時・事故時ともに高温になることはないため、乾食は生じない。また、屋内設置であり当該系統は外気を取り入れる系統でなく、ダクト内外の空気条件（温度、湿度）は同じであることから、結露は生じ難く、湿食の可能性も極めて小さい。

ここでは、仮に塗装が剥離した状態が継続し腐食が発生する場合において評価される腐食の進展量から、点検周期の妥当性を検証する。

当該ダクトの内部流体及び外面の雰囲気は、上記の通り建屋内の空気であり、建屋内へ取り入れる際には、平形フィルタ、粗フィルタにより海塩粒子（イオン）の約9割※を除去し

ていることから、図2の臨海工業地帯等の屋外における暴露試験データ（左図）よりも腐食が進まない環境であると考えられる。この屋外暴露試験における10年経過後の腐食量は約0.2mmとなっており、この暴露試験結果から推定した腐食量は、原子力発電所の腐食量実測結果（右図）とも合致している。

ダクトの板厚はアニュラス空気浄化系統ダクトであれば2.3mm（Φ504.6mm）、中央制御室非常用循環系統ダクトであれば2.3mm（500mm×500mm～900mm×900mmの角ダクト）または3.2mm（1200mm×1100mmの角ダクト）であることから、今後1回/10年の目視点検を行い、腐食の進展がないことを確認していけば、設計建設規格クラス4ダクト（中央制御室非常用循環系統ダクトについてはこれを準用）に要する板厚0.6mm（Φ504.6mm：アニュラス排気ダクト）、1.0mm（長径500mm～1200mm：中央制御室非常用循環系統ダクト）を十分に満足すると考えられる。

※電力共通研究成果（S57年）による

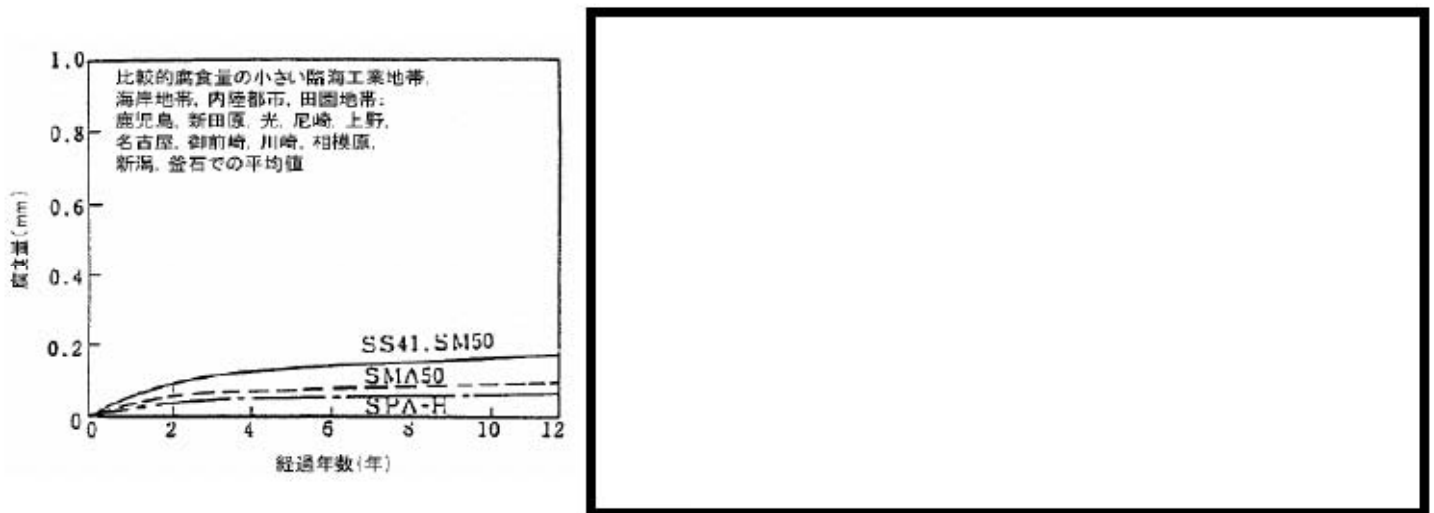


図2 換気空調設備ダクトの単一設計部位の材料（炭素鋼）の腐食特性について

## 7. 原子炉格納容器スプレイ設備多重化に関する検討

### (1) はじめに

従来の泊発電所3号炉の原子炉格納容器スプレイ設備は図1に示すとおり、格納容器スプレイ配管、スプレイリングを単一設計としていたが、新規制基準への厳格な適合性の観点から、格納容器スプレイ配管を多重化することとした。この設計の考え方について以下に説明する。

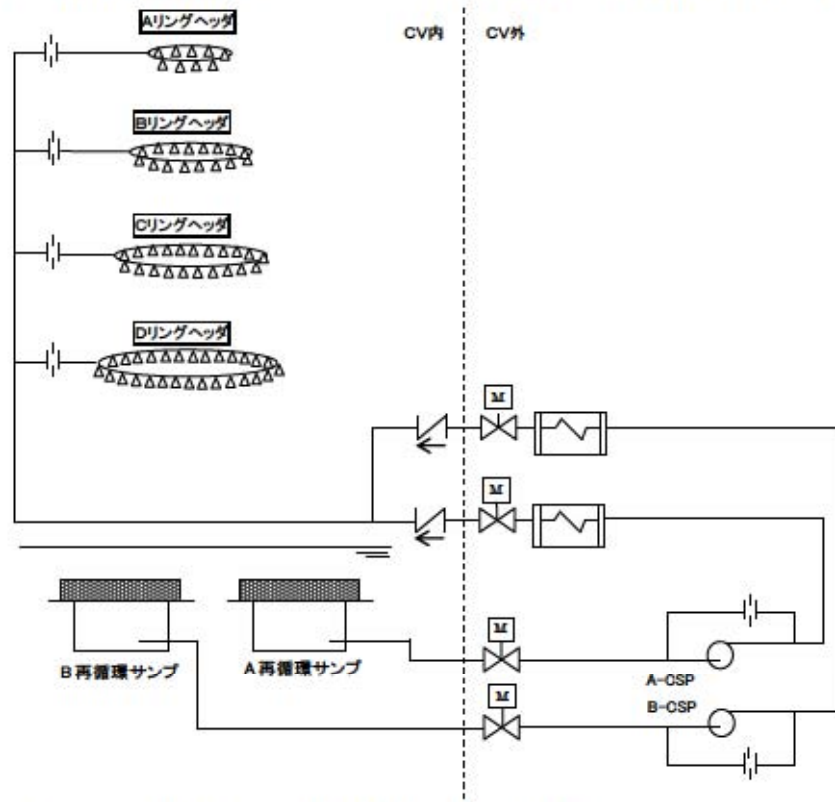


図1 従来の原子炉格納容器スプレイ設備

### (2) 想定する単一故障についての経緯

#### a. 建設当時の設計の考え方について

原子炉格納容器スプレイ設備はクラス2、耐震Sクラスとして設計しており、格納容器スプレイ配管については通常時、及び使用条件下の運転条件を考慮しても、設備設計上の信頼性は十分に確保されていることから故障は想定し難い。このことから設計当時、スプレイリングに対しては、静的機器の単一故障（スプレイリングにかかるフランジ部からの漏えい（50gpm<sup>\*</sup>=約11m<sup>3</sup>/h））を仮定するよりも動的機器の単一故障（スプレイポンプの1台停止）を仮定するほうが原子炉格納容器の健全性評価上厳しい想定となり、解析評価上の差はないと評価していた。

※ 設計当時、想定すべき静的機器の単一故障の規模について、安全設計審査指針の「想定される」の定義から設計上有意な頻度で発生すると考えられる程度の故障を仮定することを求めていると解釈していたが、「有意な頻度で発生すると考えられる」の故障の頻度について明確な判断基準がなかった。一方、故障規模の検討の結果、少なくとも、配管の破断、面積の大きなクラックなどの大規模な損傷を想定する必然性は無いと考え、溢水対策等に関連する配管系の故障として50gpm（約11m<sup>3</sup>/h）の漏えいを想定した。

さらに、スプレイ配管を1系列化しても、静的機器の単一故障（50gpmの漏えい）は変

わらない上、動的機器の単一故障によりポンプ1系列作動の場合のスプレイ流量は同一であるので、従来と評価上の差はないとした。

#### b. 新規制基準への適合性について

今回、設置許可基準及び解釈で安全上重要度の高い静的機器の信頼性について規定された。このため当該設備については、き裂からのリーク、ノズル1個の閉塞も発生する可能性は非常に小さいと考えられるが、静的機器の単一設計箇所についての信頼性を確認するため、米国 SRP BTP3-4 の B.C.(iii)(3)に規定のある、配管内径の 1/2 の長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラックからのリークを想定される静的機器の単一故障とし、所定の安全機能を達成できることを示すこととした。

しかし、今回、新規制基準適合性に対する審査において、実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則における定義より、単一故障については「所定の安全機能を失うこと」とされており、配管の機能が流体を運ぶことと考えると、その単一故障は「流路が断たれること」とすべきとの解釈が示された。

そこで、当該設備に要求される格納容器の冷却機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件である完全機能喪失となる「全周破断」を想定することとした。

なお、格納容器スプレイ配管、スプレイリングが単一設計の場合、「完全閉塞」については「全周破断」と同様に最も過酷な条件となるが、後述の格納容器スプレイ配管増設後においては「全周破断」が最も厳しくなるため、ここでは統一して単一故障として「全周破断」を想定することとした。

### (3) 原子炉格納容器スプレイ設備多重化に関する検討

#### a. 原子炉格納容器スプレイ設備多重化についての設計目標

単一設計となっている格納容器スプレイ配管立上り部に「全周破断」を仮定すると、上流側の A、B 系統の原子炉格納容器スプレイ設備のいずれもが健全な場合においても、スプレイ水がスプレイリングに供給できなくなるため、スプレイ流量は確保できない。したがって、原子炉格納容器スプレイ設備に求められる安全機能である「格納容器の冷却機能」を達成することが出来ず、多重性が確保されているとはいえない。

このため、格納容器スプレイ配管立上り部に「全周破断」を仮定しても、原子炉格納容器スプレイ設備がその機能を維持できる多重化の方策として、スプレイリング、配管等、原子炉格納容器スプレイ設備の追設について、以下の観点、目標で検討した。

- ① 動的機器の単一故障を想定した場合の評価結果が従来と変わらないこと
- ② 工事が成立すること及び改造工事後の保守管理性に問題がないこと
- ③ 故障リスクの低い静的機器で構成すること
- ④ 静的機器の単一故障を想定した場合の評価結果が従来の安全評価と同程度の結果に収まること

※1 動的機器の単一故障については、従来より最も厳しいケースとして考慮してきたものであり、従来の評価に影響を与えない設計とすることを目標としたものである。

※2 例えば定期的な点検が必要な機器を高所に設置する場合、点検するためにポーラーク

レーン上に足場の設置が必要になるなど、定期的には実施するには保守管理が非常に困難となる。また、機器を原子炉格納容器半球部に設置する場合等では、原子炉格納容器鋼板に近接することにより、十分なスペースが確保できないことから、保守管理性が問題となる。

上記①は、従来よりも最も厳しいケースとして考慮してきたものであり、従来の評価に影響を与えない設計とすることを目標としたものである。

ここではまず、①、②、③の観点から方策を選定し、選定したものについて④の静的機器の単一故障を想定した場合の設計、評価を行って、妥当性を確認することとした。

#### b. 原子炉格納容器スプレイ設備多重化に関する検討

図2、表1にスプレイリング、配管の追設等についての検討結果を示す。動的単一故障想定時の評価結果に影響する、またはその可能性があること（【②案】、【③案】、【④案】）や、スプレイリングの追設が必要であり工事が困難であることから（【①案】、【③案】、【④案】）、設計目標を達成できない。

一方、格納容器スプレイ配管の追設【⑤案】には原子炉格納容器頂部へのアクセスが必要であり容易ではないが可能であり、これにより国内他社発電所と同様の系統構成となることから、【⑤案】を採用することとした。



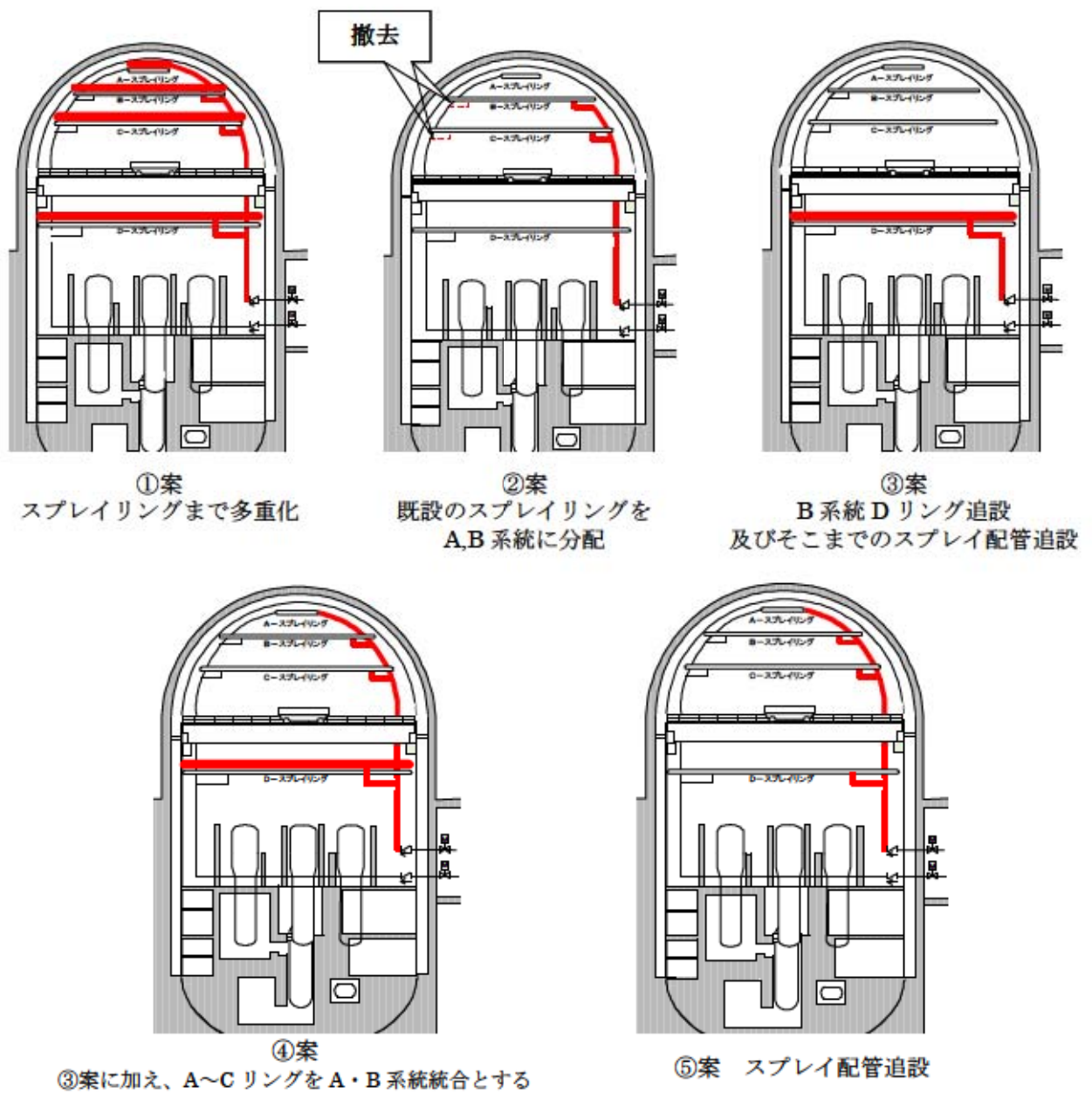


図2 格納容器スプレイ配管多重化の検討

表 1 設備対策検討

対策	工事概要	工事成立性	動的単一故障評価への影響	採否
スプレイリングまで多重化 【①案】	スプレイリングを4基設置	設置スペースが限られており、スプレイ水を適切に噴霧できるよう設置するのは困難であり、既設スプレイリングを含めた抜本的な最適化が必要。	なし	否
既設のスプレイリングをA,B系統に分配 【②案】	B系統の格納容器スプレイ配管を追設し、スプレイリングの追設は行わず、例えばB系統はB,Cスプレイリングに、A系統はA,Dスプレイリングに接続する。	格納容器スプレイ配管の追設は、CV頂部へのアクセスが必要であり、やや困難だが可能。	A系統、B系統とも、動的単一故障想定時の評価結果に影響する	否
B系統格納容器スプレイ配管、Dリング追設 【③案】	B系統の格納容器スプレイ配管を追設、スプレイリングはDリングにのみ追設する	Dリングの追設は他の設備との干渉、スプレイ水を適切に噴霧できるように設置するのが困難。	A系統の動的単一故障想定時の評価結果に影響する。	否
③案に加え、A～CリングをA・B系統統合とする 【④案】	B系統の格納容器スプレイ配管を追設、スプレイリングはDリングのみ追設し、さらに、A～CリングはA・B系統統合とする	格納容器スプレイ配管の追設については、CV頂部へのアクセスが必要であり、やや困難だが可能。Dリングの追設は他の設備との干渉、スプレイ水を適切に噴霧できるように設置するのが困難。	ポンプ1台による供給先が増えるため、動的単一故障評価に影響する可能性がある。	否
格納容器スプレイ配管追設 【⑤案】	格納容器スプレイ配管を追設し、スプレイリングはA・B系統統合とする。	格納容器スプレイ配管の追設は、CV頂部へのアクセスが必要であり、やや困難だが可能。	なし	採用

このように採用した【⑤案】について、静的機器の単一故障を想定した場合の評価結果が従来の安全評価と同程度の評価に収まるか否かについて確認することとした。

#### (4) 格納容器スプレイ配管追設後の影響評価

##### a. 想定する単一故障について

泊発電所3号炉の原子炉格納容器スプレイ設備はこのように格納容器スプレイ配管を追設した後においても、図3のように、A系統、B系統の配管が接続しているスプレイリングが単一系統となる。この場合、格納容器スプレイ配管追設後において、「格納容器の冷却機能」等に影響を与えるスプレイ流量（スプレイリングからスプレイできる流量）が少なくなるのは、系統外への流出が生じる破損であることから、想定される最も過酷な条件として「完全閉塞」でなく「全周破断」を想定した<sup>\*</sup>。

<sup>\*</sup> 閉塞については、動的機器の単一故障を想定している現行の安全解析（原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内圧等、添付書類十の解析）に包含される。

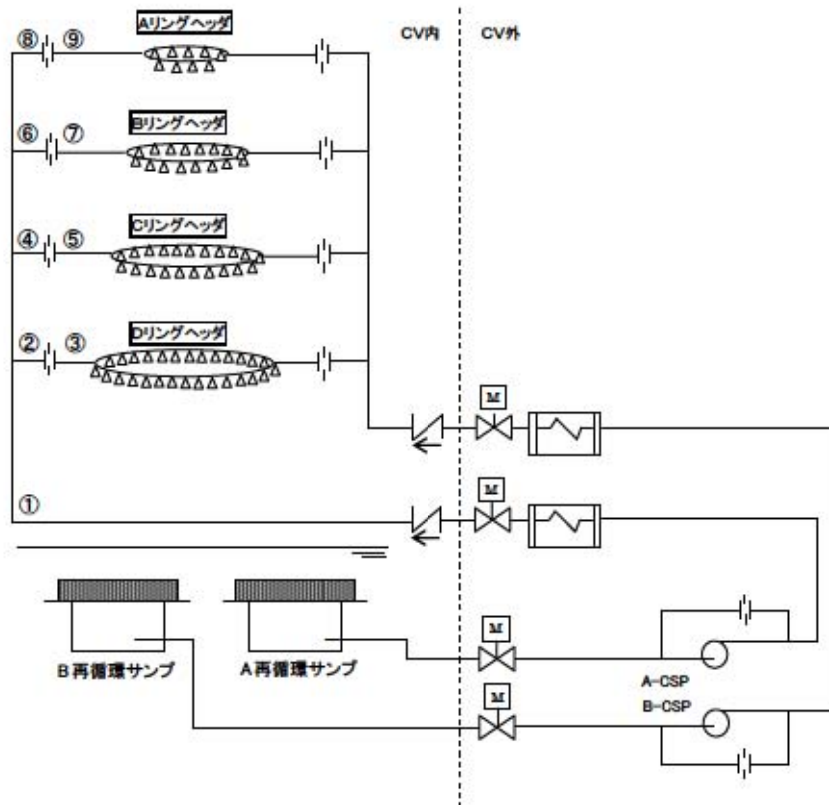


図3 格納容器スプレイ配管追設後の原子炉格納容器スプレイ設備と破損想定箇所

b. 破断箇所の想定

泊発電所3号炉の原子炉格納容器スプレイ設備は格納容器スプレイ配管を追設した場合でも、配管の故障により、健全側系統のスプレイ流量に影響を与える可能性があることから、原子炉格納容器内逆止弁下流側からスプレイリングまでの格納容器スプレイ配管も全周破断の対象とした。この場合、全周破断を想定する位置としては、図3に示す9パターンが考えられる。

最もスプレイ流量が減少すると考えられる想定位置は、スプレイ駆動圧となる各スプレイリングヘッドの配管内圧と格納容器内圧の差が最も小さくなる場合である。

ここで、スプレイリングヘッド内の配管内圧 (P)、格納容器内圧 ( $P_{cv}$ )、各スプレイリングと破断点との静水頭差 ( $\Delta H$ ) 及び破断点までの配管抵抗による損失水頭 ( $\Delta P$ ) の関係は次式となる。(図4参照)

$$P + \Delta H = P_{cv} + \Delta P$$

変形すると、次式となる。

$$P - P_{cv} = \Delta P - \Delta H$$

この式から、スプレイ駆動圧 ( $P - P_{cv}$ ) は、破断点までの配管抵抗による損失水頭と、各スプレイリングと破断想定位置との静水頭差との差 ( $\Delta P - \Delta H$ ) で表される。

格納容器スプレイ配管で破断想定位置を変化させた場合、破断点までの配管抵抗による損失水頭の変化分（静水頭で数mオーダー）と破断点の違いによる各リングと破断点との静水頭差の変化分（数十mオーダー）を比べると、破断点との静水頭差の変化分の方が大きいいため、スプレイ駆動圧が最も小さくなるのは、各スプレイリングと破断点との静水頭差が最も大きくなる場合となり、破断位置を格納容器スプレイ配管立上り部の最も低い位置とした場合である。

ここで、格納容器スプレイ配管①、②、④、⑥、⑧に全周破断を想定すると、スプレイ駆動圧の関係式から、破断位置が最も低くなる①で破断を想定した場合が最もスプレイ流量が減少する。

なお、オリフィス下流側③、⑤、⑦、⑨に全周破断を想定した場合は、各リングヘッダのオリフィスの下流に破断口があり、破断口へ流れるスプレイ水がオリフィスにより制限されるため、それぞれ破断を想定する位置との静水頭差が同等である②、④、⑥、⑧と比較すると、スプレイ流量は多く確保可能である。

よって、図3に示す9パターンのうち、格納容器スプレイ配管①が最も厳しい破断想定位置となり、その中でもスプレイ流量が最も少なくなる破断想定位置は、その位置が最も低いT.P. 33.9mとなる。

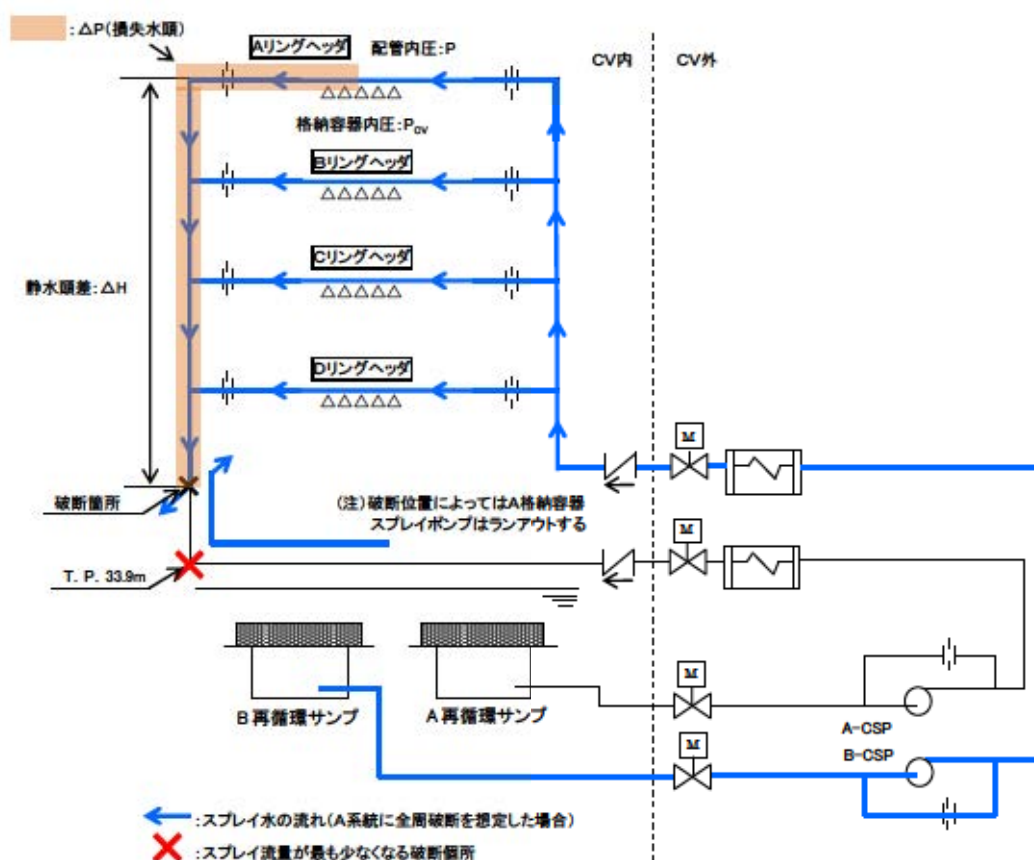


図4 格納容器スプレイ配管の全周破断時のスプレイ水の流れ

c. 影響評価

格納容器スプレイ配管 (T.P. 33.9m) の全周破断を想定すると、破断側系統のスプレイ水が破断口から原子炉格納容器内へ流出するだけでなく、健全側系統のスプレイ水の一部がスプレイリングを通じて回り込み、破断口から流出する。(図4参照)

このため、スプレイ流量は現行の安全解析で考慮している値 (格納容器スプレイポンプの単一故障を仮定し、健全側ポンプ1台での流量 908m<sup>3</sup>/h) の約19%となり、その場合の原子炉格納容器内圧力及び雰囲気温度はそれぞれ図5及び図6のとおり、ピーク値は動的機器の単一故障を想定している現行の安全解析結果を下回るものの、第三のピークが生じることにより、環境への放射性物質の異常な放出に関する評価や可燃性ガスの発生に関する評価において厳しい結果となる。

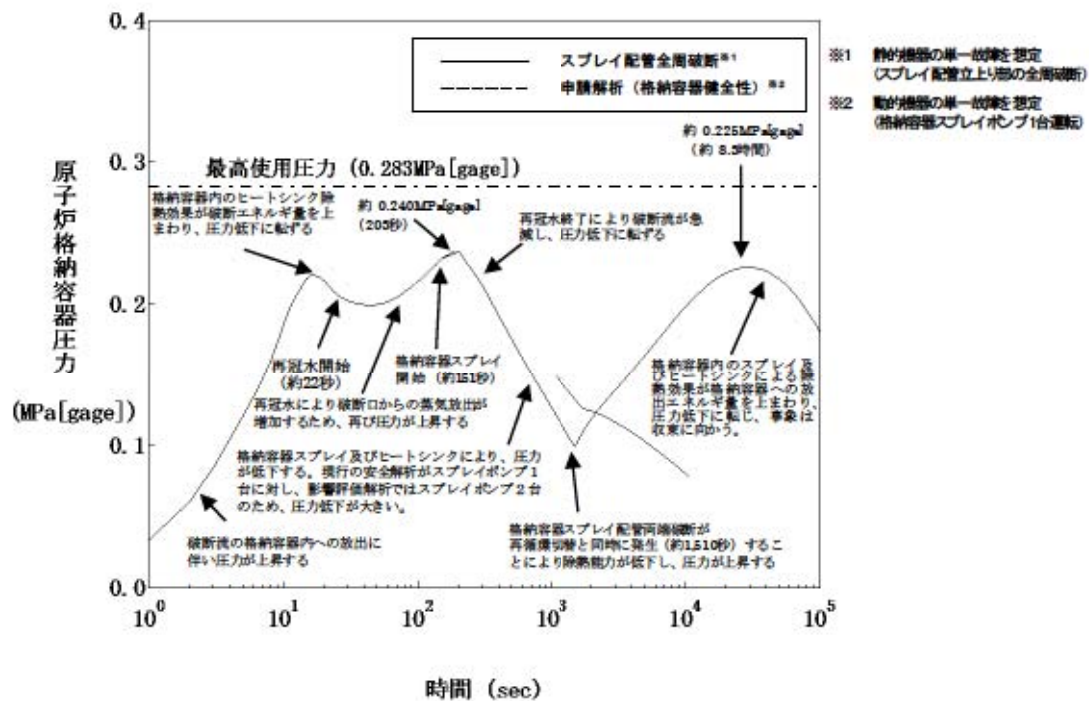


図5 格納容器スプレイ配管の全周破断を想定した場合の原子炉格納容器内圧力 (スプレイ流量として安全解析で考慮している値の19%の場合)

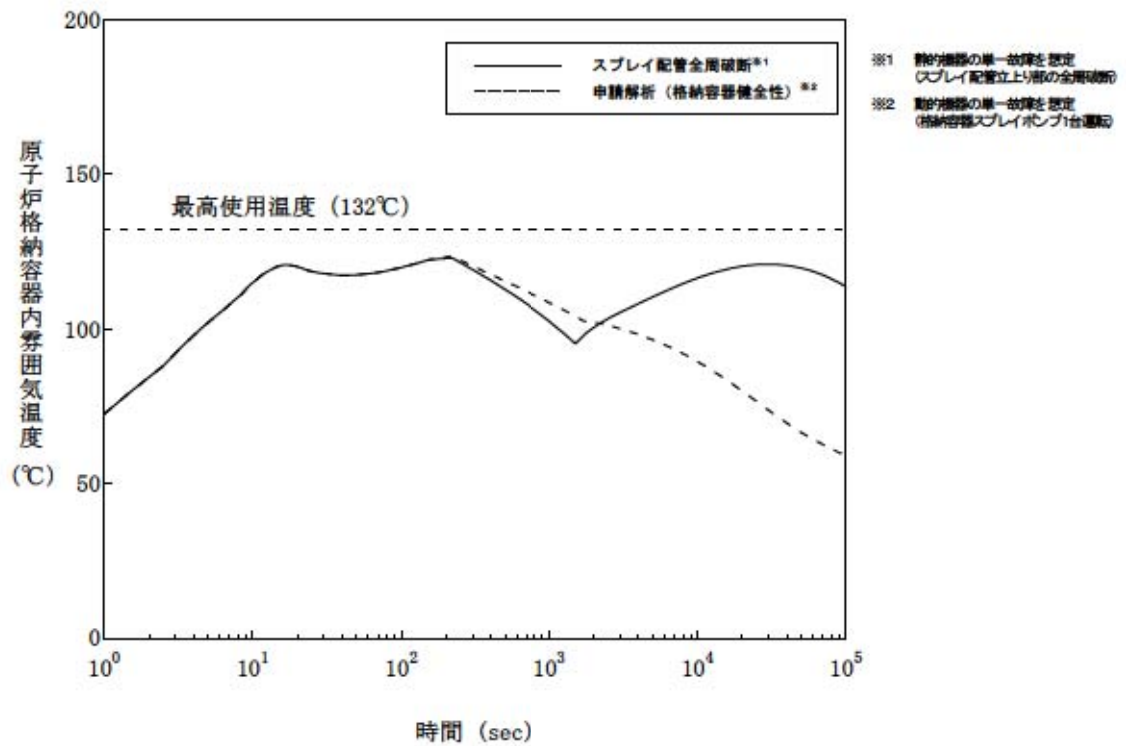


図6 スプレイ配管の全周破断を想定した場合の格納容器内雰囲気温度  
(スプレイ流量として安全解析で考慮している値の19%の場合)

(5) 格納容器スプレイ配管を追設した上での機能維持対策

a. 逆止弁の設置について

このように格納容器内スプレイ配管を追設することとしたが、追設した後においてもなお、設計目標としていた「従来の評価と同程度」には収まらない見込みであることから、スプレイリングを通じた回り込みを極力防ぐことで、従来の評価と同程度の裕度を確保するための機能維持対策を検討した。なお検討に当たっては、スプレイ設備多重化の方策検討と同様の設計目標とした。

これら機能維持対策を図7に、各対策について工事成立性及び保守管理の観点から検討した結果を表2に示す。

その結果、図7の⑦案に示す逆止弁2台設置を採用することとした。なお、いずれも静的機器で構成され、動的単一故障評価への影響はない。

ここで、逆止弁を設置することにより圧損が増えるが、当該逆止弁近傍のオリフィスを穴径の大きな低圧損のものに取り替えることにより、静的機器の単一故障を想定しない場合のスプレイ流量は現行の設計値と変わらない設計とする。

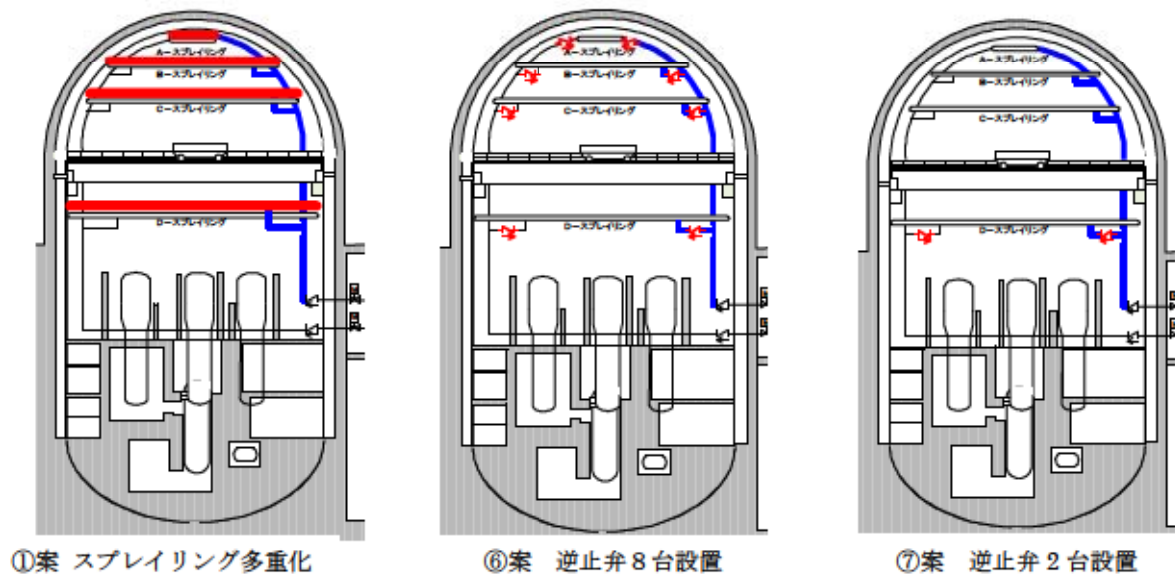


図7 立上り配管追設後の設備対策検討（検討対象：赤線）

表 2 設備対策検討

対策	工事概要	工事性成立性	保守管理	採否
スプレイリングまで多重化 【①案】 (比較のため再掲)	スプレイリングを4基設置	設置スペースが限られており、スプレイ水を適切に噴霧できるように設置するのは困難であり、既設スプレイリングを含めた抜本的な最適化が必要	高所だが、外観検査のため比較的容易(既設設備に対する保守と同じ)	否 〔工事成立性の観点〕
逆止弁 8 台設置 【⑥案】	各スプレイリングごとに2台の逆止弁を設置(計8台の逆止弁設置)	床面から約20m～50mの高所にある配管8本に逆止弁を設置するため困難。また、逆止弁を保守点検できるように設置するのは困難。	A, B, Cリング及び同リングの接続配管への逆止弁設置は、点検のためボークレーン上の高所に足場の設置が必要。また、原子炉格納容器頂部の半球部に沿って設置されており、逆止弁と原子炉格納容器との間に、逆止弁の保守点検に必要なスペースが確保できず、保守管理が非常に困難	否 〔保守管理の観点〕
逆止弁 2 台設置 【⑦案】	1つのスプレイリングに2台の逆止弁を設置(計2台の逆止弁設置)	床面から約20mの高所にある配管2本に逆止弁を設置するため困難だが、可能	高所に設置された2台の弁を定期的に分解点検するのはやや困難だが、可能	採用



b. 逆止弁の設置箇所の検討

上記の通り、逆止弁の2台設置を採用することとしたが、その設置位置について具体的に検討をした。

(a) 逆止弁設置可能箇所

逆止弁は、その構造上、水平配管部分に設置する必要があるため、工事配管図から逆止弁の設置可能な水平配管部分を選定した。(図8参照)

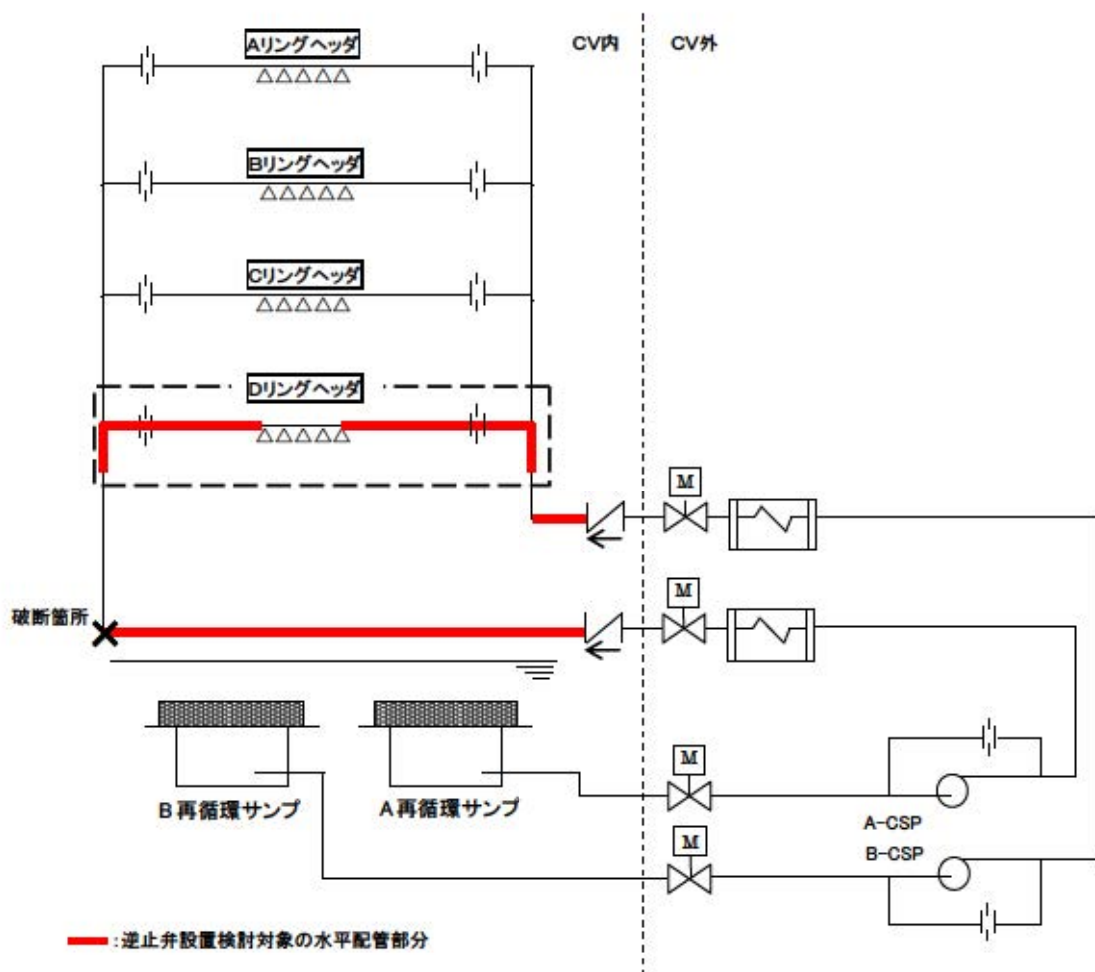


図8 逆止弁設置可能な水平配管部分

(b) 全周破断時のスプレィ流量

全周破断時にスプレィ水が最も多く流れ、かつスプレィ流量が最も多く確保可能なスプレィリングは、格納容器スプレィポンプからの距離が最も近く（設置高さが最も低く）、スプレィノズル数が最も多いDスプレィリングである。

そこで、Dスプレィリングからのスプレィ流量を確実に確保するため、a.での検討結果をふまえ、Dリングヘッドに逆止弁を設置することが、スプレィ流量を確保するうえで適切である。

なお、格納容器スプレイ配管立上り部の水平配管部分に逆止弁を設置した場合は、設置した逆止弁の下流の立上り部に全周破断を想定すると、スプレイ水が破断口から流出し、スプレイ流量は現行の添付書類十の解析で考慮されている値を大幅に下回ることになる。(図9参照)

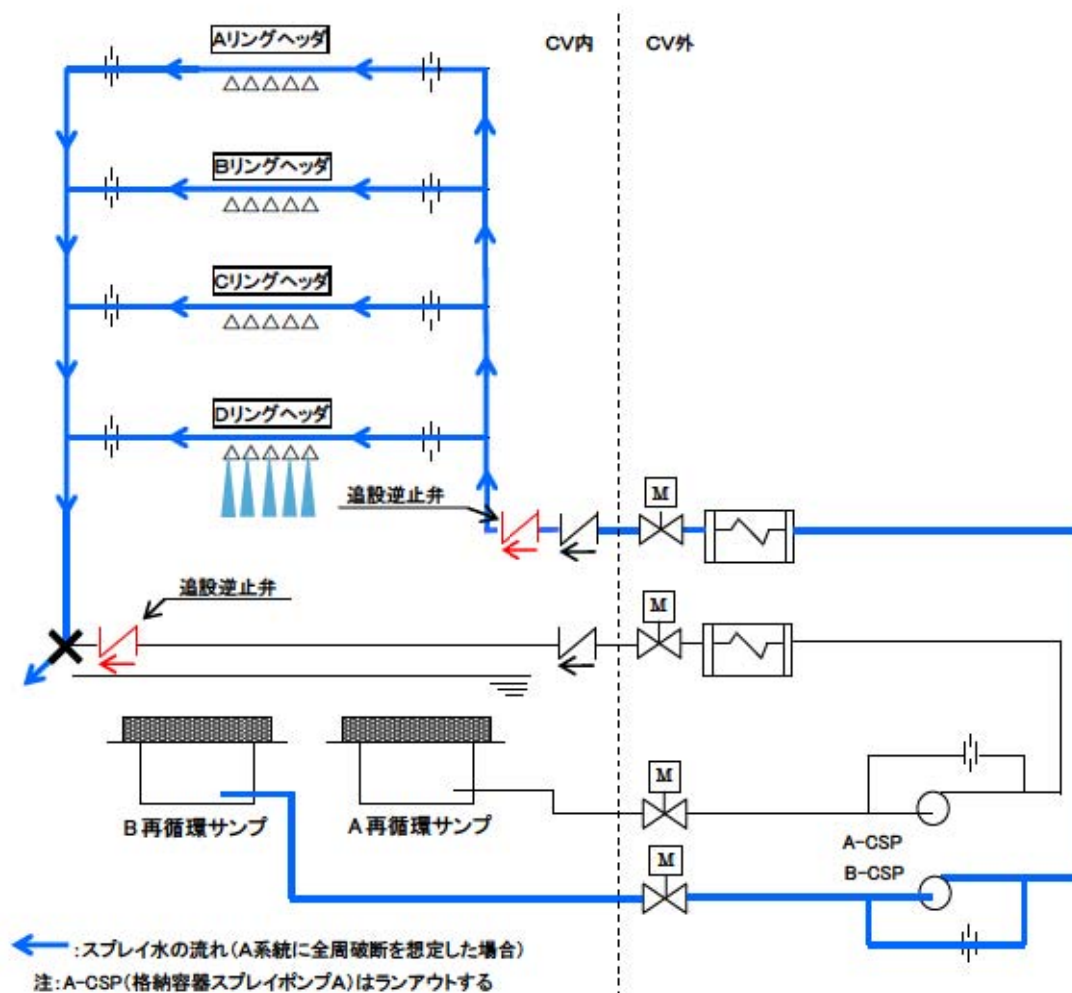


図9 スプレイ配管立上り部の全周破断時のスプレイ水の流れ  
(スプレイ配管立上り部(水平配管部分)に逆止弁を設置した場合)

(c) Dリングヘッドでの逆止弁設置箇所

Dリングヘッドの詳細図を図10に示す。図に示すように、逆止弁設置可能な水平配管部分は、接続配管のオリフィス周辺である。

## I. 図10の①に逆止弁を設置した場合

この場合、設置した逆止弁の下流に全周破断を想定すると、Dスプレイリングにおける健全側スプレイ水の破断口への回りこみは防ぐことができないが、全周破断を想定した系統側の格納容器スプレイポンプは、オリフィスにより破断口への流出流量が制限されるためランアウトせず、A、B、Cスプレイリングからスプレイ水がスプレイされ、スプレイ流量は確保できる。

また、設置した逆止弁の上流の格納容器スプレイ配管立上り部で全周破断を想定すると、全周破断を想定した系統の流量の全量が破断口から流出する（結果として、全周破断を想定した系統の格納容器スプレイポンプは許容最大運転流量を超過し、ランアウトする）が、Dリングを通じての健全側スプレイ水の破断口への回り込みを防ぐことができ、健全側のスプレイポンプによりDスプレイリングからのスプレイ水は確保できる。（図11参照）

ここで、逆止弁設置に伴い圧損が増加し、Dスプレイリングにおけるスプレイ流量が変わるため、静的機器の単一故障を想定しない場合のスプレイ流量を現行の安全解析で考慮している値と同等とするためには、リングヘッドDのオリフィスの交換が必要となる。

## II. 図10の②に逆止弁を設置した場合

この場合、逆止弁の下流に破断を想定すると、全周破断を想定した系統の流量の全量が破断口から流出する（結果として、全周破断を想定した系統の格納容器スプレイポンプはランアウトする）。また、A、B、C、Dリングを通じての健全側スプレイ水の破断口への回り込みを防ぐことができないため、スプレイ流量は少なくなる。

また、設置した逆止弁の上流で全周破断を想定すると、全周破断を想定した系統の流量の全量が破断口から流出する（結果として、全周破断を想定した系統の格納容器スプレイポンプはランアウトする）が、健全側のスプレイポンプからの供給流量は、逆止弁により破断点への流出を防ぐことができるため、A、B、C、Dスプレイリングからのスプレイ水は確保できる。（図12参照）

ここで、逆止弁設置に伴い圧損が増加し、A～Dまでの全てのスプレイリングにおけるスプレイ流量が変わるため、スプレイ流量を現行の安全解析で考慮している値と同等にするためには、リングヘッドA～Dすべてのオリフィスの交換が必要となる。

以上をまとめると表3となり、図10の①（接続配管のオリフィスの下流）に逆止弁を設置した場合が、Dスプレイリングを通じての回り込みを防止でき、Dスプレイリングからのスプレイ水が確実に確保できるため、設置箇所として適切である。

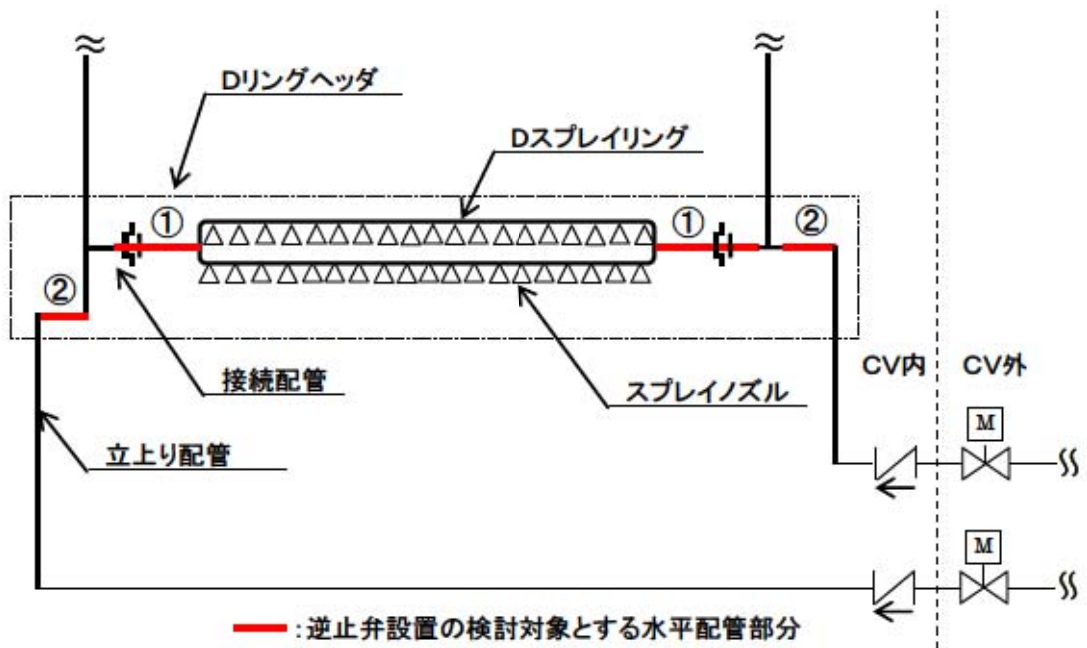
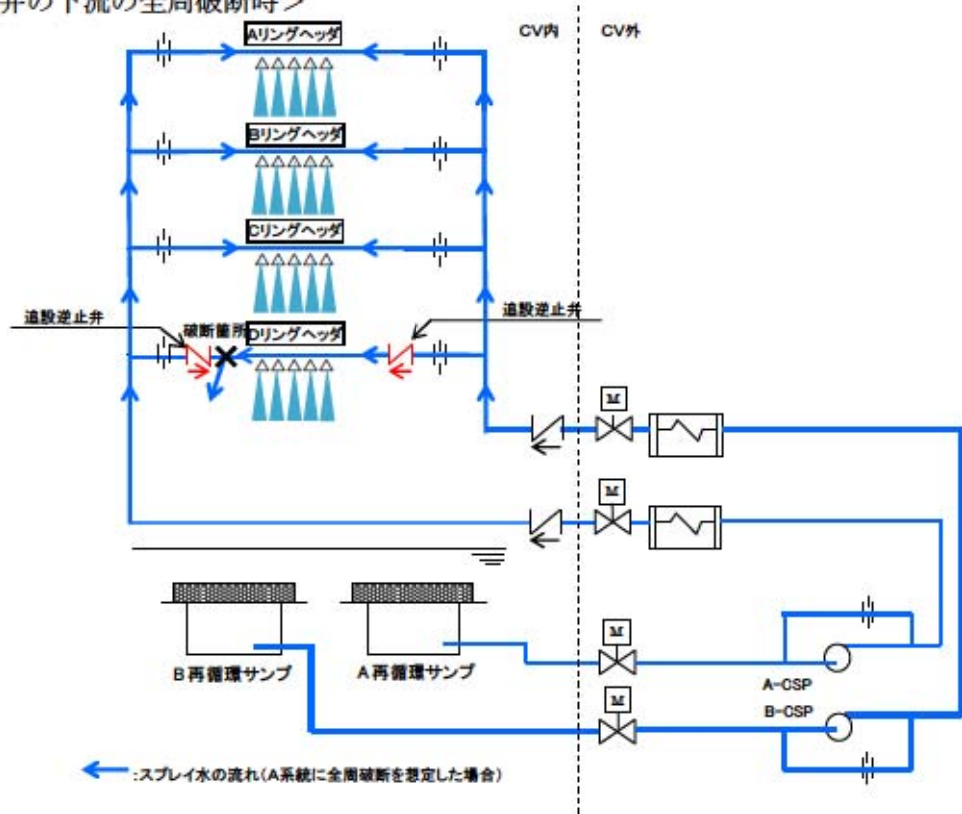


図 10 Dリングヘッド詳細図

<追設逆止弁の下流の全周破断時>



<追設逆止弁の上流の全周破断時>

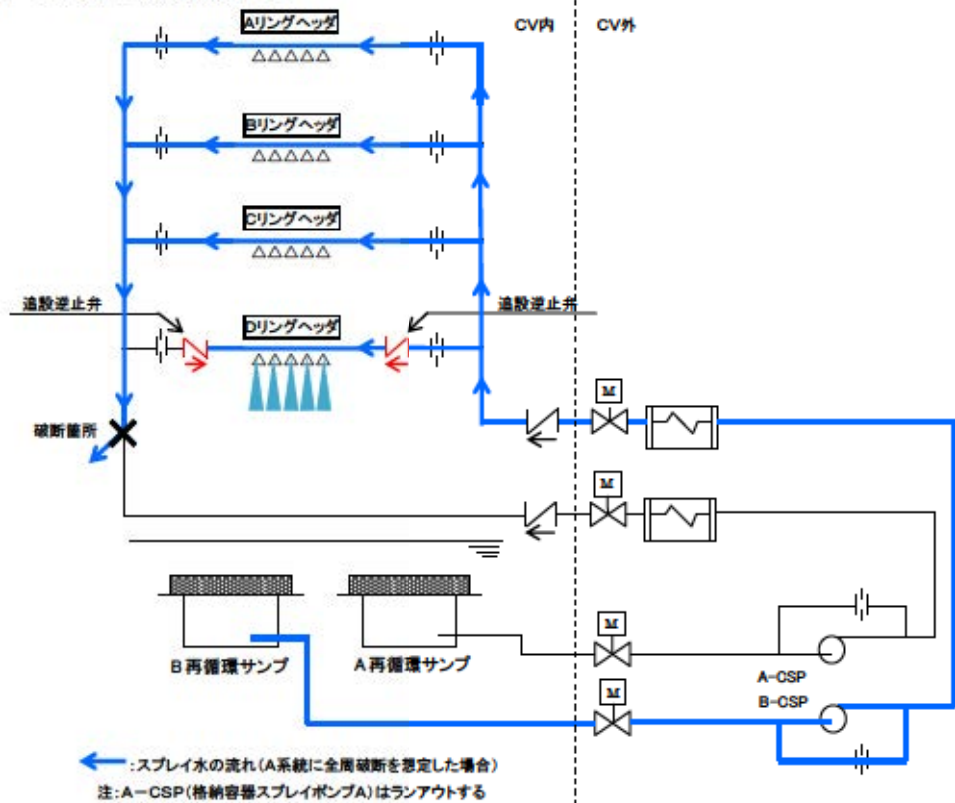
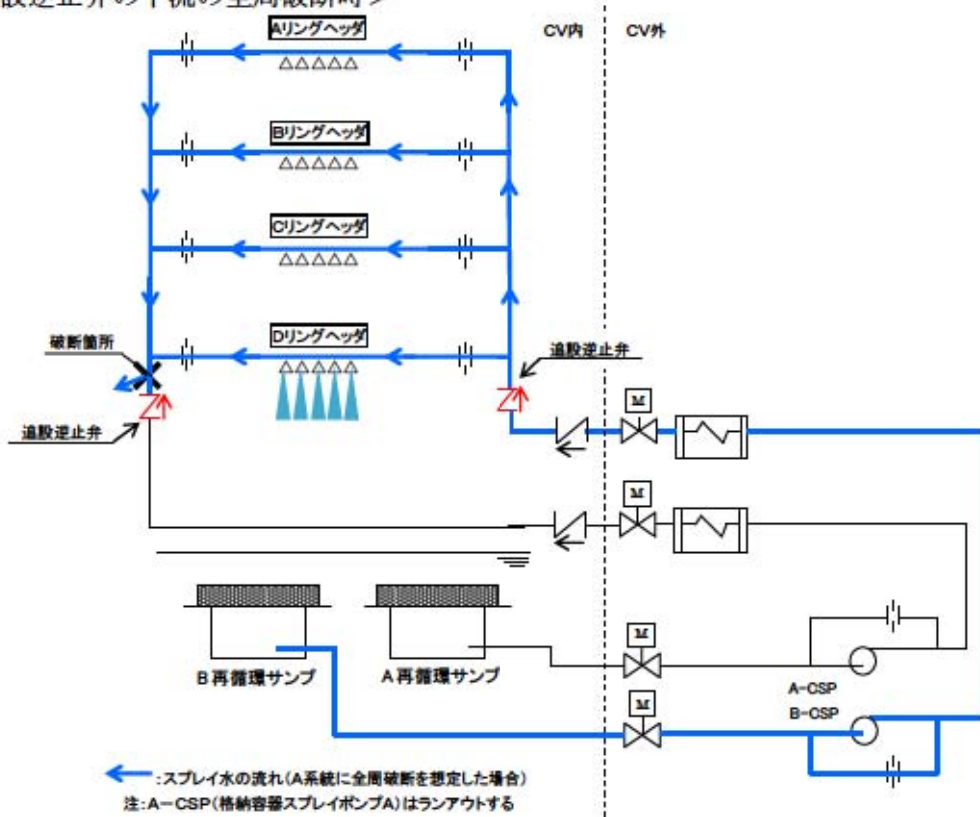


図 1 1 図 1 0 の①に逆止弁を設置した場合のスプレイ水の流れ

<追設逆止弁の下流の全周破断時>



<追設逆止弁の上流の全周破断時>

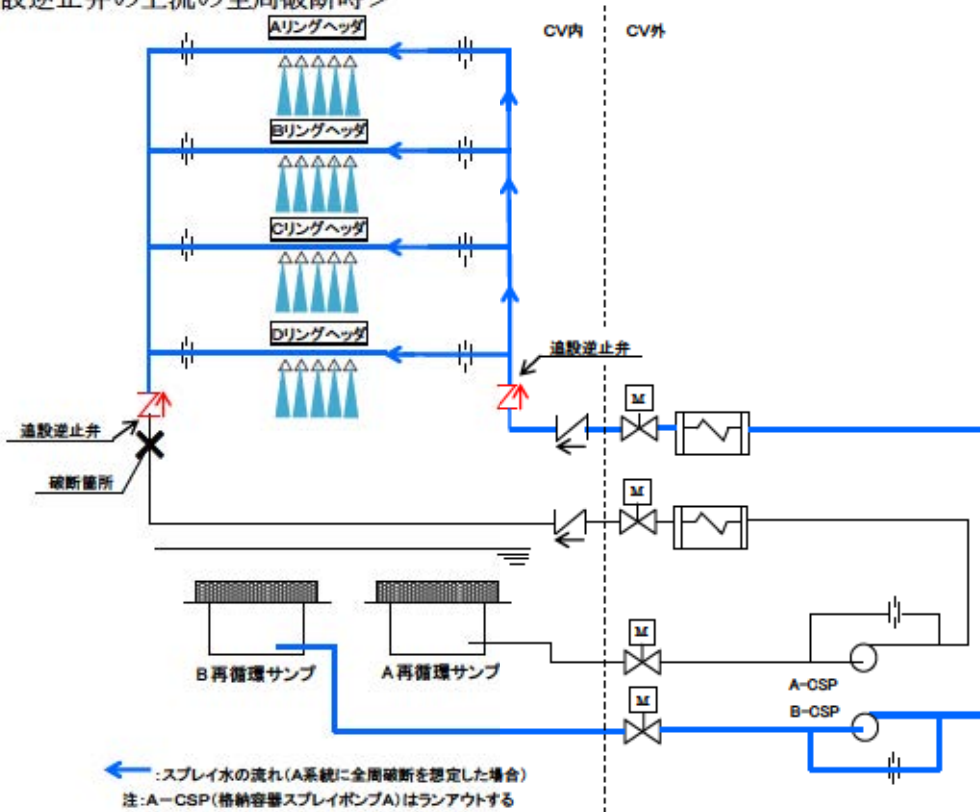


図 1 2 図 1 0 の②に逆止弁を設置した場合のスプレイ水の流れ

表3 逆止弁設置箇所と破断想定箇所を変化させた場合のスプレイ流量

		破断想定箇所	
		逆止弁の下流	逆止弁の上流
逆止弁	図10 ①	大	中(※1)
設置箇所	図10 ②	小(※2)	大

(※1) Dスプレイリングを通じての回り込み防止可能

(※2) Dスプレイリングを通じての回り込み防止できない

(6) 逆止弁設置後の影響評価

このようにDスプレイリング接続配管オリフィス下流に逆止弁を設置することになったが、これによるスプレイ流量への影響及び安全評価(原子炉格納容器健全性評価、可燃性ガスの発生及び線量評価)への影響を確認した。

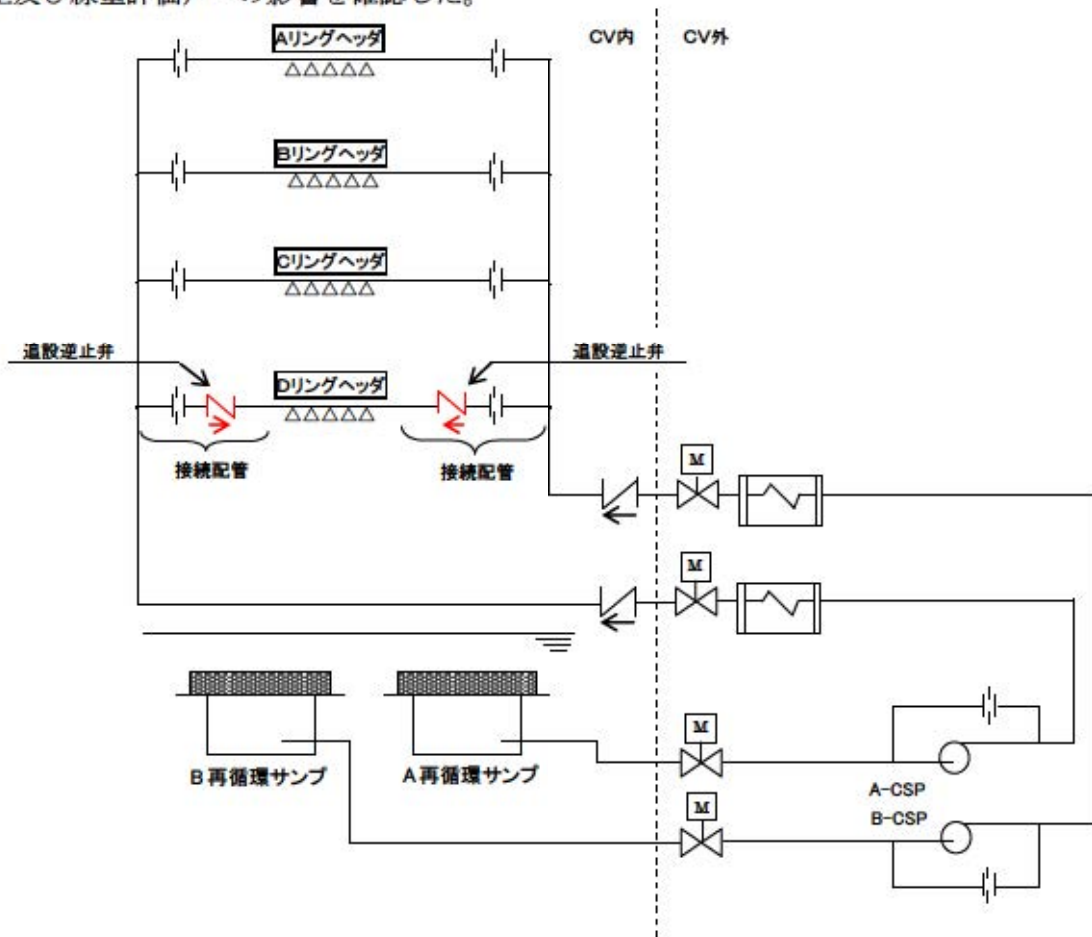


図13 スプレイ配管を追設した上での機能維持対策検討結果

a. スプレイシステムの破断箇所の想定

Dリングヘッダの接続配管のオリフィスの下流(図13参照)に逆止弁を設置する場合、スプレイ流量が最も少なくなる全周破断位置は、(4) b. での検討結果と同様に、図3の格納容器スプレイ配管(①)でT.P.33.9mであるため、この位置に全周破断を想定する。なお、逆止弁の故障にはボディーの破断や、動作不能による閉塞が考えられるが、破断につ

いては配管の全周破断に包含され、閉塞については配管の閉塞と同様に健全側からのスプレイ流量が確保されるため、全周破断が最も過酷な条件である単一故障となる。

b. スプレイ流量評価

全周破断を想定した場合のスプレイ流量を評価した（図14参照）。

評価に当たっては、破断想定箇所までの配管抵抗と系統圧力とのバランスからスプレイ流量を算出している。

その結果、表4に示すとおり、スプレイ流量は約 364.2m<sup>3</sup>/h（現行の安全解析で考慮している流量の約 40.1%）となる。

この結果をもとに、安全解析条件は、現行の安全解析で考慮している流量の 36%とする。

（別添資料1 3章）

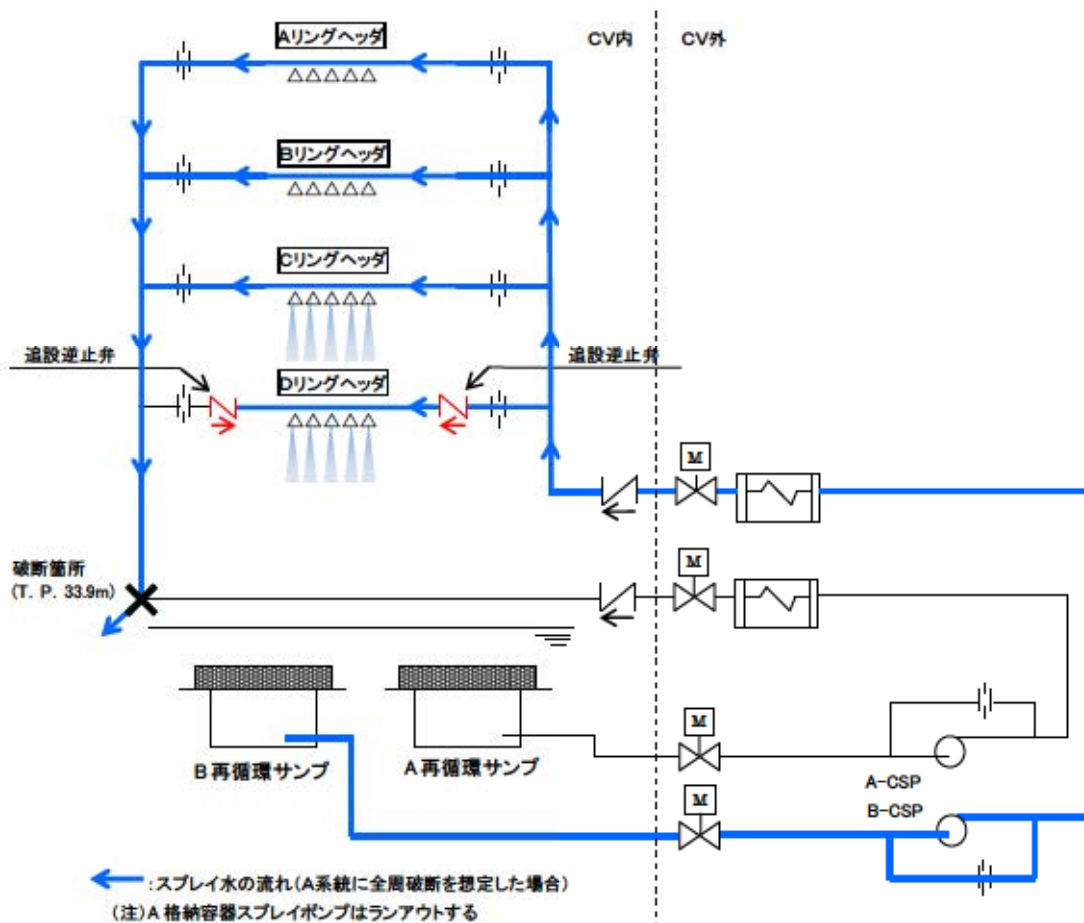


図14 スプレイ配管の全周破断時のスプレイ水の流れ  
（接続配管のオリフィスの下流に逆止弁を設置した場合）



表4 スプレイ流量評価結果

項 目		評価結果
スプレイリングヘッドからのスプレイ流量	Aスプレイリングヘッド	
	Bスプレイリングヘッド	
	Cスプレイリングヘッド	
	Dスプレイリングヘッド	
	合計	約 364.2m <sup>3</sup> /h

d. 安全解析

単一故障として格納容器スプレイ配管の全周破断を想定した場合に影響を与える以下の3つの安全解析を実施した。

- ・原子炉格納容器内圧評価（健全性評価）
- ・可燃性ガスの発生に関する評価
- ・環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価

その結果、表5～表7に示すとおり、現行の安全解析と同等であることを確認した。

（別添資料1 4章）

なお、格納容器スプレイ配管追設後の動的単一故障に対する安全評価については、動的機器の単一故障により、原子炉格納容器スプレイ設備1系列が動作不能になることに変わりないことから、現行の安全解析と変わらないことを確認した。

表5 原子炉格納容器内圧評価（健全性評価）の解析結果

項 目	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析
最高圧力(MPa[gage])	約 0.241	約 0.240
最高温度(°C)	約 124	約 124
判断基準（最高使用圧力(MPa[gage]))	≦0.283	
判断基準（最高使用温度(°C)）	≦132	

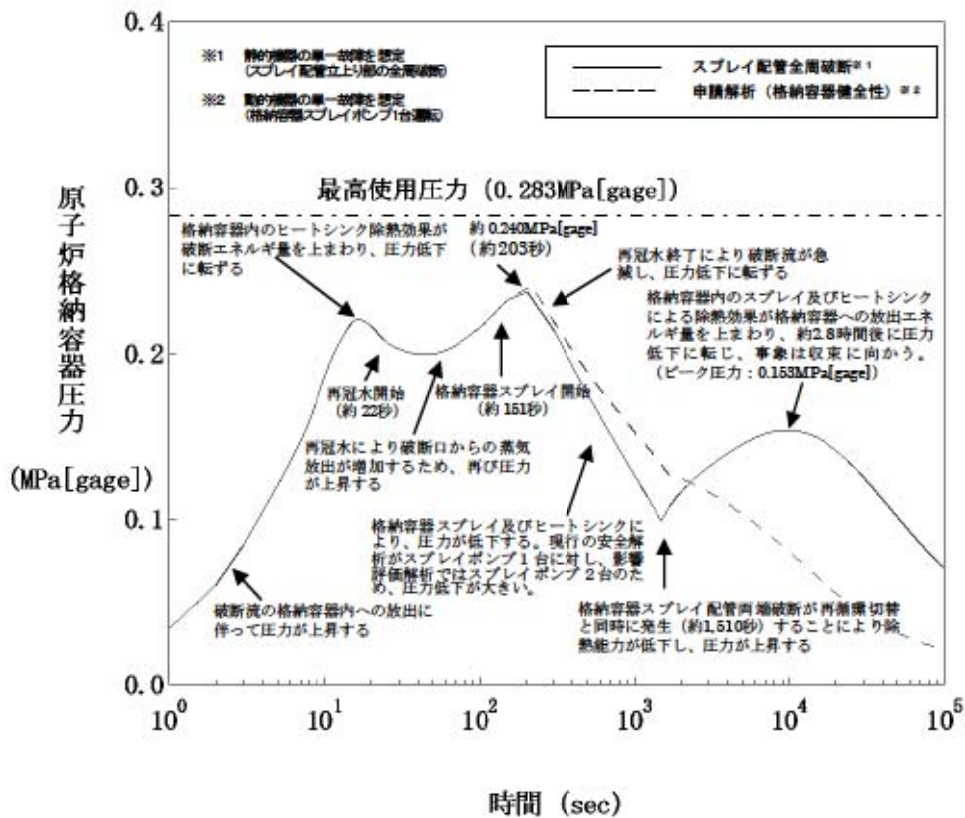


図 15 スプレイ立上り配管の全周破断を想定した場合の格納容器内圧力  
(スプレイ流量として安全解析で考慮している値の 36%の場合)

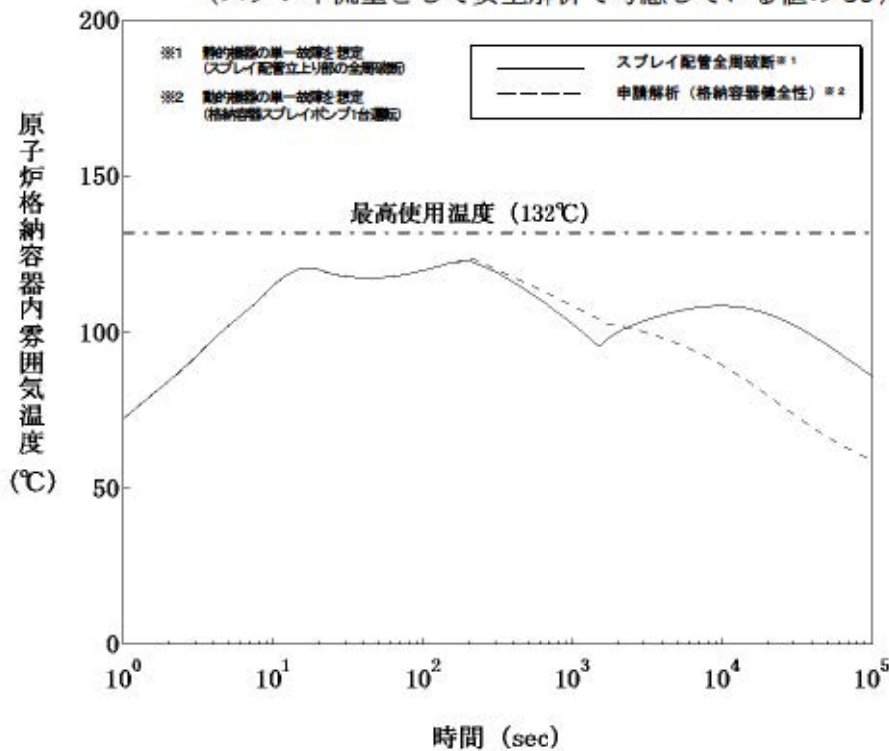


図 16 スプレイ立上り配管の全周破断を想定した場合の格納容器内雰囲気温度  
(スプレイ流量として安全解析で考慮している値の 36%の場合)

表6 可燃性ガスの発生の解析結果

項目	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析
原子炉格納容器内水素濃度 (%)	約 3.3	約 3.0
判断基準 (%)	≤4	

表7 環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）の解析結果

項目	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析
環境に放出されるよう素量 (Bq) (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$	約 $3.1 \times 10^{11}$
環境に放出される希ガス量 (Bq) ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$	約 $7.5 \times 10^{13}$
敷地等境界外における最大実効線量 (mSv) ※	約 0.23	約 0.23
判断基準 (mSv)	≤5mSv	

※ 実効線量には、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.086mSv）を含む。

e. 安全機能への影響評価

格納容器スプレイ配管の追設及び逆止弁の設置に対して、既存の安全設備等への影響、安全評価に対する影響を配慮した設計とすることとし、以下の通り問題ないことを確認した。

- ・ 格納容器スプレイ配管の追設は、原子炉格納容器スプレイ設備の A 系統、B 系統それぞれからスプレイリングに至る配管（流路）を独立させるものであり、既存の安全性設備の多重性、独立性を阻害するものではない。
- ・ 逆止弁を設置することにより圧損が増えるが、当該逆止弁近傍のオリフィスを穴径の大きな低圧損のものに取替ることにより、静的機器の単一故障を想定しない場合のスプレイ流量（従前の安全解析条件）は変わらない設計とするため、既存の安全設備に対する影響、及び現行の安全評価に対する影響はない。

また、格納容器スプレイ配管に全周破断を想定した場合の原子炉格納容器スプレイ設備の安全機能「格納容器の冷却機能」についても、(4) 安全解析に示すとおり問題はない。

(7) 工事概要

原子炉格納施設関連工事の一環として、図 17、18 に示すように、格納容器スプレイ配管を追設 (B 側) し、D-スプレイリングヘッドに逆止弁を 2 個 (A 系統側 1 個、B 系統側 1 個) 設置する。

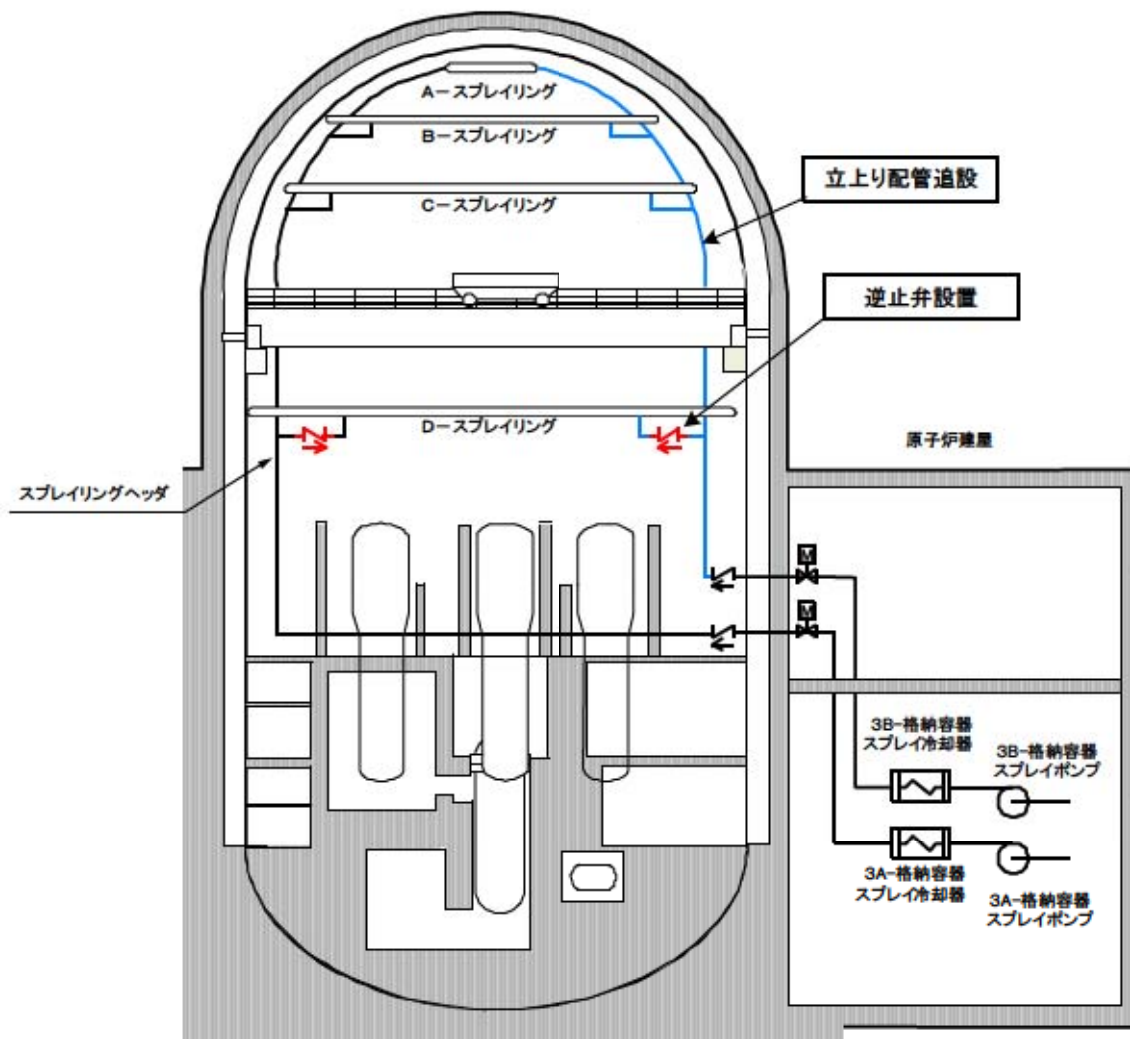


図17 工事の概要

表8 格納容器スプレイ配管、逆止弁の仕様

項目	格納容器スプレイ配管	逆止弁
最高使用圧力	2. 3MP a、1. 7MP a	1. 7MP a
最高使用温度	150℃	150℃
材料	SUS304	SCS14A
呼び径	6B、8B、10B	6B
設置個数	—	2個(各系統1個)

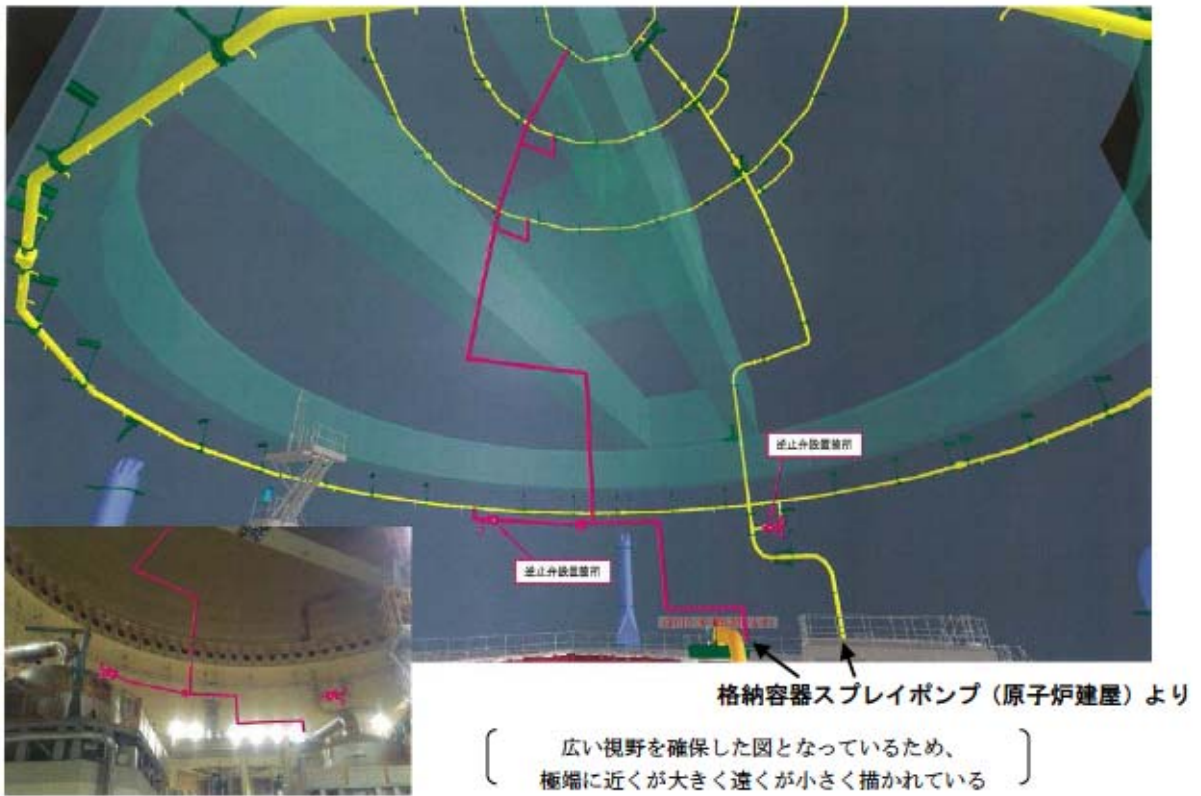


図 1 8 格納容器スプレイ配管追設状況

## 8. 原子炉格納容器スプレイ設備に単一故障を想定した場合のスプレイ流量について

設備対策を実施した後の原子炉格納容器スプレイ設備に単一故障（格納容器スプレイ配管への全周破断）を想定した場合の、スプレイ流量について評価を実施する。

ここで、完全全周破断を想定した場合の流量は、破断想定箇所までの配管抵抗と系統圧力とのバランスにより算出する。

また、当該スプレイ系統は、低エネルギー配管であることから、全周破断による系統圧力低減により、系統水は減圧沸騰することなく、臨界流は発生しないため、流量算出のモデルは、水単相モデルを用いる。なお、今回の評価結果から、A、Bスプレイリングにおいては、スプレイノズルから原子炉格納容器の空気の流入が生じ、気液二相流状態になると考えられるが、保守的な評価になるよう気液二相流は考慮せず、水単相モデルとする。

### (1) 破断影響

安全機能に最も影響を与える単一故障を想定するため、原子炉格納容器スプレイ設備の安全機能である「格納容器の冷却機能」に最も影響を与えられ格納容器スプレイ流量が最も減少する場合を想定する。

泊発電所3号機においては、スプレイリングヘッドをA、B系統で一系列化しているため、格納容器スプレイ配管に全周破断を想定した場合、以下の理由により、原子炉格納容器内に散水されるスプレイ流量が減少する。

- ・破断側系統の格納容器スプレイポンプは、破断口が開放端となるため、背圧（系の総抵抗）が大幅に減少し、ポンプ運転流量が増加する。結果として、ポンプの許容最大運転流量を超過して、ランアウトする。（ポンプが、モータトリップにより停止する。）
- ・健全側系統の格納容器スプレイポンプからスプレイヘッドへスプレイ水は給水されるが、一系列化されているリングヘッドから、破断側系統への回り込みが発生し、破断口からの流出が生じる。  
ただし、Dスプレイリングについては、逆止弁を設置するため、破断側系統への回り込みは発生せず、スプレイ水としてスプレイされる。
- ・破断口が開放端となるため、スプレイリングヘッドの配管内圧が低下しスプレイ駆動圧となるスプレイリングヘッドの配管内圧と原子炉格納容器内圧の差が小さくなり、各スプレイノズルからのスプレイ流量が減少する。

### (2) 破断想定位置

格納容器スプレイ配管で全周破断を想定した場合、スプレイ駆動圧となる各スプレイリングヘッドの配管内圧と原子炉格納容器内圧の差が最も小さくなる箇所が、最もスプレイ流量が減少する破断想定位置となる。

ここで、スプレイリングヘッド内の配管内圧（ $P_{A,B,C}$ ）、原子炉格納容器内圧（ $P_{CV}$ ）、

各スプレイリングと破断点との静水頭差 ( $\Delta H_{A,B,C}$ ) 及び破断点までの配管抵抗による損失水頭 ( $\Delta P_{A,B,C}$ ) の関係は次式となり、

$$P_{A,B,C} + \Delta H_{A,B,C} = P_{CV} + \Delta P_{A,B,C}$$

変形すると、次式となる。

$$P_{A,B,C} - P_{CV} = \Delta P_{A,B,C} - \Delta H_{A,B,C}$$

この式から、スプレイ駆動圧 ( $P_{A,B,C} - P_{CV}$ ) は、破断点までの配管抵抗による損失水頭と、各スプレイリングと破断点との静水頭差との差 ( $\Delta P_{A,B,C} - \Delta H_{A,B,C}$ ) で表される。

格納容器スプレイ配管で破断想定位置を変化させた場合、破断点までの配管抵抗による損失水頭の変化分 (静水頭で数mオーダー) と破断点の違いによる各リングと破断点との静水頭差の変化分 (数十mオーダー) を比べると、破断点との静水頭差の変化分の方が大きいため、スプレイ駆動圧が最も小さくなる場合は、破断位置を格納容器スプレイ配管立上り部の最も低い位置とし、各スプレイリングと破断点との静水頭差が最も大きくなる場合である。

よって、破断想定位置は、格納容器スプレイ配管立上り部の最も低い位置 (T. P. 33.9 m) とする。

### (3) スプレイ流量の評価

(2) で定めた破断想定位置に、全周破断を想定した場合のスプレイ流量を求める。図 9-1 に流量評価モデル、表 9-1~9-4 に記号の説明及び値を示す。なお、計算式の評価モデル、及び以下の数値評価結果に示す記号は (a) を健全側、(b) を破断側として示す。

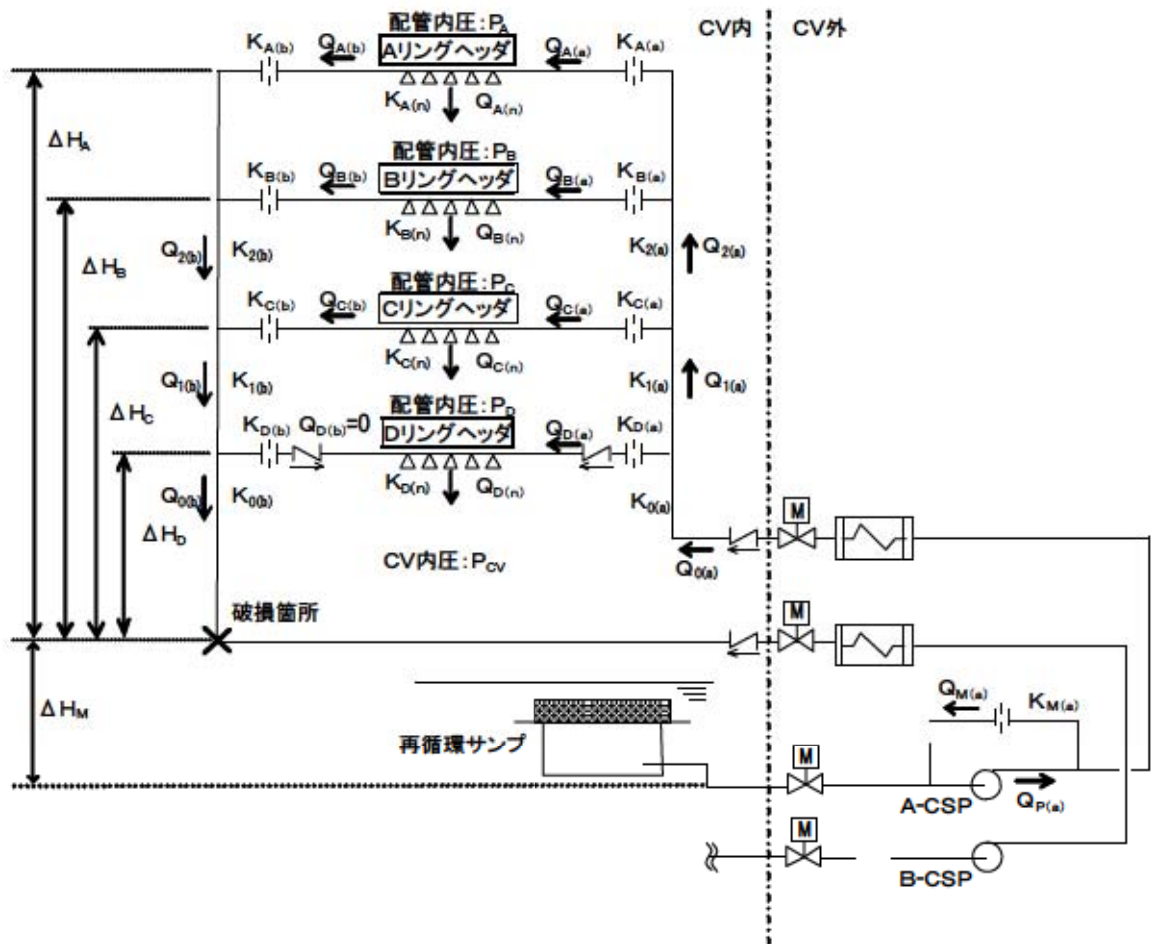


図 9-1 流量評価モデル



表 9-1 各流路における配管等の抵抗係数

記号	項目	抵抗係数 [m/(m <sup>3</sup> /h) <sup>2</sup> ]
K <sub>A (a)</sub>	Aリングヘッド (健全側)	1.491E-3
K <sub>A (b)</sub>	Aリングヘッド (破断側)	1.249E-3
K <sub>B (a)</sub>	Bリングヘッド (健全側)	3.493E-4
K <sub>B (b)</sub>	Bリングヘッド (破断側)	2.756E-4
K <sub>C (a)</sub>	Cリングヘッド (健全側)	2.089E-4
K <sub>C (b)</sub>	Cリングヘッド (破断側)	1.858E-4
K <sub>D (a)</sub>	Dリングヘッド (健全側)	3.289E-4
K <sub>D (b)</sub>	Dリングヘッド (破断側)	2.983E-4
K <sub>0 (a)</sub>	格納容器スプレイポンプ (健全側) ~Dリングヘッド分岐点	3.490E-5
K <sub>0 (b)</sub>	Dリングヘッド合流点~破断位置	5.376E-6
K <sub>1 (a)</sub>	D~Cリングヘッド間格納容器スプレイ配管 (健全側)	1.428E-5
K <sub>1 (b)</sub>	D~Cリングヘッド間格納容器スプレイ配管 (破断側)	1.357E-5
K <sub>2 (a)</sub>	C~Bリングヘッド間格納容器スプレイ配管 (健全側)	3.991E-6
K <sub>2 (b)</sub>	C~Bリングヘッド間格納容器スプレイ配管 (破断側)	3.991E-6
K <sub>M (a)</sub>	循環ライン	1.660E-1

表 9-2 各スプレイリングヘッドのスプレイノズルの抵抗係数

記号	項目	抵抗係数 [m/(m <sup>3</sup> /h) <sup>2</sup> ]
K <sub>A (n)</sub>	リングヘッドA	
K <sub>B (n)</sub>	リングヘッドB	
K <sub>C (n)</sub>	リングヘッドC	
K <sub>D (n)</sub>	リングヘッドD	

表 9-3 破断想定位置との T.P.差

記号	項目	T.P. 差 [m]
ΔH <sub>A</sub>	リングヘッドA	45.7
ΔH <sub>B</sub>	リングヘッドB	43.5
ΔH <sub>C</sub>	リングヘッドC	39.5
ΔH <sub>D</sub>	リングヘッドD	18.9
ΔH <sub>M</sub>	循環ライン戻り部	33.02

表 9-4 原子炉格納容器内圧力

記号	項目	圧力(水頭) [m]
P <sub>CV</sub>	原子炉格納容器内圧	28.9

a. 抵抗係数

抵抗係数は、各系統の配管構成の違い、具体的には配管ルートの違いによる直管長、曲がり・レデューサ等の継手構成の違いにより異なる。表 9-1 の配管の抵抗係数は以下の一般的な圧損評価手法に基づき導出する。

管路における圧力損失は、一般的に流速の 2 乗に比例し、以下の式で表される（ダルシーの法則）。

$$h = \sum k \frac{v^2}{2g} \quad \dots \textcircled{1}$$

ここで、**h** : 圧力損失  
**k** : 抵抗係数（※ 一般的な抵抗係数の定義）  
**v** : 流速  
**g** : 重力加速度

①式について、圧損と流量の関係式に書き換えると以下のとなる。

$$h = \sum k \frac{(Q/A)^2}{2g} = \sum k \cdot \left(\frac{1}{A}\right)^2 \cdot \frac{1}{2g} \cdot Q^2 \quad \dots \textcircled{2}$$

ここで、**A** : 断面積  
**Q** : 流量

計算に用いる各管路の抵抗係数 **K** は、②式をもとに設定している。  
すなわち、流量評価に用いる抵抗係数 **K** は、③式で与えられる。

$$K = \frac{h}{Q^2} \left( = \sum k \cdot \left(\frac{1}{A}\right)^2 \cdot \frac{1}{2g} \right) \quad \dots \textcircled{3}$$

b. スプレイ流量評価

図 9-1 の流量評価モデルにおいて、圧力収支及び流量収支から、以下の関係式が成り立つ。

(a) 各スプレイリングヘッダの配管内圧

各スプレイリングヘッドの配管内圧は、各スプレイリングヘッドから破断口に向けて流出する流路の配管等圧損、開放端（破断口）圧力（＝原子炉格納容器内圧）、及び破断想定位置と各スプレイリングヘッド設置位置とのエレベーションの差によって定まり、以下の式が成り立つ。

$$P_A = K_{A(b)} Q_{A(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 + P_{CV} - \Delta H_A \quad \dots\dots ④$$

$$P_B = K_{B(b)} Q_{B(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 + P_{CV} - \Delta H_B \quad \dots\dots ⑤$$

$$P_C = K_{C(b)} Q_{C(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 + P_{CV} - \Delta H_C \quad \dots\dots ⑥$$

ここで、Dスプレイリングについては、逆止弁を設置するため、Dスプレイリングヘッドから破断口に向けて流出する流路がなく（ $Q_{D(b)} = 0$ ）、上述の関係式が成り立たない。

そこで、Dスプレイリングヘッドの配管内圧を次式で求める。次式は、健全側システムの各スプレイリングヘッドへの分岐点（入口）を基準とし、分岐点の圧力を、それぞれCスプレイリングヘッドの配管内圧を用いて表したもの（左辺）とDスプレイリングヘッドの配管内圧を用いて表したもの（右辺）である。

$$P_C + (\Delta H_C - \Delta H_D) + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{C(a)} Q_{C(a)}^2 = P_D + K_{D(a)} Q_{D(a)}^2 \quad \dots\dots ⑦$$

(b) 各スプレイリングヘッドからのスプレイ流量

各スプレイリングヘッドからスプレイされる流量は、スプレイ駆動圧となる各スプレイリングヘッドの配管内圧と原子炉格納容器内圧の差と、スプレイノズルの抵抗係数から、以下の様に求められる。

$$Q_{A(n)} = \sqrt{[(P_A - P_{CV}) / K_{A(n)}]} \quad \dots\dots ⑧$$

$$Q_{B(n)} = \sqrt{[(P_B - P_{CV}) / K_{B(n)}]} \quad \dots\dots ⑨$$

$$Q_{C(n)} = \sqrt{[(P_C - P_{CV}) / K_{C(n)}]} \quad \dots\dots ⑩$$

$$Q_{D(n)} = \sqrt{[(P_D - P_{CV}) / K_{D(n)}]} \quad \dots\dots ⑪$$

(c) 各スプレイリングヘッドに供給される流量

各スプレイリングヘッドに供給される流量は、各スプレイリングヘッドからスプレイされる流量と各スプレイリングヘッドから破断口に向けて流出する流量の合計であるため、以下の式が成り立つ。

$$Q_{A(a)} = Q_{A(n)} + Q_{A(b)} \quad \dots\dots ⑫$$

$$Q_{B(a)} = Q_{B(n)} + Q_{B(b)} \quad \dots\dots ⑬$$

$$Q_{C(a)} = Q_{C(n)} + Q_{C(b)} \quad \dots\dots ⑭$$

$$Q_{D(a)} = Q_{D(n)} + Q_{D(b)} \quad \dots\dots ⑮$$

(d) 格納容器スプレイ配管の流量

格納容器スプレイ配管における流量は、各スプレイリングヘッドに供給または各スプレイリングヘッドから流出する流量の合計であるため、以下の式が成り立つ。

$$Q_{0(a)} = Q_{1(a)} + Q_{D(a)} \quad \dots\dots ⑯$$

$$Q_{0(b)} = Q_{1(b)} + Q_{D(b)} \quad \dots\dots ⑰$$

$$Q_{1(a)} = Q_{2(a)} + Q_{C(a)} \quad \dots\dots ⑱$$

$$Q_{1(b)} = Q_{2(b)} + Q_{C(b)} \quad \dots\dots ⑲$$

$$Q_{2(a)} = Q_{A(a)} + Q_{B(a)} \quad \dots\dots ⑳$$

$$Q_{2(b)} = Q_{A(b)} + Q_{B(b)} \quad \dots\dots ㉑$$

(e) 配管圧損

各スプレイリングヘッドの入口から出口まで（Dスプレイリングヘッドへの分岐点から合流点まで）の配管等圧損は等しいため、以下の式が成り立つ。

$$\begin{aligned} & K_{A(a)} Q_{A(a)}^2 + K_{2(a)} Q_{2(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{A(b)} Q_{A(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 \\ & = K_{B(a)} Q_{B(a)}^2 + K_{2(a)} Q_{2(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{B(b)} Q_{B(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 \end{aligned} \quad \dots\dots ㉒$$

$$\begin{aligned} & K_{A(a)} Q_{A(a)}^2 + K_{2(a)} Q_{2(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{A(b)} Q_{A(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 \\ & = K_{C(a)} Q_{C(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{C(b)} Q_{C(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 \end{aligned} \quad \dots\dots ㉓$$

格納容器スプレイポンプ出口から破断想定位置までの通水ラインの配管等圧損と、破断想定位置と循環ライン戻り部との静水頭差（ $\Delta H_M$ ）の和は、循環ラインにおける配管等圧損と等しい（水源が再循環サンプであり、破断位置及びポンプ入口側配管の背圧はともに原子炉格納容器内圧に等しい）ため、以下の式が成り立つ。

$$\begin{aligned} & K_{0(a)} Q_{0(a)}^2 + (K_{C(a)} Q_{C(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{C(b)} Q_{C(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2) + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 \\ & + \Delta H_M \\ & = K_{M(a)} Q_{M(a)}^2 \end{aligned} \quad \dots\dots ㉔$$

(f) 格納容器スプレイポンプから供給される流量

格納容器スプレイポンプからスプレイリングヘッドに通水される流量は、格納容器スプレイポンプ運転流量と循環流量との差であるため、以下の式が成り立つ。

$$Q_{0(a)} = Q_{P(a)} - Q_{M(a)} \quad \dots\dots ㉕$$

(g) 格納容器スプレイ系統の合計流量

格納容器スプレイポンプ性能曲線をもとに、格納容器再循環サンプから破断口まで通水する時の総揚程と、ポンプ性能曲線がバランスする点から格納容器スプレイポンプの吐出流量を求める。

$$Q_{P(a)} = f_{(H)} \quad \dots\dots ㉖$$

※： $f_{(H)}$ は、格納容器スプレイポンプの性能曲線を表し、H（総揚程）の関数。

ここで、今回の評価におけるH（総揚程）は、約160mとなる。

#### (4) スプレイ流量の評価結果

(3) の関係式 (④～⑧) 及び表 9-1～9-4 の数値を用い、流量を変数として連立方程式の解を求め、スプレイ流量を決定した。評価結果を表 9-5 に示す。表から、スプレイ流量 ( $=Q_{A(n)}+Q_{B(n)}+Q_{C(n)}+Q_{D(n)}$ ) は、約  $364.2\text{m}^3/\text{h}$  (現行の安全解析で考慮している流量の約 40.1%) となる。この結果をもとに、安全解析条件は現行の安全解析で考慮している流量の 36%とする。

表 9-5 格納容器スプレイ配管破断時の流量評価結果

記号	項目		評価結果
$Q_P (a)$	格納容器スプレイポンプ運転流量		
$Q_A (a)$	スプレイリングヘッドに健全側から供給される流量	Aスプレイリングヘッド	
$Q_B (a)$		Bスプレイリングヘッド	
$Q_C (a)$		Cスプレイリングヘッド	
$Q_D (a)$		Dスプレイリングヘッド	
$Q_A (b)$	スプレイリングヘッドから破断側に流出する流量	Aスプレイリングヘッド	
$Q_B (b)$		Bスプレイリングヘッド	
$Q_C (b)$		Cスプレイリングヘッド	
$Q_D (b)$		Dスプレイリングヘッド	
$Q_A (n)$	スプレイリングヘッドからのスプレイ流量	Aスプレイリングヘッド	
$Q_B (n)$		Bスプレイリングヘッド	
$Q_C (n)$		Cスプレイリングヘッド	
$Q_D (n)$		Dスプレイリングヘッド	
$Q_0 (a)$	格納容器スプレイポンプ (健全側) ~Dリングヘッド分岐点		
$Q_0 (b)$	Dリングヘッド合流点~破断位置		
$Q_1 (a)$	健全側D~Cスプレイリング間		
$Q_1 (b)$	破断側D~Cスプレイリング間		
$Q_2 (a)$	健全側C~Bスプレイリング間		
$Q_2 (b)$	破断側C~Bスプレイリング間		
$Q_M (a)$	循環ライン		
$P_A$	スプレイリングヘッド配管内圧	Aスプレイリングヘッド	
$P_B$		Bスプレイリングヘッド	
$P_C$		Cスプレイリングヘッド	
$P_D$		Dスプレイリングヘッド	

(5) スプレイ水の有効性

(4) で評価したスプレイ流量評価結果において、各スプレイリングにおけるスプレイ条件が、表 9-6 に示すように設計条件と異なるため、安全解析条件に用いるスプレイ流量について、スプレイ水に期待する効果が確実に発揮できることを次の観点から確認する。

- a. スプレイ差圧の影響
- b. 原子炉格納容器内からの除熱効果
- c. 放射性物質除去効果

表 9-6 流量評価結果と設計時の比較

	流量評価結果		設計	
	流量 (m <sup>3</sup> /h)	差圧 (m)	流量 (m <sup>3</sup> /h)	差圧 (m)
Aスプレイリング				
Bスプレイリング				
Cスプレイリング				
Dスプレイリング				

ここで、原子炉格納容器内は、今回想定している静的機器の単一故障が、原子炉冷却材喪失事故が発生した後、再循環切替操作以降（事故後約 25 分）で格納容器スプレイ配管立上り部（T.P. 33.9m）が全周破断する想定であるため、原子炉冷却材喪失事故発生後約 25 分間は原子炉格納容器スプレイ設備が、2系統とも健全に動作している状態である。

a. スプレイ差圧の影響

スプレイノズルの構造上、スプレイ差圧が変わると、スプレイ水の流量の他に液滴径への影響が生じる。

今回の評価結果から、Dスプレイリングの差圧は [ ] であり、設計差圧は確保できていない。

しかし、電力共同研究\*において、スプレイの設計差圧が確保できない場合のスプレイ噴霧試験を実施しており、差圧が [ ] となった場合でも、 [ ] の液滴径で噴霧可能なことを確認（図 9-2 参照）している。なお、設計差圧で噴霧した場合の平均液滴径は [ ] であり、差圧が [ ] [ ] では、スプレイ液滴径に大きな差異は生じていない。

従って、今回のDスプレイリングの差圧は、 [ ] を大きく上回っていることから、スプレイ水の液滴径は設計差圧で噴霧した時とほぼ同等であると考えられる。

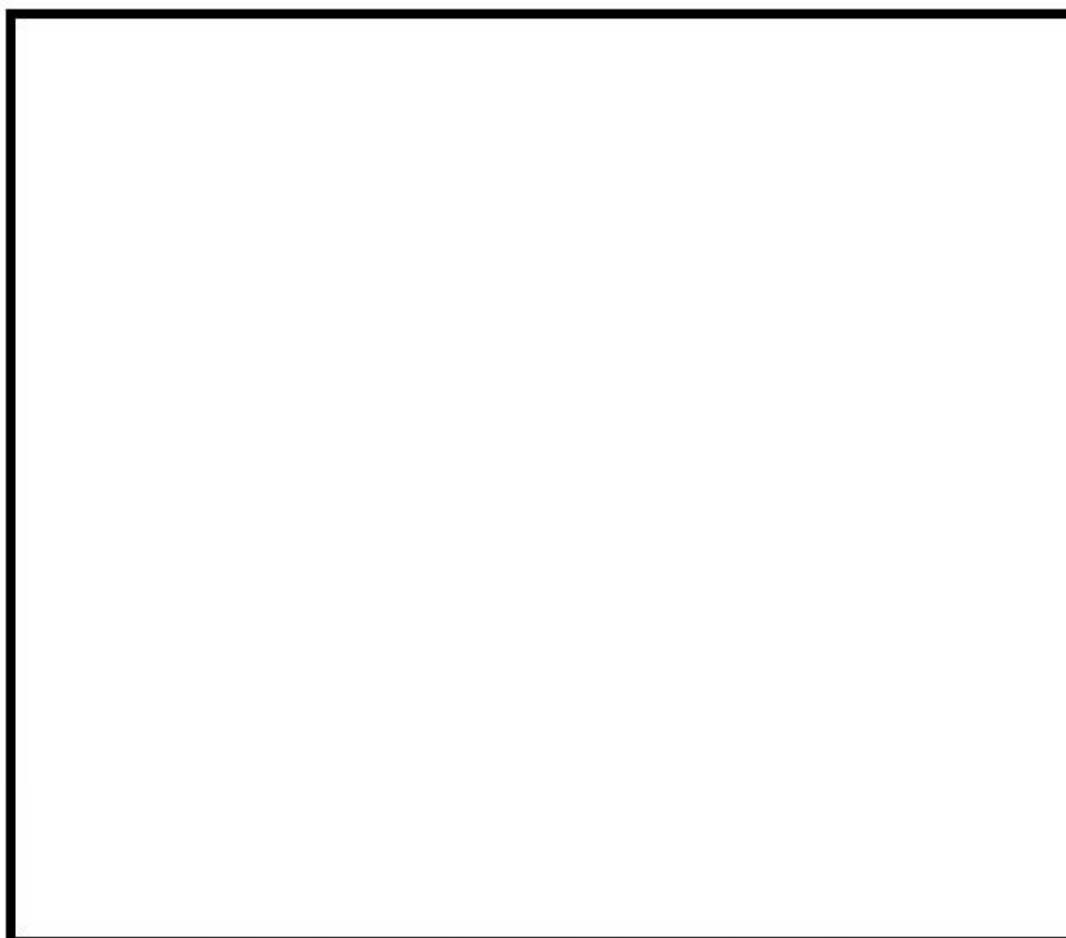


図 9-2 スプレイ差圧とスプレイ水の平均粒径の関係

b. 原子炉格納容器内からの除熱効果

スプレイ水には、原子炉格納容器内から熱を除去することで、温度・圧力を低減させる効果がある。具体的には、原子炉格納容器内にスプレイされる水の熱容量分の熱量が原子炉格納容器雰囲気（気相）からスプレイ水（液相）に移動することにより原子炉格納容器内の除熱が達成される。なお、液相に移動した熱量は、再循環運転により、最終的に余熱除去冷却器及び格納容器スプレイ冷却器で熱交換され、最終的な熱の逃がし場へ移送される。

原子炉格納容器内の圧力、温度を評価している安全解析では、スプレイリングから噴霧される流量、及び水温を入力条件として、スプレイ水が原子炉格納容器内雰囲気と熱平衡状態に達するまでの温度変化に伴う熱容量分の除熱効果を考慮している。

ここで、スプレイ水が原子炉格納容器内雰囲気と熱平衡状態に達するか否かは、



主に原子炉格納容器内に噴霧される液滴一つあたりの熱容量（質量）及び熱移動に寄与する時間（落下速度、及び距離）に左右される。このうち、液滴の熱容量、及び落下速度は噴霧される液滴径によって決まり、落下距離は各スプレイリング設置位置と床面とのエレベーションの差に代表される。

今回の様に、スプレイ流量が少なくなる場合でも、スプレイ水が、a.で述べたように設計差圧で噴霧した時とほぼ同等の大きさの液滴で、かつ、既存のDスプレイリングから原子炉格納容器内に噴霧されるため、Dスプレイリングから噴霧されるスプレイ条件については、除熱効果に対して従来の設計条件と有意に相違するものではない。

従って、床面に落下するまでの間に原子炉格納容器内雰囲気からスプレイ水への十分な熱移動が可能であり、スプレイリングから原子炉格納容器内に噴霧されたスプレイ水は飽和状態（原子炉格納容器内雰囲気と熱平衡状態）に達するため、格納容器内の除熱は達成されると考える。

また、原子炉格納容器気相部は閉鎖系であり、かつ内部で空間が遮断されているわけではないので、原子炉格納容器全体から見ればスプレイ水の熱容量分が連続的に除熱される。

さらに、上述した様に、今回の事象において、ほぼDスプレイリングからのみスプレイ水が有効に噴霧される状況になるまでは、約 25 分の間原子炉格納容器スプレイ設備は、2系統健全に動作しているため、原子炉格納容器内の温度は均一になっている。約 25 分後にほぼDスプレイリングのみになった場合でも、原子炉冷却材喪失事故の熱源は、Dスプレイリングより十分下にあり、また、Dスプレイリングより上には熱源がないことから、Dスプレイリングからのスプレイ噴霧による下降流と熱による対流により格納容器内の温度は十分に均一化される。

従って、約 25 分以降において、ほぼDスプレイリングからのみのスプレイとなる場合でも、Dスプレイリング上部空間だけが、下部空間に比べて過度に温度上昇することはなく、原子炉格納容器内は概ね均一に温度、圧力が変動することになる。

以上より、Dスプレイリングからのスプレイのみであっても、原子炉格納容器スプレイ設備の安全機能である格納容器の除熱機能に対して問題が生じるものではない。

なお、スプレイ流量低下の水素評価への影響については、(財)原子力発電技術機構による平成 11 年「格納容器内水素挙動解析評価に関する報告書」において、水素成層化時におけるスプレイでの攪拌効果についての検討がなされている。そこでは、低流量の最下段リングでのスプレイであっても、数分間のスプレイ運転で十分な均一化が期待できると結論付けられており、温度についても同様な挙動になると考えられる。

c. 放射性物質除去効果

スプレイ水には、原子炉格納容器内雰囲気中の放射性物質を除去する効果があるため、被ばく評価の条件として考慮している。具体的には、放射性物質濃度の低減効果を期待している期間は、よう素除去に必要な薬品注入までの遅れを考慮した事故後 5 分から、原子炉格納容器内よう素濃度が初期値の 1/100 になる時間である約 10.5 分までとしている。

一方、静的機器の単一故障として格納容器スプレイ配管の全周破断を想定する時刻は、再循環切替時刻である事故後 25 分（被ばく評価上の再循環切替は、保守的に 20 分としている。）であり、それ以降、Dスプレイリングからのスプレイのみとなる。

従って、被ばく評価上、低減効果を期待している期間は設計通りのスプレイ流量が確保されており、放射性物質除去効果に影響はない。

以上から、Dスプレイリングからのスプレイ水については確実にスプレイ水に期待する効果を発揮できるため、安全解析条件として定めたスプレイ流量（定格運転流量の 36% :  $326.9\text{m}^3/\text{h}$ ）は妥当である。

以 上

## 9. 原子炉格納容器スプレイ設備の全周破断を想定した場合の添付書類十の評価に与える影響

### (1) はじめに

原子炉格納容器スプレイ設備に対し、静的機器の単一故障として格納容器スプレイ配管の全周破断を想定した場合に影響を受ける以下の添付書類十の3つの評価について、影響を確認した。

- ・原子炉格納容器内圧評価（健全性評価）
- ・可燃性ガスの発生に関する評価
- ・環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価

### (2) 格納容器内圧評価（健全性評価）

#### a. 事故の原因

この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度、圧力が異常に上昇する事象を想定するものである。

#### b. 解析方法

原子炉格納容器の内圧解析は破断箇所からの放出質量、エネルギーの算出及びその放出質量、エネルギーに基づいた原子炉格納容器の内圧、温度解析とからなる。

放出質量、エネルギーの計算は、ブローダウン解析コードSATAN-VI及びリフィル/再冠水解析コードWREFLOODにより、ブローダウン、リフィル及び再冠水の各段階に分けて行う。原子炉格納容器内圧、温度の計算は、原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより、リフィル、再冠水及び再冠水後の放出質量、エネルギーの計算と同時に行う。

コード体系を図9-1に示す。

#### c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図9-2に示す。

主要事象クロノログを表9-1に示す。

解析条件及び解析結果を表9-2及び図9-3～図9-4に示す。

なお、影響評価として、現行の安全解析から単一故障の想定を変更した。

#### d. 評価結果

格納容器スプレイ開始後、再冠水終了により破断流が急減し、圧力低下に転じる。現行の安全解析に対して、再循環切替までは格納容器スプレイポンプが2台運転されているため内圧の低下は早

くなっている。その後、再循環運転開始と同時に格納容器スプレイ配管の全周破断を想定することにより、スプレイ流量の低下から内圧が上昇に転じるが、原子炉格納容器内のスプレイ及びヒートシンクによる除熱効果が格納容器への放出エネルギーを上まわり内圧は低下に転じ次第に下降していき、これ以降に状況の変化がないことから崩壊熱の減衰と共に事象は収束に向かう。評価の結果、再循環切替以降、圧力は高めに推移するものの、現行の安全解析における最高圧力約0.241MPa[gage]を下回ることを確認した。

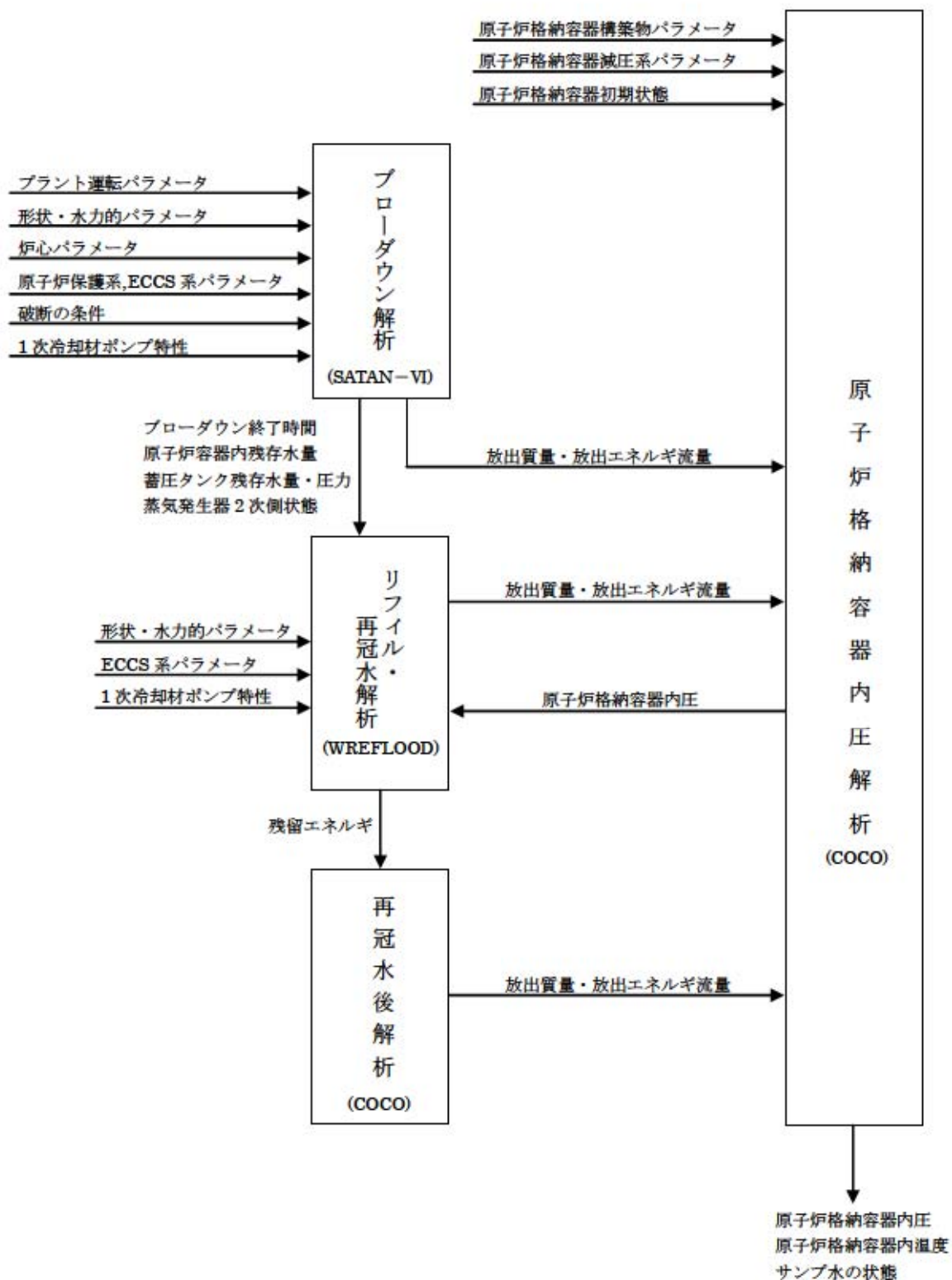


図9-1 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」のコード体系

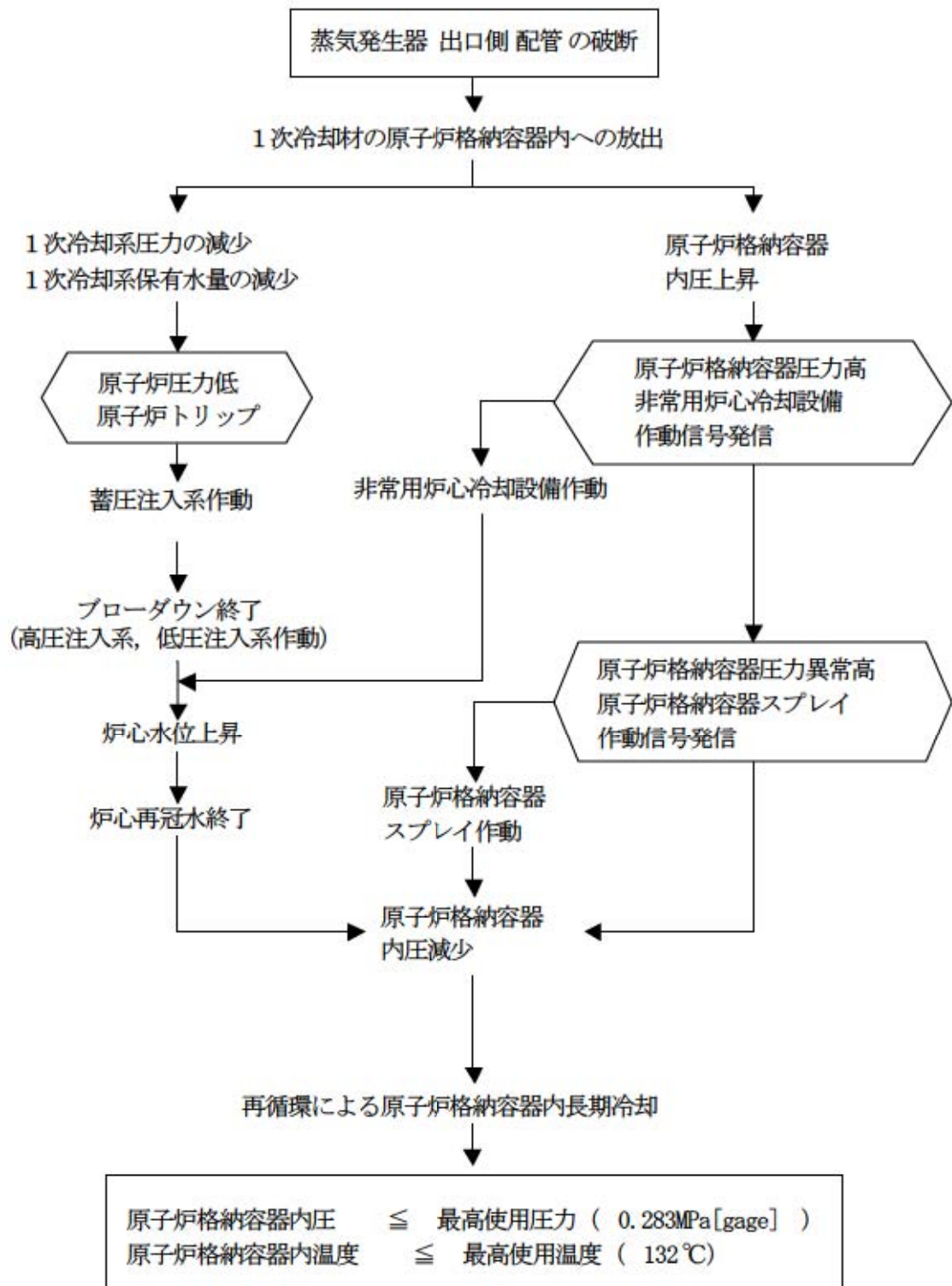


図9-2 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の事象過程

表9-1 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の主要事象クロノロジ  
 （影響評価解析のケース）

時刻（秒）	事 象
0	蒸気発生器出口側配管両端破断発生
約1	「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達
約1	「原子炉格納容器圧力高」非常用炉心冷却設備作動限界値到達
約6	「原子炉格納容器圧力異常高」原子炉格納容器スプレイ作動限界値到達
約17	ブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力
約22	炉心再冠水開始
約151	原子炉格納容器スプレイ開始
約203	第2ピーク圧力 原子炉格納容器圧力，温度最大
約 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 40px; height: 15px; vertical-align: middle;"></span>	再循環開始 格納容器スプレイ配管両端破断
約10,000	格納容器スプレイ配管両端破断に伴う除熱能力低下による第3ピーク圧力
100,000	計算終了

表9-2 「原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)」の解析条件及び解析結果

項目		解析件名			
		原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器健全性評価)			
		現行の安全解析※1	静的機器の単一故障を想定した解析	選 定 理 由	
解 析 条 件	事 故 条 件	蒸気発生器出口側配管両端破断 (1次冷却材ポンプ吸込側) 流出係数=1.0	同 左	原子炉格納容器内圧上昇の観点から最も 厳しい	
		原子炉出力 (%)	102	同 左	定常誤差を考慮した上限値
	単 一 故 障	動的機器	原子炉格納容器スプレイ 設備 1 系列	短期 (再循環切替まで) : 考慮しない (格納容器スプレイポンプ 2 台運転)  長期 (再循環切替後) : 考慮しない (1 台はランアウト※2)	<現行安全解析>  原子炉格納容器内圧上昇の観点から最も 厳しい
		静的機器	考慮しない	短期 (再循環切替まで) : 考慮しない (格納容器スプレイポンプ 2 台運転)  長期 (再循環切替後) : 1 系統の格納容器スプレイ配管逆止 弁出口部の全周破断を考慮	<影響評価解析> 静的機器の単一故障として、1 系統の格納 容器スプレイ配管逆止弁出口部の全周破 断を考慮

※1 格納容器スプレイ配管 2 重化後も動的単一故障の解析結果に影響はない。

※2 格納容器スプレイ配管 1 本の全周破断が生じることにより、当該系統の格納容器スプレイポンプはランアウト状態に至る。



表9-2 「原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)」の解析条件及び解析結果 (つづき)

項目		解析件名		原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器健全性評価)		
				現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	選 定 理 由
解 析 条 件	そ の 他	崩壊熱		日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクニチドの崩壊熱を考慮した曲線 (MOX炉心を考慮)	同 左	MHI-NES-1010 改3「PWRの安全解析用崩壊熱について」に基づく
		蓄圧 注入系	保持圧力 (MPa[gage])	4.04	同 左	原子炉格納容器への放出エネルギーが大きくなる最小値
			保有水量 (m <sup>3</sup> )	29.0	同 左	
		蓄圧注入系注入位置		ダウンカマ部及び下部プレナム	同 左	再冠水開始を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させる。
		安全注入開始時刻		ブローダウン終了と同時	同 左	再冠水期間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させる。
		1次冷却材ポンプ		ポンプ特性に従って動く	同 左	原子炉格納容器への放出量が大きいほど厳しい
		減速材密度係数 (%Δk/k(g/cm <sup>3</sup> ))		36	同 左	密度低下による負の反応度添加量を最小にする。(左記は、減速材密度 0.3g/cm <sup>3</sup> における値)
		外部電源		無	同 左	原子炉格納容器スプレイの作動遅れを伴うため厳しい
		原子炉格納容器スプレイ開始 (秒)		151	同 左	ディーゼル発電機起動時間などを考慮した最大値
		原子炉格納容器自由体積 (m <sup>3</sup> )		65,500	同 左	原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しくなる少なめの値
蒸気発生器伝熱管施栓率 (%)		0	同 左	施栓率が小さいと、1次冷却材が原子炉格納容器へ多く放出されるため厳しい		

表9-2 「原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)」の解析条件及び解析結果 (つづき)

項目		解析件名	原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器健全性評価)		
		現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	選 定 理 由	
解析コード		SATAN-IV WREFLOOD COCO	同 左		ブローダウン時熱水力挙動解析 再冠水時熱水力挙動解析 原子炉格納容器内圧解析
原子炉格納容器スプレイ作動信号		原子炉格納容器圧力異常高			
解析結果		現行の安全解析結果	静的機器の単一故障を想定した 解析結果	判 定	
	原子炉格納容器内最高圧力 (MPa[gage])	約 0.241	約 0.240	≤0.283MPa[gage] (最高使用圧力)	
	原子炉格納容器内最高温度 (°C)	約 124	約 124	≤132°C (最高使用温度)	

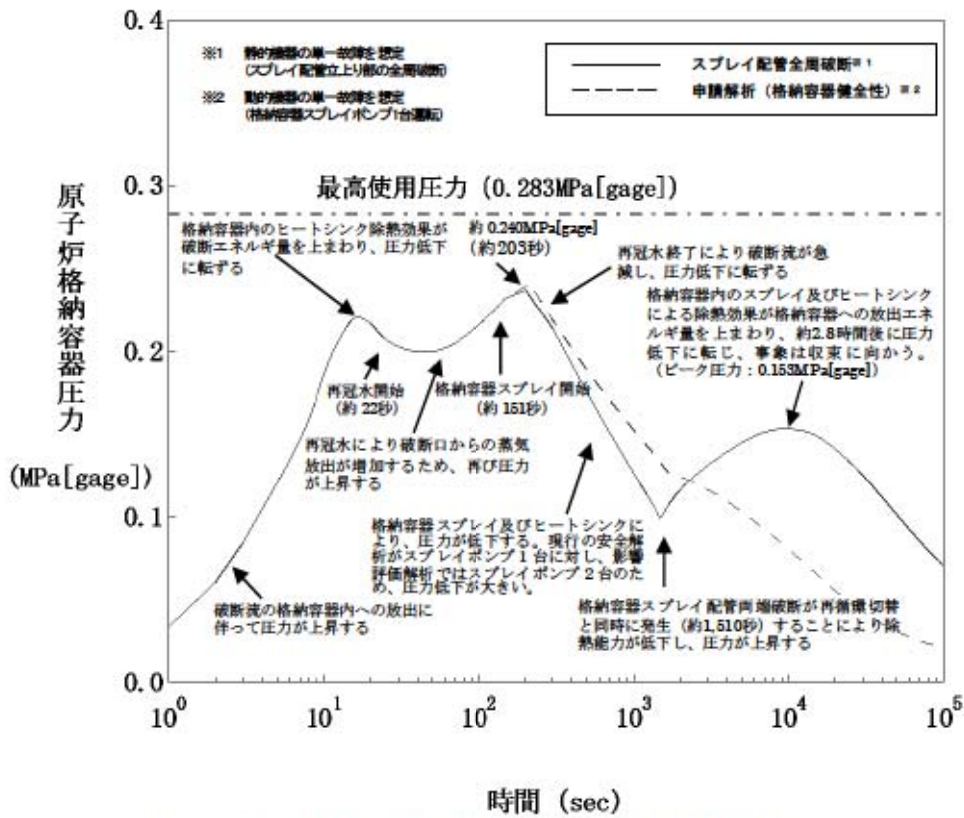


図9-3 原子炉格納容器健全性評価 原子炉格納容器内圧力

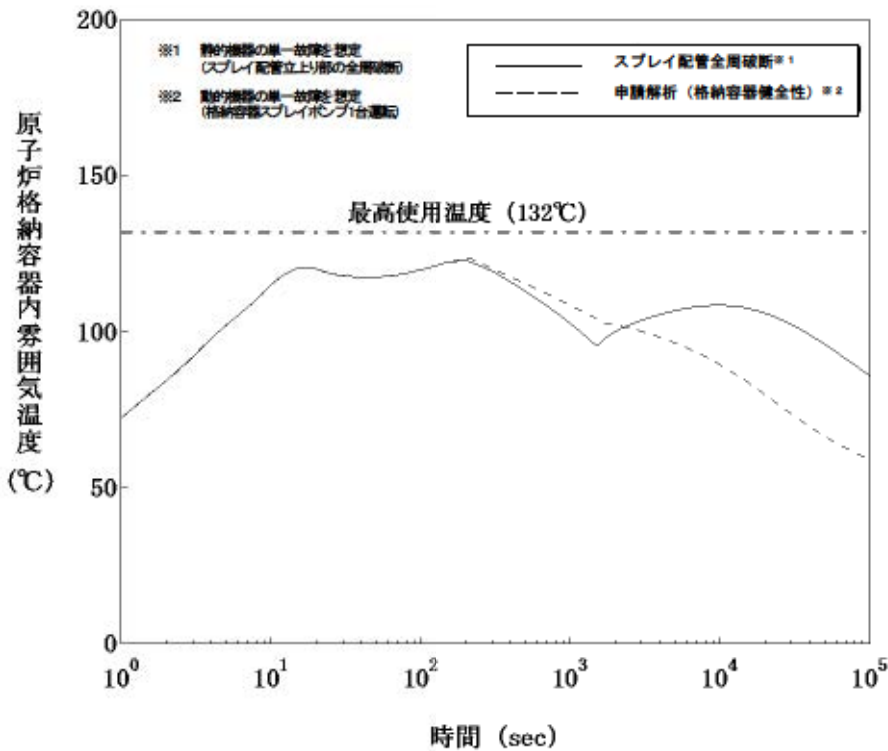


図9-4 原子炉格納容器健全性評価 原子炉格納容器雰囲気温度

(3) 可燃性ガスの発生に関する評価

a. 事故の原因

この事故は、原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

b. 判断基準

この事故には、以下の判断基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも30日間はいずれかが次の値以下であること。

水素 4%

酸素 5%

c. 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は、d. の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

d. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図9-5に示す。

主要事象クロノロジを表9-3に示す。

解析条件及び解析結果を表9-4及び図9-7に示す。

なお、静的機器の単一故障を想定した解析として、現行の安全解析から単一故障の想定を変更したことにより原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内温度の履歴が変わるため、解析条件のうち使用する原子炉格納容器内温度を変更した。更に、水素発生源である金属の腐食反応のうちアルミニウム使用量をシビアアクシデント対策有効性評価に合わせた条件として見直した。本アルミニウム使用量を用いた評価については、現行の安全解析と同じ単一故障の条件についても実施した。

e. 評価結果

静的機器の単一故障を想定した解析については、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内温度を考慮して金属腐食の反応割合を求めていることから、原子炉格納容器内温度の履歴が変わることにより、現行安全解析に対し金属腐食反応による水素発生量が増加する。また、金属の腐食反応のうちアルミニウム使用量を見直したことから水素発生量が減少する。

評価の結果、原子炉格納容器内の水素濃度は、動的機器、静的機器いずれの単一故障を想定した場合においても、現行の安全解析値の約3.3%に対して約3.0%と下回る結果となり、現行安全解析の評価手法の保守性に包含されていることを確認した。

また、金属の腐食反応のうちアルミニウム使用量を現行の解析条件から変更せず、単一故障の条件のみを変更した場合の影響確認を行った結果、原子炉格納容器内の水素濃度は現行の安全解析値の約3.3%に対して約3.5%となり、判断基準を満足していることを確認した。

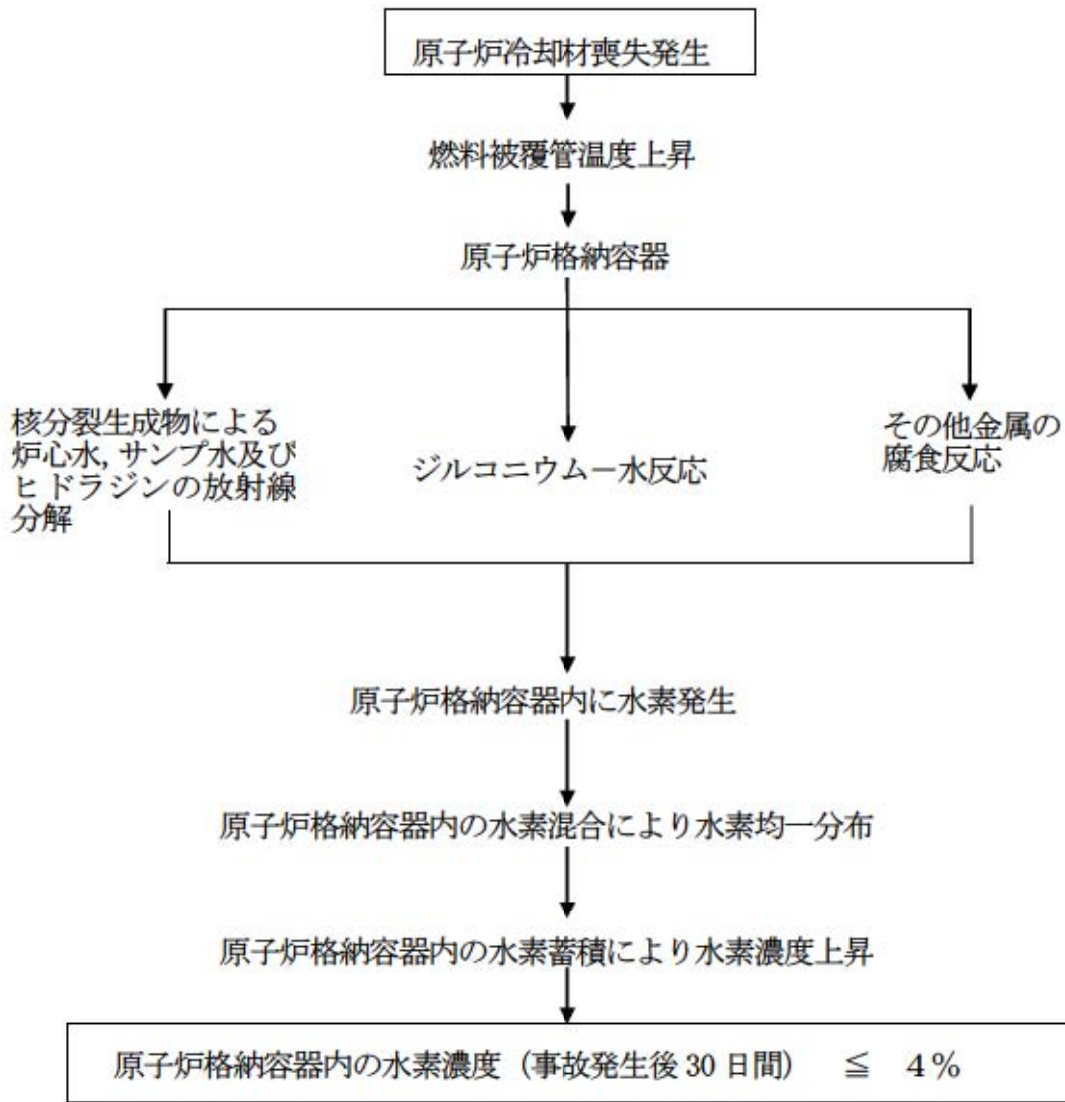


図9-5 「可燃性ガスの発生」の事象過程

表9-3 「可燃性ガスの発生」の主要事象クロノロジ  
 (静的機器の単一故障を想定した解析のケース)

時刻 (時間)	事象
0	配管破断発生
720	原子炉格納容器内水素濃度 (約3.0%) 計算終了

表9-4 「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果

項目		解析件名	可燃性ガスの発生				
			現行の安全解析※1	静的機器の単一故障を想定した解析	選 定 理 由	現行の安全解析ベース (アルミニウム使用量見)	静的機器の単一故障を想定した解析 (影響確認)
解析条件	原子炉出力 (%)		102	同左	定常誤差を考慮した上限値	現行安全解析に同じ	現行安全解析に同じ
	単一故障	動的機器	低圧注入系1系列故障	考慮しない	<現行安全解析> ECCS性能評価に同じ  <影響評価解析> 静的機器の単一故障として、1系統のスプレイ配管逆止弁出口部の全周破断を考慮	現行安全解析に同じ	考慮しない
		静的機器	考慮しない	短期 (再循環切替まで) : 考慮しない (スプレイポンプ2台運転)  長期 (再循環切替後) : 1系統のスプレイ配管逆止弁出口部の全周破断を考慮		現行安全解析に同じ	短期 (再循環切替まで) : 考慮しない (スプレイポンプ2台運転)  長期 (再循環切替後) : 1系統のスプレイ配管逆止弁出口部の全周破断を考慮
	その他	ジルコニウム-水反応量 (%)	1.5 (ECCS性能評価の解析結果の5倍)	同左	指針どおり (燃料被覆管の表面から5.8μmの厚さが反応した場合に相当する量より大きいECCS性能評価の解析結果の5倍を仮定している。)	現行安全解析に同じ	現行安全解析に同じ
		原子炉格納容器内の液相中に存在する核分裂生成物の量 (%)	炉心内蓄積量のうち ハロゲン : 50 希ガス及びハロゲンを除く他の核分裂生成物 : 1 (希ガスを除く他の核分裂生成物はすべて炉心部に存在するものとする。)	同左	指針どおり	現行安全解析に同じ	現行安全解析に同じ
		放射線分解により発生する水素ガスの発生割合 (G値) (分子/100eV)	炉心水 : 0.4 サンプル水 : 0.3 ヒドラジン : 0.4	同左	実験結果に基づく値を用いている	現行安全解析に同じ	現行安全解析に同じ

12-別1-70

※1 格納容器スプレイ配管2重化後も動的単一故障の解析結果に影響はない。



表 9-4 「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果（つづき）

項目		解析件名	可燃性ガスの発生				
			現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	選 定 理 由	現行の安全解析ベース (アルミニウム使用量見直)	静的機器の単一故障を想定した解析 (影響確認)
解析条件	その他	水素発生源 金属の腐食反応 (原子炉格納容器内アルミニウム表面積) (m <sup>2</sup> )	1700	140	指針の考え方どおり	140	現行安全解析と同じ
		金属腐食反応割合	原子炉格納容器内雰囲気温度に対応した腐食率 (MOX炉心を考慮)	同左 ただし、原子炉格納容器内温度は現行安全解析と異なる。 ※1	指針の考え方どおり	現行安全解析と同じ	静的機器の単一故障を想定した解析と同じ
解析コード			—	—	—	—	—
原子炉トリップ信号			—	—	—	—	—
解析結果		現行の安全解析結果	静的機器の単一故障を想定した解析結果	判 定	現行の安全解析を見直した解析結果	静的機器の単一故障を想定した解析 (影響確認) 結果	
	原子炉格納容器内水素濃度 (%)	約 3.3 (事故発生後 30 日時点)	約 3.0 (事故発生後 30 日時点)	事故発生後少なくとも 30 日間は水素濃度 4%以下	約 3.0 (事故発生後 30 日時点)	約 3.5 (事故発生後 30 日時点)	

※ 1 「図 9-6 解析に用いた原子炉格納容器内温度」を参照。

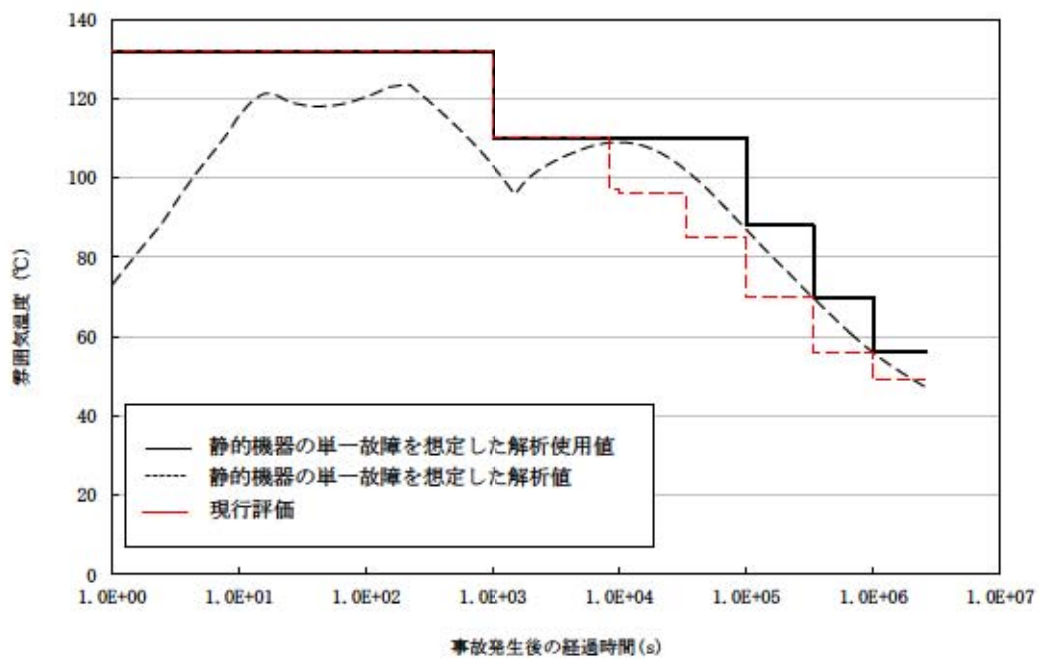


図 9-6 解析に用いた原子炉格納容器内温度

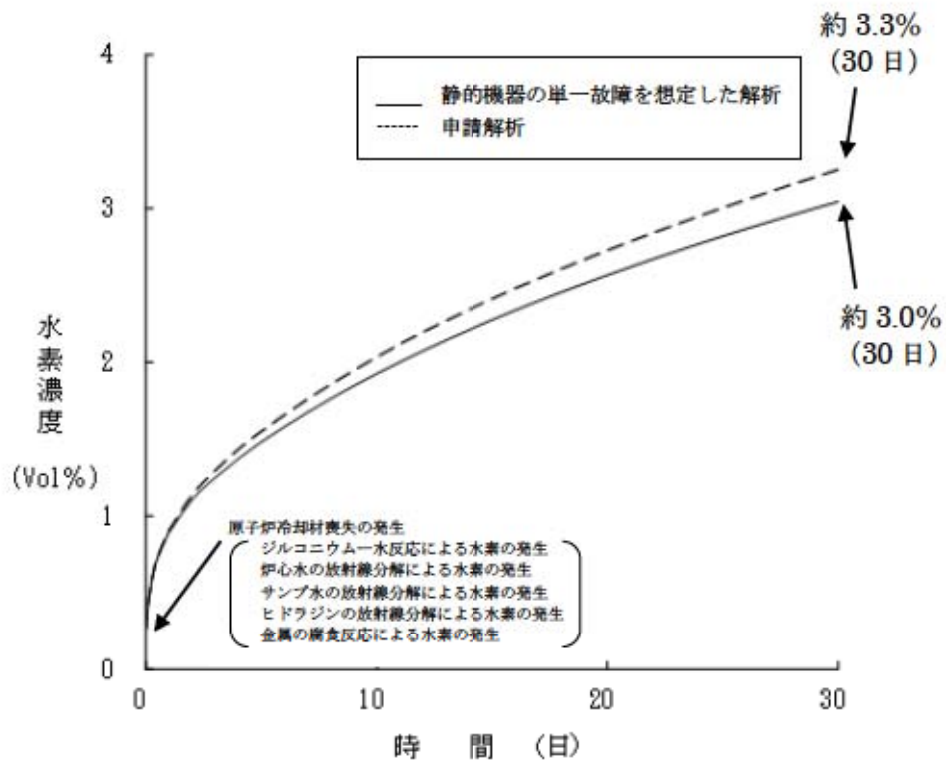


図9-7 可燃性ガスの発生

(4) 環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価

a. 事故の原因

この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、原子炉冷却材喪失が発生した際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

b. 核分裂生成物の放出量及び線量の解析条件及び解析結果

よう素、希ガスの大気放出過程図を図9-8、図9-9 に示す。

放射能放出経路及び被ばく経路図を図9-10 に示す。

解析条件及び解析結果を表9-5に示す。

なお、影響評価として、現行の安全解析から単一故障の想定を変更したことにより原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内圧力の履歴が変わるため、解析条件のうち、使用する原子炉格納容器からの漏えい率を変更した。

c. 評価結果

影響評価については、現行安全解析に対し、原子炉格納容器内圧力の履歴が変わることにより長期的に原子炉格納容器からの漏えい率が高くなったことから、大気中に放出されるよう素及び希ガスの量は若干上昇し、敷地等境界外における最大の実効線量も若干大きくなるものの、現行の安全解析値の約0.23mSvと同程度となることを確認した。

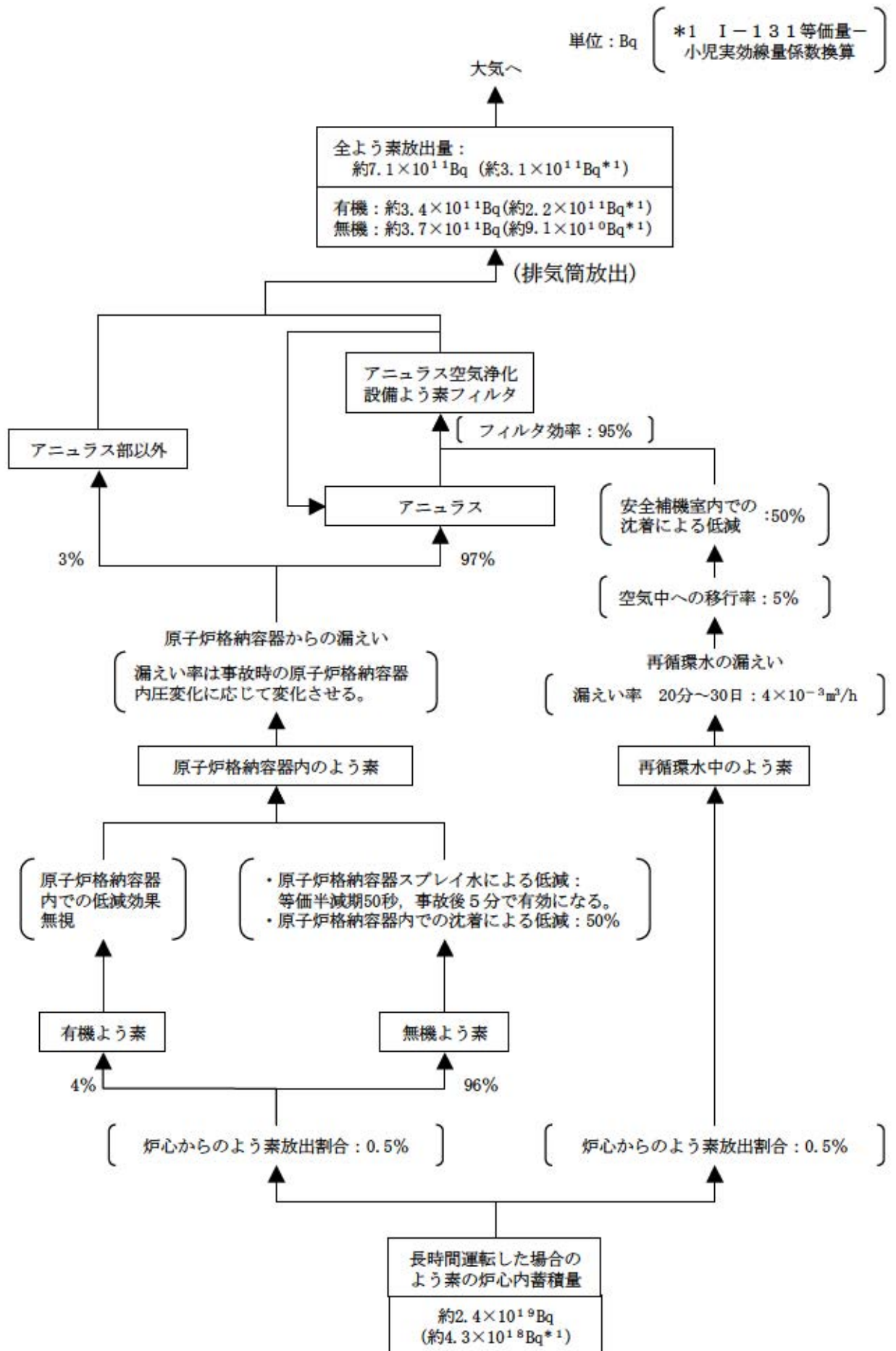


図 9-8 原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程（影響評価解析）

単位：Bq  $\left[ \begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$

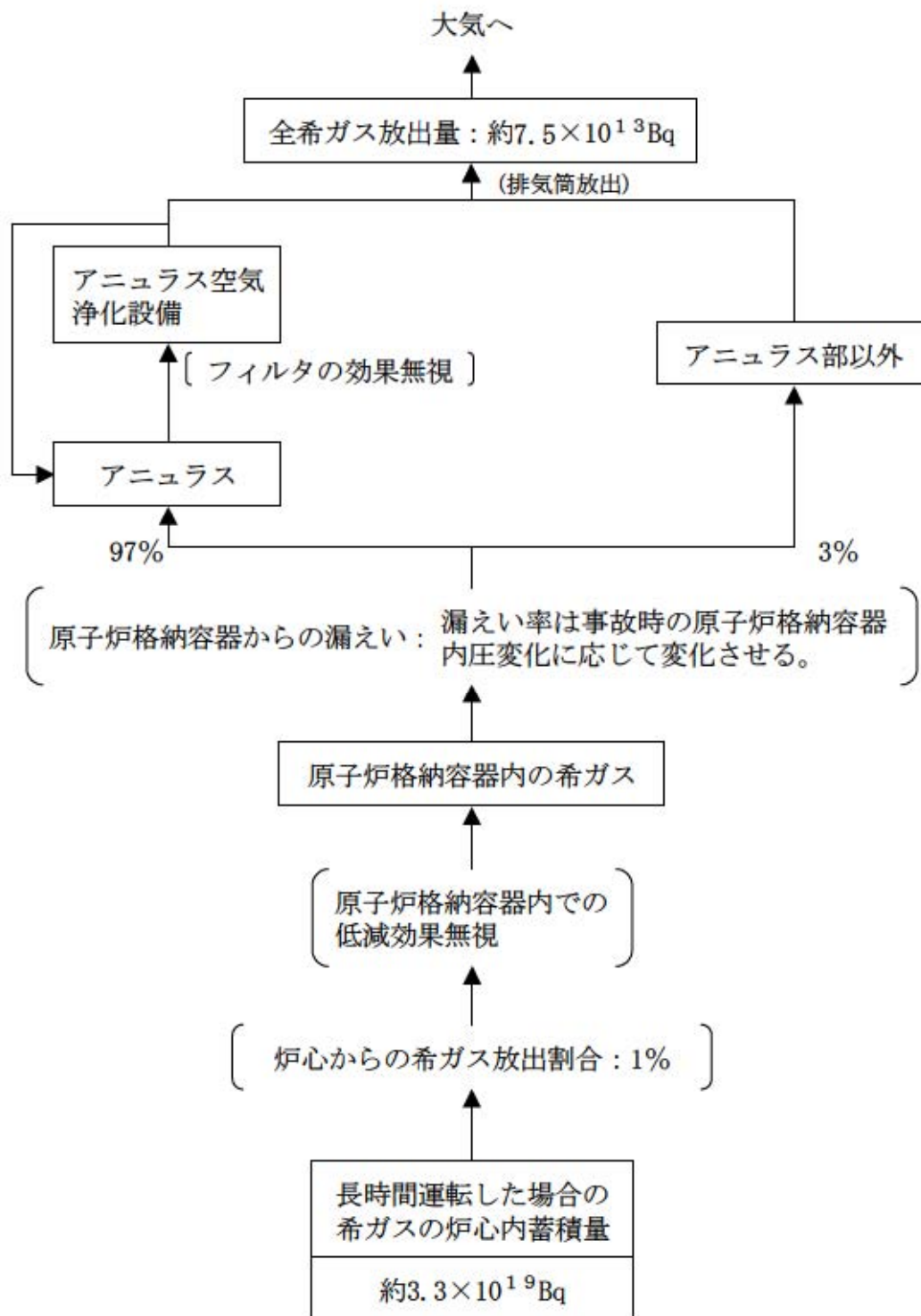


図 9-9 原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程（影響評価解析）

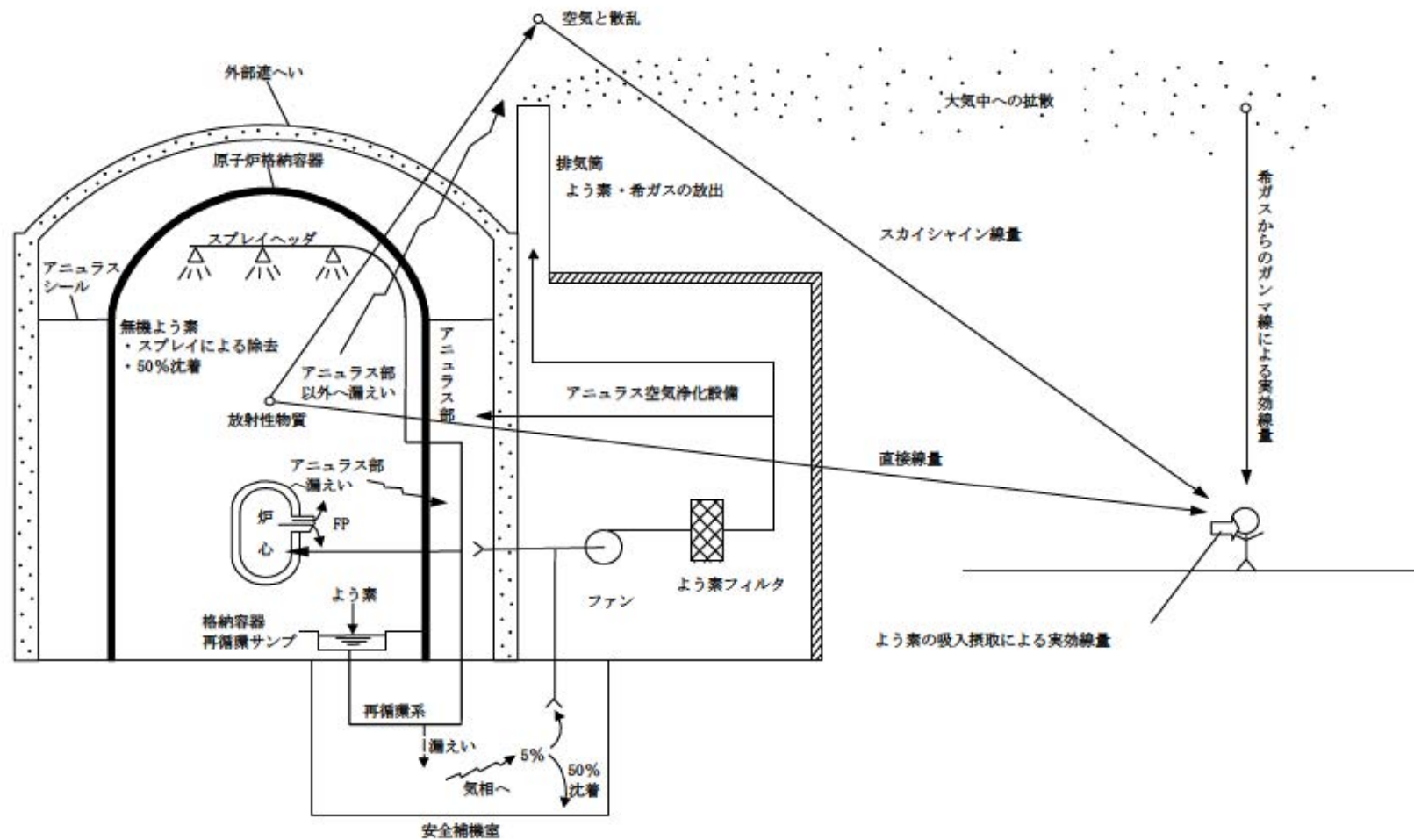


図 9-10 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路

表9-5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果

解析条件		現行の安全解析※1	静的機器の単一故障を 想定した解析	選定理由
炉心熱出力		2,705MWt	同 左	定格熱出力 (2,652MWt) の102%
単 一 故 障	動的機器	ディーゼル発電機1台	考慮しない	<現行安全解析> 動的機器の単一故障として、放射性物質の放出の観点から最も厳しい  <影響評価解析> 静的機器の単一故障として、1系統のスプレ イ配管逆止弁出口部の全周破断を想定
	静的機器	考慮しない	短期(再循環切替まで)： 考慮しない 長期(再循環切替後)： 1系列のスプレイ配管逆止弁 出口部の全周破断を考慮	
原子炉運転時間		最高 40,000 時間	同 左	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値
事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量		炉心内蓄積量のうち 希ガス 1% よう素 0.5%	同 左	指針の考え方どおり (燃料棒の破損率を100%と仮定)
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態		有機よう素 4% 無機よう素 96%	同 左	指針どおり
原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物のうち、原子炉格納容器内部に沈着する割合		希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%	同 左	指針どおり
原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素除去効率		スプレイ水によるよう素除去に対する 等価半減期 無機よう素 50 秒  ただし、有機よう素・希ガスについては考慮しない。	同 左	設計に基づく無機よう素の等価半減期は 50 秒以下である。  指針どおり
原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素除去効果が有効になる時間		事故後 5 分	同 左	設計値 (約 4.9 分) を上回る値

※1 格納容器スプレイ配管 2 重化後も動的単一故障の解析結果に影響はない。



表9-5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果 (つづき)

解析条件	現行の安全解析	静的機器の単一故障を 想定した解析	選定理由
原子炉格納容器からの漏えい率	次式により求めた値を下回らない値 $L = \frac{C}{V} \sqrt{\frac{\Delta P}{\rho}}$ <p>( L : 漏えい率            C : 定数            V : 原子炉格納容器            気相部体積            ΔP : 差圧            ρ : CV内気体密度            (MOX炉心を考慮)</p>	同 左  ただし、原子炉格納容器内圧力が 安全解析と異なる。	指針の考え方どおり、事故後の原子炉格納容 器内圧に対応した漏えい率とする。 <sup>※1</sup>
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部以外 3%	同 左	指針どおり
アニュラス空気浄化設備よう素フィル タのよう素除去効率	95%	同 左	設計上は95%以上(温度約100℃、相対湿度 約80%)の効率を期待できる。
アニュラス部の負圧達成までのよう素 用フィルタのよう素除去効率  負圧達成後のアニュラス排気風量	(0～10分) アニュラス空気浄化設備を通して全量 放出(フィルタの効果は考慮しない。) (10分～30分) アニュラス空気浄化設備を通してファ ン容量で放出(フィルタの効果を検討す る。) (30分～30日) アニュラス空気浄化設備を通してファ ン容量の35.5%放出(フィルタの効果 を検討する。)	(0～10分) 同左  (10分～30分) 同左  (30分～30日) 同左	負圧達成時間は10分以内であり、評価上は10 分とする。  小容量排気への切り替え時間は30分とする。
再循環系から安全補機室内への漏えい 率	$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$	同 左	設計値は $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ 以下である。
再循環開始時間	事故後 20 分	同 左	設計に基づく評価では20分以上である。
再循環水中の放射エネルギー	炉心内よう素蓄積量の0.5%	同 左	指針の考え方どおり (原子炉格納容器内に放出されたよう素と同 量とする。)

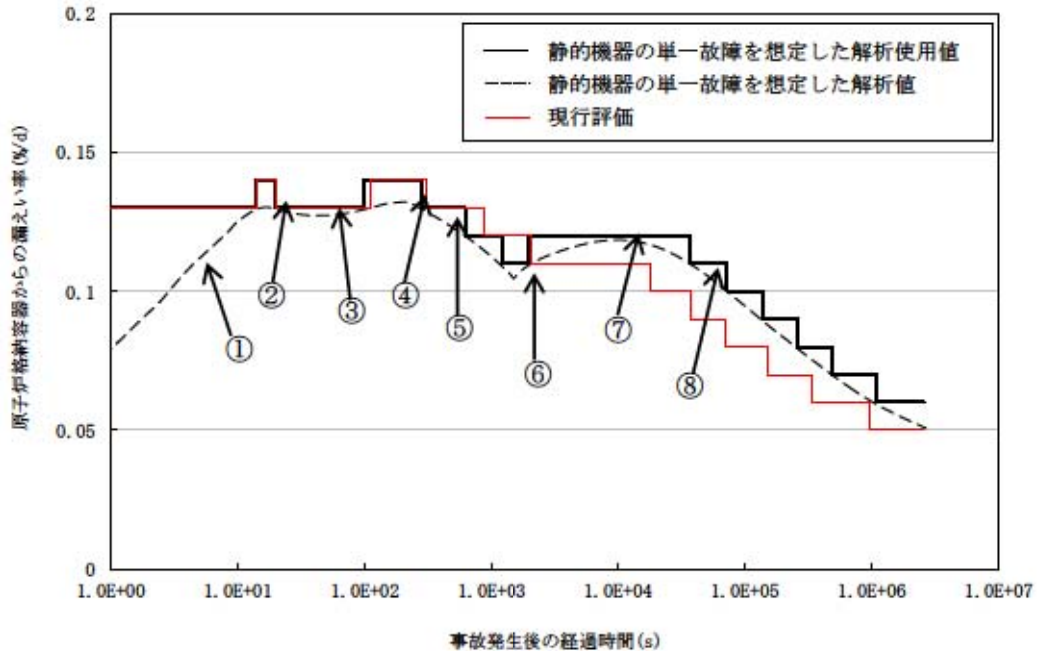
※1 「図9-11 原子炉格納容器からの漏えい率」を参照。

表9-5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果（つづき）

解析条件	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	選定理由
再循環水体積	1,400m <sup>3</sup>	同 左	設計値は1,400m <sup>3</sup> 以上である
再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率	5%	同 左	指針どおり
安全補機室内でのよう素沈着率	50%	同 左	指針どおり
原子炉格納容器内核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量評価用の線源	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量のうち 希ガス 1% ハロゲン 0.5% その他 0.01%	同 左	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量を下回らない値
事故の評価期間	30日	同 左	指針の考え方どおり (原子炉格納容器内からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間)
環境への放射性物質の放出	排気筒放出で評価	同左	排気筒から放出される。
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 ( $x/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) $x/Q$ : 約 $4.3 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ $D/Q$ : 約 $3.1 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 ( $x/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) $x/Q$ : 約 $3.9 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ $D/Q$ : 約 $3.1 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$	指針どおり
評価項目	現行の安全解析結果	静的機器の単一故障を想定した解析結果	判定
環境に放出されるよう素量 (I-131 等価量—小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11} \text{Bq}$	約 $3.1 \times 10^{11} \text{Bq}$	核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。 $\leq 5 \text{mSv}$
環境に放出される希ガス量 ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $6.1 \times 10^{13} \text{Bq}$	約 $7.5 \times 10^{13} \text{Bq}$	
実効線量	約 $0.23 \text{mSv}^{*1, *2}$	約 $0.23 \text{mSv}^{*1, *2}$	

※1 方位毎のよう素の吸入摂取による実効線量、希ガスからの $\gamma$ 線による実効線量及び直接・スカイシャイン線量の各々の最大値の合算値

※2 実効線量には、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線及びスカイシャイン線量 (約0.086mSv) を含む。



**【図の解説】**

①破断流の原子炉格納容器内への流出に伴って原子炉格納容器圧力、温度が上昇し、漏えい率が上昇する。

②原子炉格納容器内のヒートシンク除熱効果が破断エネルギー量を上回り、原子炉格納容器圧力、温度が低下に転じ、漏えい率が低下する。

③炉心再冠水により破断口からの蒸気放出が増加するため、再び原子炉格納容器圧力、温度が上昇し、漏えい率が上昇する。

④炉心再冠水終了により破断流が急減し、原子炉格納容器圧力、温度が低下に転じ、漏えい率が低下する。

⑤原子炉格納容器スプレイ及びヒートシンク除熱効果により、原子炉格納容器圧力、温度が低下し、漏えい率が低下する。

⑥再循環モードが確立し、サンプ水温に伴いスプレイ水温、安全注入水温が上昇するため、及び格納容器スプレイ配管の両端破断が発生することによりスプレイ流量が低下するため、原子炉格納容器圧力、温度が上昇し、漏えい率が上昇する。

⑦崩壊熱の低下に伴い発生エネルギーよりも原子炉格納容器スプレイによる除熱効果が上回る事で原子炉格納容器圧力、温度が低下に転じるため、漏えい率も低下に転じる。

⑧時間の経過とともに再循環モードでの熱交換器による冷却が進み、原子炉格納容器圧力、温度が低下し、漏えい率の低下が継続する。時間の経過と共に現行評価と影響評価の漏えい率の差は縮まる。

図 9-11 原子炉格納容器からの漏えい率

## 10. 格納容器スプレイ設備の多重性に係る設置変更許可申請書における記載

原子炉格納容器スプレイ設備における単一故障の影響評価解析について、設置変更許可申請書、添付書類十の評価における扱いを整理した。

現行安全解析に対して同程度の結果となった原子炉格納容器スプレイ設備の静的機器の単一故障を仮定した影響解析については、以下の条件で行うこととし、設置変更許可申請書の現行安全解析の記載箇所において、必要に応じ併記することとする。

- 動的機器の単一故障を仮定した現行安全解析と同等の保守性とするため、単一故障想定の違いに伴って変更となる解析条件以外については、現行安全解析条件の通りとする。
- ただし、「可燃性ガスの発生」については、静的機器の単一故障を想定した解析結果が判断基準を満足していることを確認したが、重大事故等対策の有効性評価の条件に合わせて水素発生源のうち金属の腐食反応（原子炉格納容器内のアルミニウム使用量）の条件を見直す。

評価について詳細を表 10-1 に示す。

表 10-1 原子炉格納容器スプレイ設備の多重性に係る記載（変更箇所の抜粋）

既設置許可記載（平成 17 年 12 月 1 日申請）	変更案
	<p><b>【記載の方針】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 位置、構造及び設備に関する説明            原子炉格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングは単一設計とするが、安全機能に最も与える単一故障を仮定しても、安全機能を達成できる設計とする旨を記載する。</li>   <li>○ 設計基準事故の評価及び結果に関する説明            解析条件として、従来の動的機器の単一故障を基本とし、静的機器の単一故障を併記する。評価結果は、従来の単一故障想定に記載とする。            可燃性ガス評価は、従来からの設計基準事故についても SA 有効性評価に合わせ水素発生源のうち金属の腐食反応（格納容器内のアルミニウム量）を変更する。そのため、解析条件及び解析結果の記載を見直す。</li>   <li>○ 安全設計に関する説明            従来の動的機器の単一故障のほか静的機器の単一故障として配管 1 箇所の全周破断を仮定すること。また、静的機器の単一故障を仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の安全機能を達成できるよう、格納容器スプレイ配管を多重化した上で、逆止弁を設置する旨を記載する。</li>   <li>○ 事故の種類、程度、影響などに関する説明            解析条件として、従来の動的機器の単一故障を基本とし、静的機器の単一故障を併記する。結論は、静的機器の単一故障の場合の評価結果の数値を併記する。</li>   <li>○ 安全解析に使用する気象条件            静的機器の単一故障の場合の評価に用いる相対濃度及び相対線量を脚注において補足する。</li> </ul>

既設置許可記載（平成17年12月1日申請）	変更案
<p style="text-align: center;">+++++ 以下、位置、構造及び設備に関する説明 +++++</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 3号炉</p> <p>ロ、発電用原子炉施設の一般構造 (ロ) その他の主要な構造</p> <p>(3) 原子炉施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得るように設計する。また、このうち、重要度の特に高い系統は、多重性又は多様性及び独立性を備えるように設計するとともに、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように設計する。</p>	<p style="text-align: center;">+++++ 以下、位置、構造及び設備に関する説明 +++++</p> <p>五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 3号炉</p> <p>ロ、発電用原子炉施設の一般構造 (ロ) その他の主要な構造</p> <p>(3) 本原子炉施設は、(1) 及び(2) に加え、以下の方針の下に安全設計を行い、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」などに適合する設計とする。</p> <p>(iii) 安全施設</p> <p>(iii-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、重要度が特に高い系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とするとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、もしくは長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p style="text-align: center;">・・・(略)・・・</p> <p>さらに、スプレイリング（原子炉格納容器スプレイ設備）については単一設計とするが、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、所定の安全機能を達成できる設計とする。</p>
<p style="text-align: center;">+++++ 以下、安全設計に関する説明 +++++</p> <p>1. 安全設計</p> <p>1.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に対する適合 指針9. 信頼性に関する設計上の考慮</p> <p>2. について</p> <p>重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した又は多様性のある独立した系を設け、各系列又は各系相互間は、隔離距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離し、想定される単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>ただし、静的機器については、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復できる場合、又はその故障の発生確率が十分低い場合には、必ずしも多重性又は多様性及び独立性を備えた設計としない。</p>	<p style="text-align: center;">+++++ 以下、安全設計に関する説明 +++++</p> <p>1. 安全設計</p> <p>1.13 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針</p> <p>1.13.3 原子炉設置変更許可申請（平成25年7月8日申請）に係る安全設計の方針</p> <p>1.13.3.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年7月8日施行）」に対する適合</p> <p>第十二条 安全施設</p> <p>2 について</p> <p>安全機能を有する系統のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け、各系列又は各系列相互間は、隔離距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離し、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できる設計とする。</p>

既設置許可記載（平成17年12月1日申請）	変更案
<p>5. 原子炉格納施設</p> <p>5. 2 原子炉格納容器スプレイ設備</p> <p>5.2.1 概要</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、pH調整剤貯蔵タンク、配管、弁等で構成し、原子炉冷却材喪失時には、ヒドラジンを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備系統概要図を第5.2.1図に示す。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失時に以下に示す機能を果たす。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内の圧力ピークを最高使用圧力以下に保ち、再び大気圧程度に減圧する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内雰囲気中の放射性よう素を除去する。</p> <p>5.2.2 設計方針</p> <p>(3) 多重性及び独立性</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備は2系列で構成し、各系統ごとに独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を備えた設計とする。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備は、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たし得るように多重性及び独立性を有する設計とする。</p> <p>単一故障に関連するという事故後の短期間とは、原則として事故発生後あるいは原子炉停止後24時間の運転時間を、また、事故後の長期間とは、その後の運転期間をいうものとするが、原子炉冷却材喪失を想定する場合、原子炉格納容器スプレイ設備については、事故後の短期間は原子炉冷却材喪失発生から注入モード終了までの運転期間、また、事故後の長期間は再循環</p>	<p>・・・(略)・・・</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備については、格納容器の冷却機能に最も影響を与える条件となる単一故障を仮定しても、格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。動的機器の単一故障として原子炉格納容器スプレイ設備1系統の不動作又はディーゼル発電機1台の不動作を、静的機器の単一故障として配管1箇所の全周破断を仮定し、静的機器の単一故障を仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるよう、格納容器スプレイ配管を多重化したうえで、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置する。</p> <p>なお、単一設計箇所については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑える。</p> <p>5. 原子炉格納施設</p> <p>5. 2 原子炉格納容器スプレイ設備</p> <p>5.2.1 概要</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、pH調整剤貯蔵タンク、配管、弁等で構成し、原子炉冷却材喪失時には、ヒドラジンを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備系統概要図を第5.2.1図に示す。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失時に以下に示す機能を果たす。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内の圧力ピークを最高使用圧力以下に保ち、再び大気圧程度に減圧する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内雰囲気中の放射性よう素を除去する。</p> <p>5.2.2 設計方針</p> <p>(3) 多重性及び独立性</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備は2系列で構成し、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される格納容器の冷却機能を達成できるよう、格納容器スプレイ配管を多重化する。</p> <p>さらに、各系列ごとに独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を備えた設計とする。</p> <p>ここで、単一故障に関連するという事故後の短期間とは、原則として事故発生後あるいは原子炉停止後24時間の運転期間を、また、事故後の長期間とは、その後の運転期間をいうものとするが、原子炉冷却材喪失事故を想定する場合、原子炉格納容器スプレイ設備については、</p>

既設置許可記載（平成 17 年 12 月 1 日申請）

モード以降の運転期間とする。

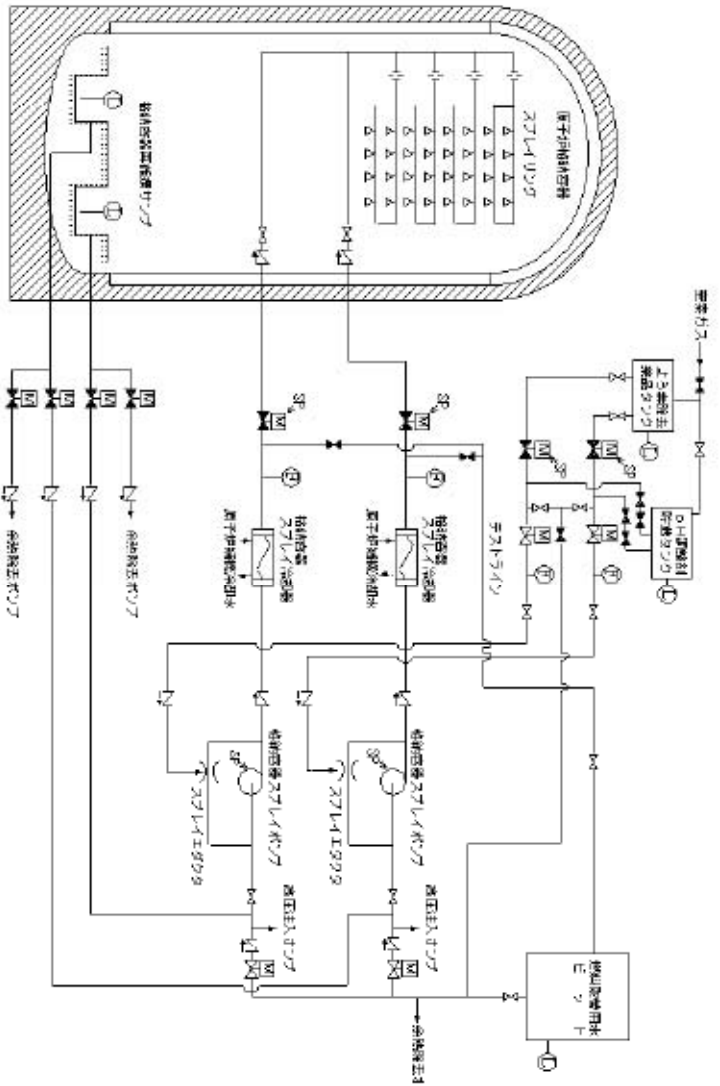
変更案

事故後の短期間は原子炉冷却材喪失事故発生から注入モード終了までの運転期間、また、事故後の長期間は再循環モード以降の運転期間とする。

単一設計とするスプレイリングについては、当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えると考えられる静的機器の単一故障を再循環モード切り替え後に仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるよう、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置する。

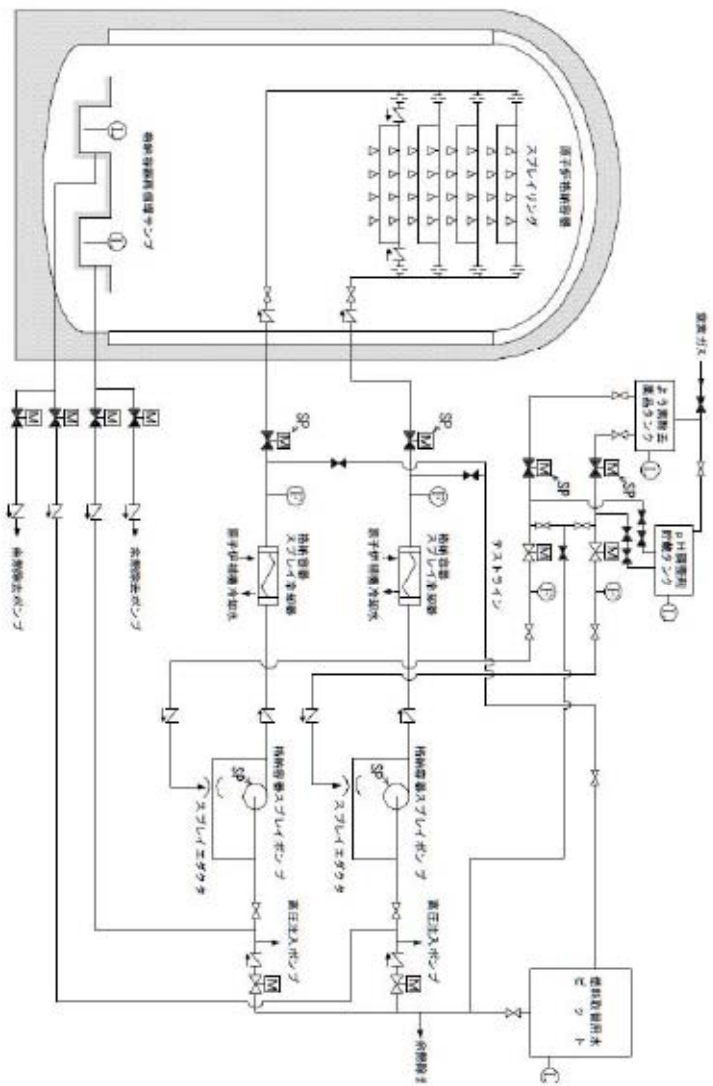


既設圖許可記載（平成17年12月1日申請）



第5.2.1図 原子炉格納容器ナトリウム設備系統概要図

変更案



第5.2.1図 原子炉格納容器ナトリウム設備系統概要図



既設置許可記載（平成17年12月1日申請）	変更案
<p>b. 可燃性ガスの発生            ……(略)……</p> <p>(f) 単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。</p> <p>(3) 評価結果            ……(略)……</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約0.241MPa[gage]であり、最高使用圧力である0.283MPa[gage]を下回っている。このときの原子炉格納容器バウンダリにおける温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30日時点で約3.3%であり、可燃限界である4%を下回っている。</p> <p>e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約0.29mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。</p> <p>+++++ 以下、事故の種類、程度、影響等に関する説明 ++++++</p> <p>3. 事故の解析</p> <p>3.4 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>3.4.4 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策            ……(略)……</p> <p>3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法            ……(略)……</p> <p>(2) 評価条件            ……(略)……</p>	<p>b. 可燃性ガスの発生            ……(略)……</p> <p>(f) 単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。            また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>(3) 評価結果            ……(略)……</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約0.241MPa[gage]であり、最高使用圧力である0.283MPa[gage]を下回っている。このときの原子炉格納容器バウンダリにおける温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30日時点で約3.0%であり、可燃限界である4%を下回っている。</p> <p>e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約0.29mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。</p> <p>+++++ 以下、事故の種類、程度、影響等に関する説明 ++++++</p> <p>3. 事故の解析</p> <p>3.4 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>3.4.4 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策            ……(略)……</p> <p>3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価</p> <p>(1) 評価方法            ……(略)……</p> <p>(2) 評価条件            ……(略)……</p>

既設置許可記載（平成17年12月1日申請）		変更案																							
<p>f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。</p> <p>g. 原子炉格納容器からの漏えい率<sup>(16)</sup>は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とし、第3.4.4.1表の漏えい率とする。</p> <p>・・・(略)・・・</p> <p>(3) 評価結果 この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.1図及び第3.4.4.2図に示す。</p>		<p>f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。 また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、再循環切替後の格納容器スプレイ配管1本の逆止弁出口部の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>g. 原子炉格納容器からの漏えい率<sup>(16)</sup>は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とし、第3.4.4.1表の漏えい率とする。 なお、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所についての再循環切替後の瞬時の両端破断ケースは、第3.4.4.2表の漏洩率とする。</p> <p>・・・(略)・・・</p> <p>(3) 評価結果 この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.1図及び第3.4.4.2図に示す。</p>																							
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td>よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)</td> <td>約 <math>2.7 \times 10^{11}</math> Bq</td> </tr> <tr> <td>希ガス (<math>\gamma</math>線エネルギー0.5MeV換算)</td> <td>約 <math>6.1 \times 10^{13}</math> Bq</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量</td> <td>約 0.23mSv</td> </tr> </tbody> </table>		評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq	希ガス ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq	実効線量		約 0.23mSv	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">放出量</td> <td>よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)</td> <td>約 <math>2.7 \times 10^{11}</math> Bq</td> </tr> <tr> <td>希ガス (<math>\gamma</math>線エネルギー0.5MeV換算)</td> <td>約 <math>6.1 \times 10^{13}</math> Bq</td> </tr> <tr> <td colspan="2">実効線量</td> <td>約 0.23mSv</td> </tr> </tbody> </table>		評価項目		評価結果	放出量	よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq	希ガス ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq	実効線量		約 0.23mSv
評価項目		評価結果																							
放出量	よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq																							
	希ガス ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq																							
実効線量		約 0.23mSv																							
評価項目		評価結果																							
放出量	よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq																							
	希ガス ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq																							
実効線量		約 0.23mSv																							
<p>3.4.4.3 結論 原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p>		<p>3.4.4.3 結論 原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の敷地境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定した場合と同程度の約0.23mSvであり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく問題となることはない。</p>																							

既設置許可記載（平成17年12月1日申請）	変更案
<p>3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.5.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策            ……(略)……</p> <p>3.5.1.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法<sup>(18)</sup>            ……(略)……</p> <p>(2) 解析条件            ……(略)……</p> <p>d. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。            また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。            ……(略)……</p> <p>(3) 解析結果            以上により解析した結果を第3.5.1.1図に示す。1次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に1次冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなり、約17秒後にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約0.220MPa[gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約2秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を経て原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。            一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に事故後約6秒で達することにより、約151秒後から原子炉格納容器スプレイ設備によるスプレイが開始され、これ以降スプレイによる除熱も行われる。            事故後約219秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少することにより、第2ピーク圧力約0.241MPa[gage]、温度約124℃が現れ、これが最高圧力及び最高温度となり、これ以降圧力及び温度は低下していく。</p>	<p>3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.5.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策            ……(略)……</p> <p>3.5.1.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法<sup>(18)</sup>            ……(略)……</p> <p>(2) 解析条件            ……(略)……</p> <p>d. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。            また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。            また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。            ……(略)……</p> <p>(3) 解析結果            以上により解析した結果を第3.5.1.1図に示す。1次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に1次冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなり、約17秒後にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約0.220MPa[gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約2秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を経て原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。            一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に事故後約6秒で達することにより、約151秒後から原子炉格納容器スプレイ設備によるスプレイが開始され、これ以降スプレイによる除熱も行われる。            事故後約219秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少することにより、第2ピーク圧力約0.241MPa[gage]、温度約124℃が現れ、これが最高圧力及び最高温度となり、これ以降圧力及び温度は低下していく。            なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイ</p>

既設置許可記載（平成17年12月1日申請）	変更案
<p>3.5.1.3 結論 原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.241 MPa[gage]であり、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。</p> <p>3.5.2 可燃性ガスの発生 3.5.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策 ・・・(略)・・・</p> <p>3.5.2.2 事故経過の解析 (1) 解析方法 ・・・(略)・・・ (2) 解析条件 ・・・(略)・・・</p> <p>b. 水素の発生源としては、炉心水、サンプル水及びヒドラジンの放射線分解、ジルコニウム-水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。</p> <p>f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。</p> <p>(3) 解析結果 以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第3.5.2.1図に示すように、事故発生の30日後では約3.3%となる。</p> <p>3.5.2.3 結論 可燃性ガスが発生する事象として、原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。</p>	<p>レイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定した場合を下回る約0.240MPa[gage]であり、問題となることはない。</p> <p>3.5.1.3 結論 原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.241 MPa[gage]であり、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。</p> <p>3.5.2 可燃性ガスの発生 3.5.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策 ・・・(略)・・・</p> <p>3.5.2.2 事故経過の解析 (1) 解析方法 ・・・(略)・・・ (2) 解析条件 ・・・(略)・・・</p> <p>b. 水素の発生源としては、炉心水、サンプル水及びヒドラジンの放射線分解、ジルコニウム-水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。</p> <p>f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。 また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>(3) 解析結果 以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第3.5.2.1図に示すように、事故発生の30日後では約3.0%となる。</p> <p>3.5.2.3 結論 可燃性ガスが発生する事象として、原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定した場合と同程度の約3.0%であり、問題となることはない。</p>

既設置許可記載（平成17年12月1日申請）

第3.4.4.1表 原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 14
0.14	14 ~ 20
0.13	20 ~ 110
0.14	110 ~ 310
0.13	310 ~ 870
0.12	870 ~ 2100
0.11	2100 ~ 18000
0.10	18000 ~ 38000
0.09	38000 ~ 71000
0.08	71000 ~ 150000
0.07	150000 ~ 340000
0.06	340000 ~ 970000
0.05	970000 ~ 2592000

変更案

第3.4.4.1表 動的機器の単一故障を想定した場合の原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 14
0.14	14 ~ 20
0.13	20 ~ 110
0.14	110 ~ 310
0.13	310 ~ 870
0.12	870 ~ 2100
0.11	2100 ~ 18000
0.10	18000 ~ 38000
0.09	38000 ~ 71000
0.08	71000 ~ 150000
0.07	150000 ~ 340000
0.06	340000 ~ 970000
0.05	970000 ~ 2592000

第3.4.4.2表 静的機器の単一故障を想定した場合の原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 14
0.14	14 ~ 20
0.13	20 ~ 100
0.14	100 ~ 280
0.13	280 ~ 620
0.12	620 ~ 1,200
0.11	1,200 ~ 2,000
0.12	2,000 ~ 37,000
0.11	37,000 ~ 73,000
0.10	73,000 ~ 140,000
0.09	140,000 ~ 260,000
0.08	260,000 ~ 490,000
0.07	490,000 ~ 1,100,000
0.06	1,100,000 ~ 2,592,000

既設置許可記載（平成17年12月1日申請）

変更案

+++++ 以下、安全解析に使用する気象条件の図 ++++++

+++++ 以下、安全解析に使用する気象条件の図 ++++++

第2.5.7表 事故時の方位別相対濃度(X/Q)、相対線量(D/Q)及び実効放出継続時間

第2.5.7表 事故時の方位別相対濃度(X/Q)、相対線量(D/Q)及び実効放出継続時間

事故の種類 X/Q 又は D/Q	原子炉冷却材喪失		放射性気体漏 洩物処理施設 の破壊		蒸気発生器伝熱管破壊		燃料集合体の落下		制御棒飛び出し	
	X/Q (s/m <sup>3</sup> )	D/Q (Gy/Bq)	D/Q (Gy/Bq)	X/Q (s/m <sup>3</sup> )	D/Q (Gy/Bq)	X/Q (s/m <sup>3</sup> )	D/Q (Gy/Bq)	X/Q (s/m <sup>3</sup> )	D/Q (Gy/Bq)	
	3時間	11時間	1時間	1時間	1時間	1時間	3時間	15時間		
放出形式	排気筒放出		地上放出		地上放出		地上放出		排気筒放出	
NW	5.8×10 <sup>-4</sup>	6.8×10 <sup>-20</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-4</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-4</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	5.8×10 <sup>-4</sup>	6.1×10 <sup>-20</sup>	
NNW	0	4.0×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	0	3.5×10 <sup>-20</sup>	
N	0	2.3×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	0	1.9×10 <sup>-20</sup>	
NNE	0	3.3×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	0	2.8×10 <sup>-20</sup>	
NE	0	5.9×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	0	4.7×10 <sup>-20</sup>	
ENE	7.7×10 <sup>-4</sup>	8.2×10 <sup>-20</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-4</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-4</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	7.7×10 <sup>-4</sup>	7.5×10 <sup>-20</sup>	
E	1.6×10 <sup>-4</sup>	1.6×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-4</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-4</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	1.6×10 <sup>-4</sup>	1.5×10 <sup>-19</sup>	
ESE	2.6×10 <sup>-4</sup>	2.2×10 <sup>-19</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-4</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-4</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	2.6×10 <sup>-4</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>	
SE	4.3×10 <sup>-4</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-4</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-4</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	4.3×10 <sup>-4</sup>	2.6×10 <sup>-19</sup>	
SSE	3.4×10 <sup>-4</sup>	4.5×10 <sup>-20</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-4</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-4</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	3.4×10 <sup>-4</sup>	4.5×10 <sup>-20</sup>	
S	8.3×10 <sup>-7</sup>	1.9×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	8.3×10 <sup>-7</sup>	1.6×10 <sup>-20</sup>	

注) D/Qはγ線エネルギー0.5MeVとして計算した。

事故の種類 X/Q 又は D/Q	原子炉冷却材喪失		放射性気体漏 洩物処理施設 の破壊		蒸気発生器伝熱管破壊		燃料集合体の落下		制御棒飛び出し	
	X/Q (s/m <sup>3</sup> )	D/Q (Gy/Bq)	D/Q (Gy/Bq)	X/Q (s/m <sup>3</sup> )	D/Q (Gy/Bq)	X/Q (s/m <sup>3</sup> )	D/Q (Gy/Bq)	X/Q (s/m <sup>3</sup> )	D/Q (Gy/Bq)	
	3時間	11時間	1時間	1時間	1時間	1時間	3時間	15時間		
放出形式	排気筒放出		地上放出		地上放出		地上放出		排気筒放出	
NW	5.8×10 <sup>-4</sup>	6.8×10 <sup>-20</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-4</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-4</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	5.8×10 <sup>-4</sup>	6.1×10 <sup>-20</sup>	
NNW	0	4.0×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	0	3.5×10 <sup>-20</sup>	
N	0	2.3×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	0	1.9×10 <sup>-20</sup>	
NNE	0	3.3×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	0	2.8×10 <sup>-20</sup>	
NE	0	5.9×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	0	4.7×10 <sup>-20</sup>	
ENE	7.7×10 <sup>-4</sup>	8.2×10 <sup>-20</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-4</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-4</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	7.7×10 <sup>-4</sup>	7.5×10 <sup>-20</sup>	
E	1.6×10 <sup>-4</sup>	1.6×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-4</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-4</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	1.6×10 <sup>-4</sup>	1.5×10 <sup>-19</sup>	
ESE	2.6×10 <sup>-4</sup>	2.2×10 <sup>-19</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-4</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-4</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	2.6×10 <sup>-4</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>	
SE	4.3×10 <sup>-4</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-4</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-4</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	4.3×10 <sup>-4</sup>	2.6×10 <sup>-19</sup>	
SSE	3.4×10 <sup>-4</sup>	4.5×10 <sup>-20</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-4</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-4</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	3.4×10 <sup>-4</sup>	4.5×10 <sup>-20</sup>	
S	8.3×10 <sup>-7</sup>	1.9×10 <sup>-20</sup>	0	0	0	0	0	8.3×10 <sup>-7</sup>	1.6×10 <sup>-20</sup>	

注1) D/Qはγ線エネルギー0.5MeVとして計算した。

注2) 原子炉冷却材喪失については、静的機器の単一故障を仮定した場合の解析では、着目方位 SE の X/Qとして実効放出継続時間4時間の値 3.9×10<sup>5</sup> (s/m<sup>3</sup>) 及びD/Qとして実効放出継続時間 11 時間の値 3.1×10<sup>-19</sup> (Gy/Sv) を用いる。



## 1.1. 重要度の特に高い安全機能を有する系統の信頼性について

設置許可基準第 12 条においては、次の要求がなされている。本要求については、従前の安全設計審査指針から変更はない。

- ・安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
- ・安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

ここで、安全機能が喪失する共通要因としては、温度等による環境要因、系統若しくは機器に供給される電力等の相互依存要因及び地震等のハザードが考えられる。以下に上述の要求事項に対する設計上の考慮について整理する。

### (1) 環境要因

環境要因としては、温度、湿度、圧力又は放射線が考えられる。これらの要因に対しては、使用環境に応じた設備仕様とすることにより、信頼性を確保している。具体的には、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、原子炉格納容器隔離弁等については、原子炉冷却材喪失又は主蒸気管破断を想定した環境条件を考慮した設備仕様としている。

### (2) 相互依存要因

相互依存要因としては、系統若しくは機器に供給される電力、制御用空気、原子炉補機冷却水等が考えられる。これらの要因に対しては、多重性及び独立性を確保することにより、各系統若しくは各機器が有する安全機能が相互依存要因によって同時に喪失することがないように設計している\*。なお、補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプの他、タービン動補助給水ポンプを設置しており、多様性を確保している。

※ 重要度の特に高い安全機能を有する系統のうちタイラインを有する系統については、隔離機能を有する弁により系統を切り離すことが可能であり、系統の独立性を損なわない設計としている。

### (3) ハザード

ハザードとしては、地震、津波、内部溢水、内部火災、竜巻、火山、落雷、生物学的事象、森林火災、高潮及び風等のその他の自然現象が考えられる。それぞれの自然現象に対する設計上の考慮について表 11-1 に整理した。これらの要因に対しては、それぞれ設計において考慮し、信頼性を確保している。

なお、内部火災等、新規基準により新たにガイドが定められ要求事項が明確にされた事象については、対応する各条文において共通要因事項による安全機能の喪失を防止する対策を説明している。

表 11-1 ハザードに対する設計上の考慮

ハザード	設計上の考慮
地震	耐震Sクラス設計としている。また、耐震下位クラス施設による波及的影響については、離隔距離の確保等により安全機能を損なわない設計としている。
津波	津波が流入することを防止するため貫通部止水処置や水密扉の設置等の津波防護対策を講じることにより、基準津波に対して安全機能を損なわない設計としている。
内部火災	火災による影響を考慮しても、火災防護対象機器等が同時に機能を喪失しないようこれらの機器等の相互の系統分離対策として、耐火障壁の設置、離隔距離の確保等の火災防護対策を講じている。
内部溢水	防護対象設備（重要安全施設等）への溢水影響に対して、没水対策（堰の設置等）、被水対策（止水処置等）、蒸気影響対策（蒸気漏えいを自動検知し遠隔隔離する配管漏えい検知システムの設置等）を行い、安全機能を損なわない設計としている。
竜巻	竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重等を適切に組み合わせた設計荷重に対して、竜巻防護施設の安全機能、あるいは竜巻防護施設を内包する区画の構造健全性を確保する等により、安全機能を損なわない設計とする。
火山	降下火砕物による構造物への静的負荷等の直接的影響及び間接的影響である7日間の外部電源喪失等に対し、それぞれ安全機能を損なわない設計としている。
落雷	雷害防止対策として、原子炉格納施設等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計としている。
生物学的事象	クラゲ等の発生に対し、塵芥による原子炉補機冷却海水設備等への影響を防止するため、除塵装置により塵芥を除去する設計等影響を防止する設計としている。
森林火災	森林火災シミュレーションによる影響評価に基づいた防火帯幅を確保する設計としている。また、ばい煙等発生時の二次的影響に対しては、外気を取り入れる換気空調設備等の影響評価を行い、必要な場合対策を行う設計としている。
高潮	既往最高潮位を考慮した敷地レベルとしている。
その他の自然現象	原子炉建屋等の耐震設計等がなされた建屋内に配置している。また、屋外の設備については風、積雪等を考慮した設計を行っている。

原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）

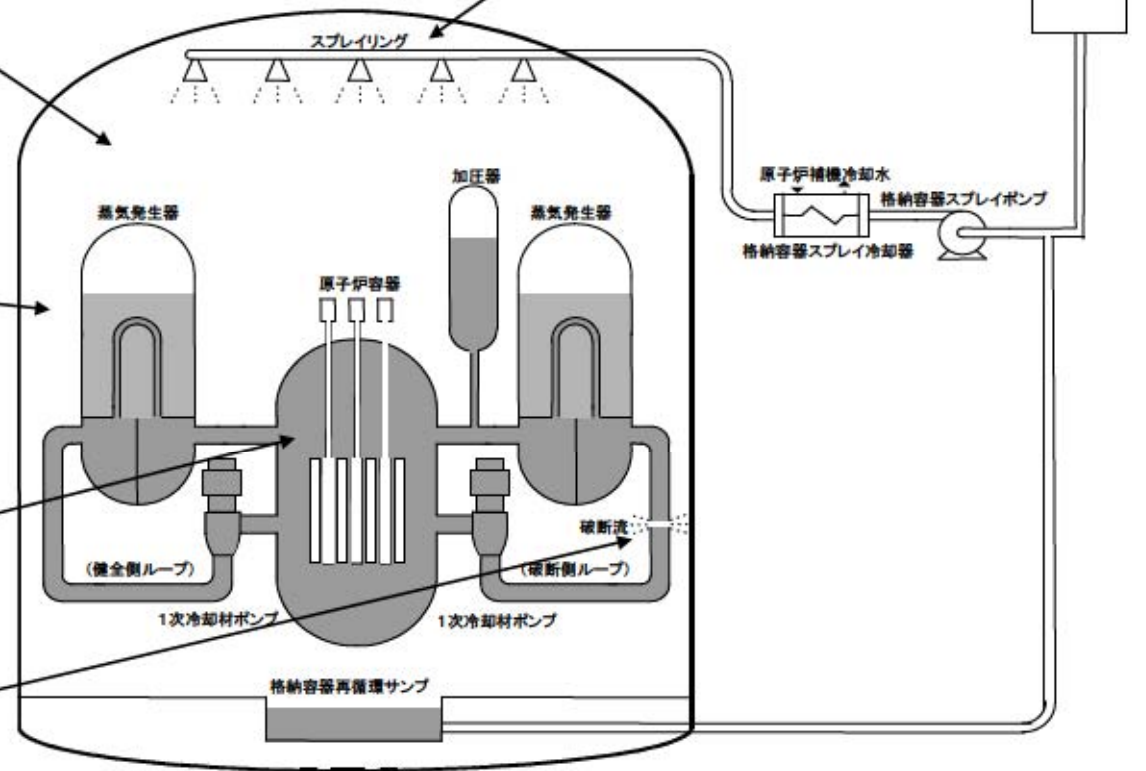
⑥（スプレイ開始後）原子炉格納容器内圧力、温度低下

④原子炉格納容器内圧力、温度上昇

③「原子炉圧力低」による原子炉トリップ信号発信

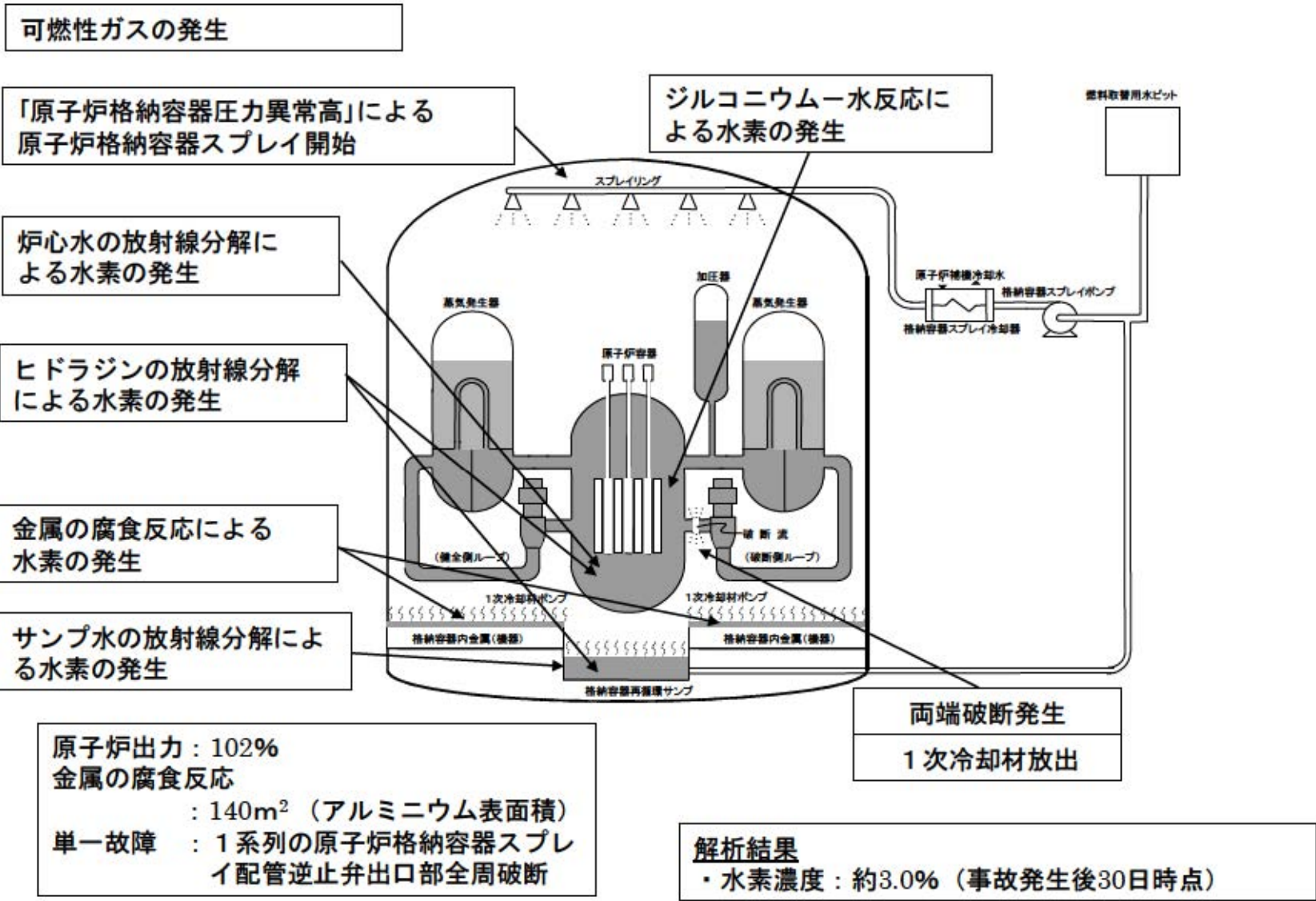
①両端破断発生  
② 1次冷却材流出

⑤「原子炉格納容器圧力異常高」による原子炉格納容器スプレイ開始



原子炉出力：102%  
 破断条件：蒸気発生器出口側配管両端破断  
 単一故障：1系列の原子炉格納容器スプレイ配管逆止弁出口部全周破断  
 外部電源：無  
 原子炉格納容器スプレイ開始：151秒

**解析結果**  
 ・原子炉格納容器内最高圧力：  
 約0.240MPa[gage] ≤ 0.283MPa[gage]  
 ・原子炉格納容器内最高温度：  
 約124℃ ≤ 132℃



## 可燃性ガスの発生評価において変更した条件

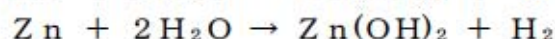
「可燃性ガスの発生」解析は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の健全性を確認する観点から、水素の発生について評価を行っており、以下の水素発生要因を考慮している。

- ・炉心水、原子炉格納容器内水の放射線分解
- ・ジルコニウム-水反応
- ・スプレイに添加されるよう素除去薬品の放射線分解
- ・金属腐食反応

このうち、現実的な評価条件とした「金属の腐食反応」について、以下に説明する。また、単一故障の想定の変更によって、評価に用いる原子炉格納容器内温度の時間変化の影響を受ける「金属腐食反応」についてもあわせて説明する。

## (1) 金属の腐食反応

金属腐食による水素生成源として、アルミニウム及び亜鉛を考慮している。



このうち原子炉格納容器内のアルミニウム使用量（表面積）として、現行  $\square \text{m}^2$  を使用しているが、シビアアクシデント対策有効性評価における水素燃焼の評価条件として採用した現実的な表面積である  $\square \text{m}^2$  を使用する。

また、アルミニウムの腐食による水素濃度は、原子炉格納容器内の雰囲気温度に依存する。原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内雰囲気温度の時間変化を図2-1に示す。この雰囲気温度より設定した評価に用いたアルミニウムの腐食率は表2-1となる。

表2-1 アルミニウムの腐食率

事故後の時間	現行安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析
0～ 86,400 秒		
86,400～ 100,000 秒		
100,000～ 340,000 秒		
340,000～ 1,000,000 秒		
1,000,000 秒以上		

注) 86,400秒まではpH調整前（酸性領域）の値

(2) 水素発生要因別の評価結果

水素発生要因別の現行申請評価と静的機器の単一故障を想定した解析との比較を表2-2に示す。

表2-2 評価結果 (事故後30日時点)

発生源	現行安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	現行安全解析ベース (アルミニウム使用量見直し)	影響確認
原子炉格納容器内水素発生量				
炉心水の分解	約770m <sup>3</sup>	約770m <sup>3</sup>	約770m <sup>3</sup>	約770m <sup>3</sup>
サンプル水の分解	約270m <sup>3</sup>	約270m <sup>3</sup>	約270m <sup>3</sup>	約270m <sup>3</sup>
ジルコニウム-水反応	約150m <sup>3</sup>	約150m <sup>3</sup>	約150m <sup>3</sup>	約150m <sup>3</sup>
アルミニウムの腐食	約150m <sup>3</sup>	約24m <sup>3</sup>	約12m <sup>3</sup>	約290m <sup>3</sup>
亜鉛の腐食	約470m <sup>3</sup>	約470m <sup>3</sup>	約470m <sup>3</sup>	約470m <sup>3</sup>
ヒドラジンの分解	約89m <sup>3</sup>	約89m <sup>3</sup>	約89m <sup>3</sup>	約89m <sup>3</sup>
合計発生量	約1,900m <sup>3</sup>	約1,800m <sup>3</sup>	約1,800m <sup>3</sup>	約2,000m <sup>3</sup>
原子炉格納容器内水素濃度	約3.3 vol %	約3.0 vol %	約3.0 vol %	約3.5 vol %

注) 水素発生量 (m<sup>3</sup>) は、0℃、1 atm

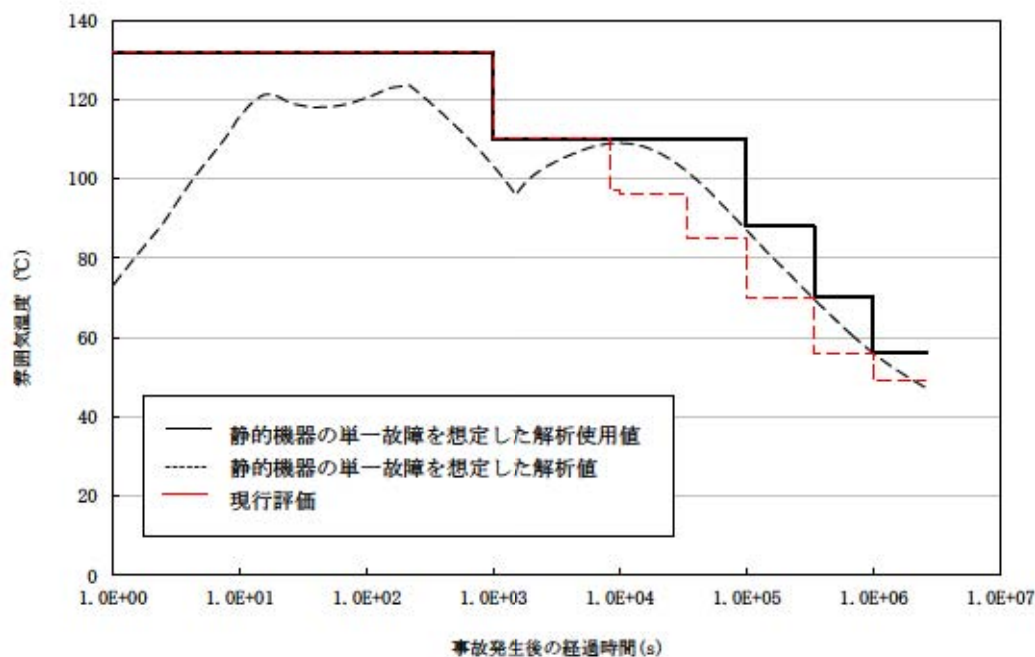


図 2-1 静的機器の単一故障を想定した解析に用いた原子炉格納容器内温度

## 原子炉格納容器からの漏えい率

## (1) はじめに

原子炉冷却材喪失の評価に使用する原子炉格納容器漏えい率については、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下、安全評価指針という。）」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定一部改訂平成 13 年 3 月 29 日）に下記の評価条件が示されている。

事故； 「原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率」

安全評価に使用した漏えい率は、以下に示す理由により上記安全評価指針の条件を満足しており、十分妥当なものである。

(2) 漏えい率の計算方法<sup>(1)</sup>

原子炉格納容器からの漏えい率は次式で与えられる。

$$m = C \cdot \sqrt{\Delta P \cdot \rho}$$

$$L = \frac{m}{M} = \frac{m}{V \cdot \rho} = C' \sqrt{\frac{\Delta P}{\rho}} \quad \dots (1) \text{式}$$

ここで、

- $m$  : 原子炉格納容器からの漏えい量（質量流量）
- $\Delta P$  : 原子炉格納容器内外の圧力差
- $\rho$  : 原子炉格納容器内気体の平均密度
- $M$  : 原子炉格納容器内気体の総質量
- $V$  : 原子炉格納容器内の気相部体積
- $C$  : 流路面積、流量係数等により決まる定数
- $C'$  :  $\frac{C}{V}$
- $L$  : 漏えい率(%/d)

設計漏えい率 $L_d$ は常温空気、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において 0.1%/d であり、(1) 式にこれらの定数を入れると次式で与えられる。

$$L_d = C' \sqrt{\frac{\Delta P_d}{\rho_d}} \quad \dots (2) \text{式}$$

ここで $\rho_d$ は設計条件での空気密度であり、空気の状態方程式から次のように求められる。

$$P_d = R \cdot \rho_d \cdot T_d$$

$$\rho_d = \frac{P_d}{R \cdot T_d} \quad \dots \quad (3) \text{式}$$

(2), (3)式により,  $C'$ を求めると次式が得られる。

$$C' = \frac{L_d}{\sqrt{\Delta P_d / \rho_d}} = L_d \sqrt{\frac{P_d}{R \cdot T_d \cdot \Delta P_d}} \quad \dots \quad (4) \text{式}$$

事故時の漏えい率は(1)式より,

$$L = C' \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\rho_t}} \quad \dots \quad (5) \text{式}$$

となる。ここで,  $\rho_t$ ,  $\Delta P_t$ は事故時の原子炉格納容器内雰囲気気の密度及び原子炉格納容器内と外気との差圧であり, 空気及び水蒸気による成分を  $a$  及び  $s$  で表わすと,

$$\rho_t = \rho_a + \rho_s$$

$$\Delta P_t = P_a + P_s - 0.1013 \text{ (MPa)}$$

(5)式の $C'$ に(4)式を代入して, 漏えい率 $L$ を求める。

$$L = L_d \sqrt{\frac{1}{R \cdot T_d} \cdot \frac{\Delta P_t}{\rho_t} \cdot \frac{P_d}{\Delta P_d}} \quad \dots \quad (6) \text{式}$$

### (3) 漏えい率の計算結果

原子炉格納容器の圧力は, 長期内圧解析(1次冷却材ポンプ吸込側配管完全両端破断, 最小安全注入流量)の結果を用いており, 漏えい率は, この内圧解析を基に蒸気及び空気の混合雰囲気状態(圧力, 温度)を考慮して計算する。

計算結果を図 3-1 に示す。

---

(1)「事故時の格納容器漏洩率」 MAPI-1060 改 1

三菱重工業、平成 12 年



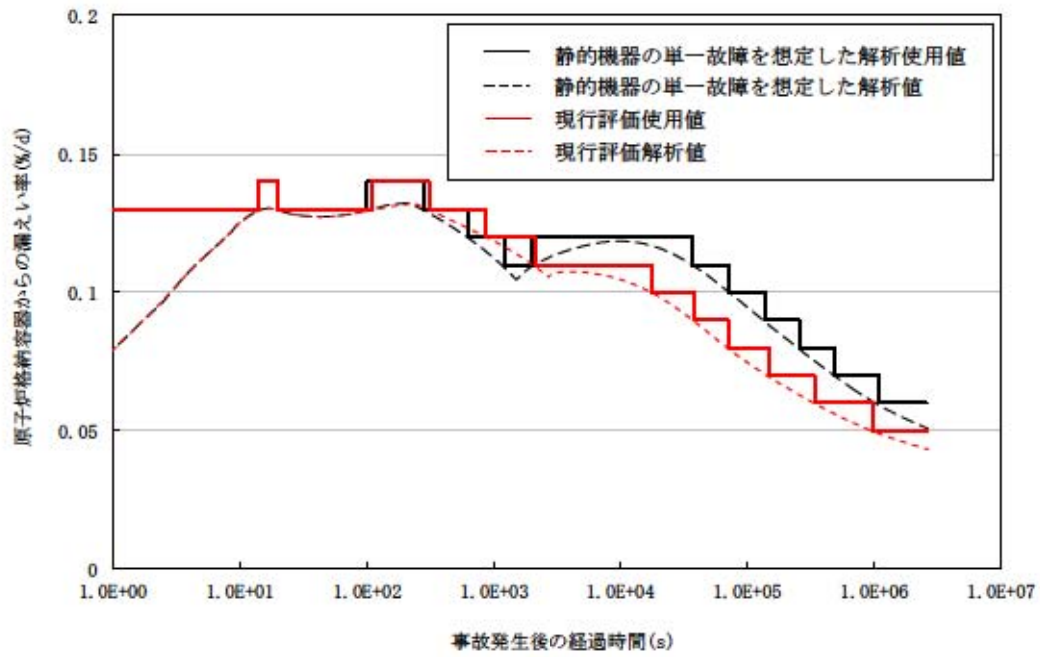


図 3-1 原子炉格納容器の漏えい率の時間変化

## 大気拡散に使用する気象条件

## (1) 相対濃度及び相対線量

事故時に放出される放射性物質が、敷地周辺の公衆に及ぼす影響を評価するに当たって、放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象条件については、現地における出現頻度からみて、これより悪い条件がめったに現れないと言えるものを選ばなければならない。

そこで、線量評価に用いる放射性物質の相対濃度（以下「 $\chi/Q$ 」という。）を、1997年1月から1997年12月までの1年間の観測データを使用して求めた。すなわち、(1)式に示すように、風向、風速、大気安定度及び実効放出継続時間を考慮した $\chi/Q$ を陸側方位について求め、方位別にその値の小さい方から大きい方へ累積度数を求め、年間のデータ数に対する出現頻度（％）で表わすことにする。横軸に $\chi/Q$ を、縦軸に累積出現頻度を取り、着目方位ごとに $\chi/Q$ の累積出現頻度分布を描き、この分布から、累積出現頻度が97%に当たる $\chi/Q$ を方位別に求め、そのうち最大のを安全解析に使用する相対濃度とする。

ただし、 $\chi/Q$ の計算の着目地点は、各方位とも炉心から最短距離となる敷地境界外とし、着目地点以遠で $\chi/Q$ が最大となる場合はその $\chi/Q$ を着目地点における当該時刻の $\chi/Q$ とする。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i \quad \dots (1)式$$

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$T$  : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻  $i$  における相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$\delta_i$  : 時刻  $i$  において風向が該当方位にあるとき

$$\delta_i = 1$$

時刻  $i$  において風向が他の方位にあるとき

$$\delta_i = 0$$

ここで、影響評価を行う「原子炉冷却材喪失」での $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、短時間での排気筒放出として、(2)式により行う。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \quad \dots (2)式$$

$\sigma_{yi}$  : 時刻  $i$  における濃度分布の  $y$  方向の広がりのパラメータ (m)

$\sigma_{zi}$  : 時刻  $i$  における濃度分布の  $z$  方向の広がりのパラメータ (m)

$U_i$  : 時刻  $i$  における風速 (m/s)

$H$  : 放出源の有効高さ (m)

方位別  $\chi/Q$  の累積出現頻度を求めるとき、静穏の場合には風速を 0.5m/s として計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

また、放射性雲からの  $\gamma$  線による空気カーマについては、 $\chi/Q$  の代わりに空間濃度分布と  $\gamma$  線による空気カーマ計算モデルを組み合わせた相対線量（以下「D/Q」という。）を用いて同様に求める。 $\gamma$  線による空気カーマ計算には、以下に示す現行申請添付書類九の(9-7)式を使用する。

$$D_{\gamma}(x, y, 0) = K_1 \cdot E_{\gamma} \cdot \mu_{\text{en}} \cdot \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu \cdot r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

$D_{\gamma}(x, y, 0)$  : 計算地点(x, y, 0)における  $\gamma$  線による空気カーマ率 (μGy/h)

$K_1$  : 空気カーマ率への換算係数  $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}\right)$

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$  線の実効エネルギー (MeV/dis)

$\mu_{\text{en}}$  : 空気に対する  $\gamma$  線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$r$  : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点(x, y, 0)までの距離

$$r = \sqrt{(x - x')^2 + (y - y')^2 + (0 - z')^2} \quad (\text{m})$$

$\mu$  : 空気に対する  $\gamma$  線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$B(\mu \cdot r)$  : 空気に対する  $\gamma$  線の再生係数

$$B(\mu \cdot r) = 1 + \alpha \cdot (\mu \cdot r) + \beta \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma \cdot (\mu \cdot r)^3$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点(x', y', z')における放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

ただし、 $\mu_{\text{en}}$ ,  $\mu$ ,  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ については、0.5MeV の  $\gamma$  線に対する値を使用。

実効放出継続時間としては、「(2)実効放出継続時間」で説明するとおり、よう素及び希ガスのそれぞれ事故期間中の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除して求めた表4-2に示す値を用いる。

事故時の線量評価に用いる  $\chi/Q$  及び D/Q は、陸側方位のうち、よう素の吸入摂取による実効線量、希ガスからの  $\gamma$  線による実効線量のそれぞれが最大となる方位の値を使用する。

表 4-1 事故時の方位別  $\chi/Q$ 、 $D/Q$

$\chi/Q$ , $D/Q$	現行安全解析		静的機器の単一故障 を想定した解析	
	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )
実効放出 継続時間	3 時間	11 時間	4 時間	11 時間
放出高さ 着目方位	排気筒放出		排気筒放出	
S E	$4.3 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-19}$	$3.9 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-19}$

(2) 実効放出継続時間

安全評価における線量評価に使用する実効放出継続時間の定義は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」において、「実効放出継続時間 (T) は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。」としており、同様の方法で、実効放出継続時間を求めている。この際、得られた数値については、安全側に端数を切り捨てて 1 時間単位の値に丸めたものを実効放出継続時間として使用している。

影響評価解析では、別紙 3「原子炉格納容器からの漏えい率」に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率が変更となることから、線量評価に使用する実効放出継続時間が変更となる。

放出量及び実効放出継続時間の比較を表 4-2 に示す。

表 4-2 放出量及び実効放出継続時間

項目	現行安全解析			静的機器の単一故障を想定した解析		
	全放出量 (Bq)	1時間 当たりの 最大放出量 (Bq)	実効放出 継続時間 (h)	全放出量 (Bq)	1時間 当たりの 最大放出量 (Bq)	実効放出 継続時間 (h)
よう素 (I-131 等価量-小 児 実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ ( $2.68 \times 10^{11}$ )	約 $7.1 \times 10^{10}$ ( $7.01 \times 10^{10}$ )	3	約 $3.1 \times 10^{11}$ ( $3.10 \times 10^{11}$ )	約 $7.1 \times 10^{10}$ ( $7.01 \times 10^{10}$ )	4
希ガス ( $\gamma$ 線エネルギー)	約 $6.1 \times 10^{13}$	約 $5.2 \times 10^{12}$	11	約 $7.5 \times 10^{13}$	約 $6.4 \times 10^{12}$	11

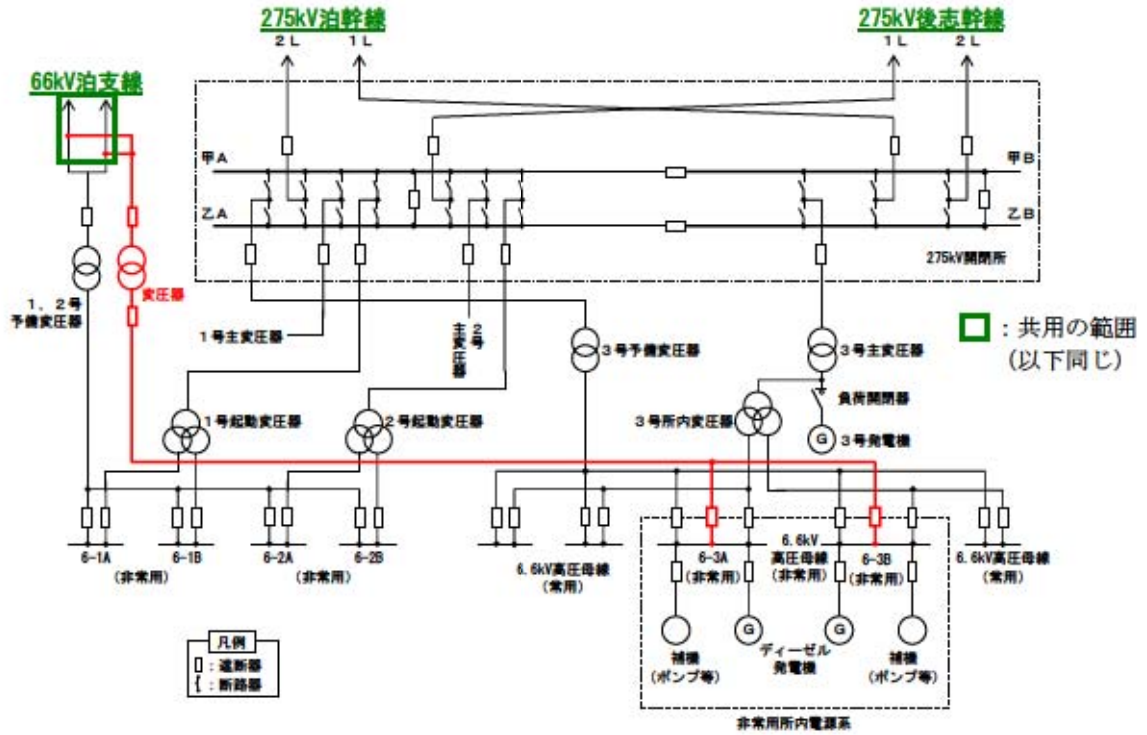
0.5MeV 換算)	(6.07× 10 <sup>13</sup> )	(5.16× 10 <sup>12</sup> )		(7.48× 10 <sup>13</sup> )	(6.38× 10 <sup>12</sup> )	
------------	------------------------------	------------------------------	--	------------------------------	------------------------------	--

注) (実効放出継続時間) = (全放出量) / (1 時間当たりの最大放出量)

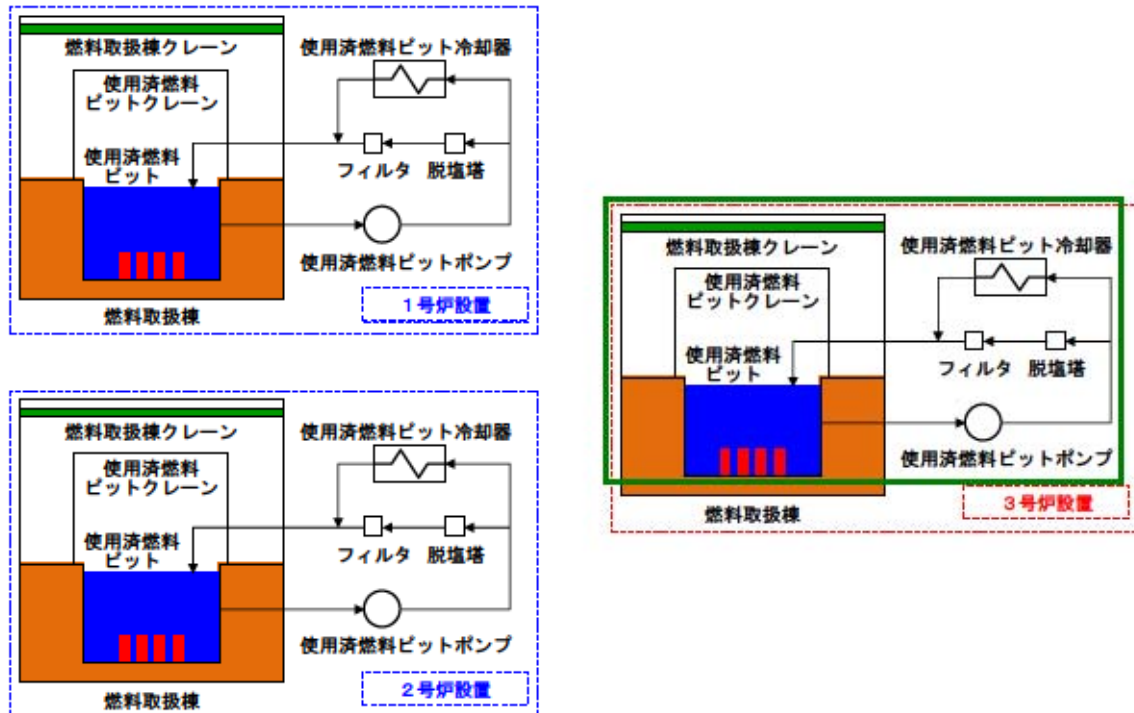
別添資料 2 共用（補足説明資料）

1. 共用設備又は相互接続設備の概略図

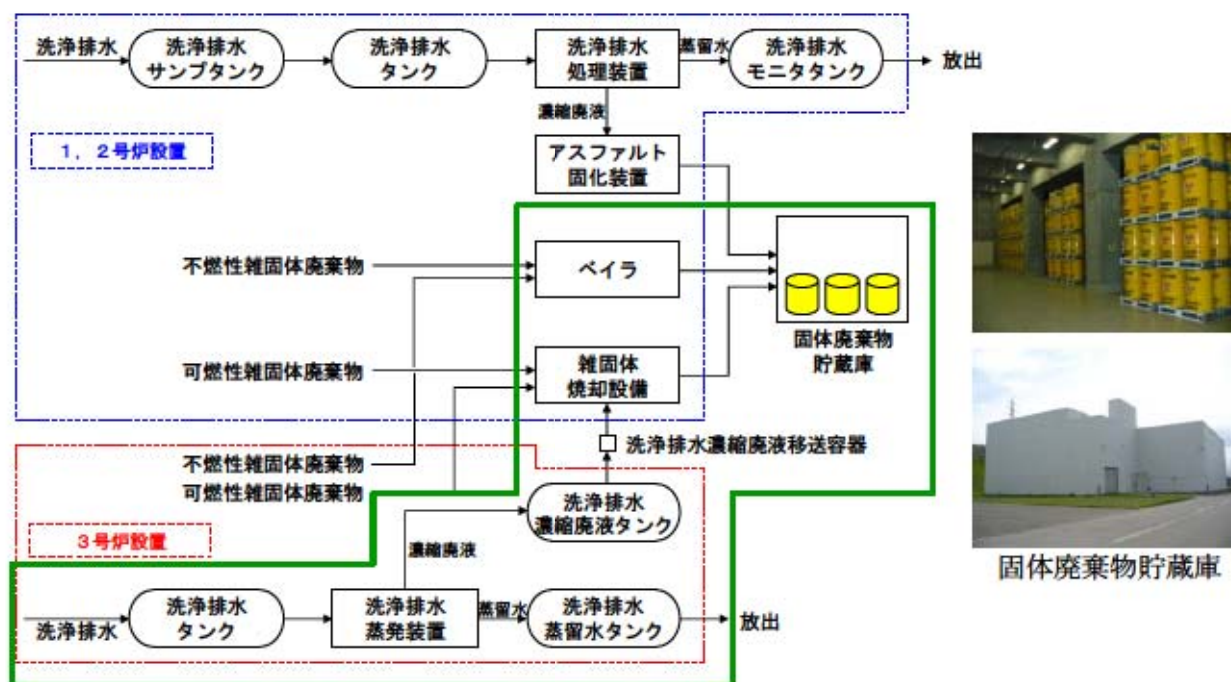
(1) 電気設備



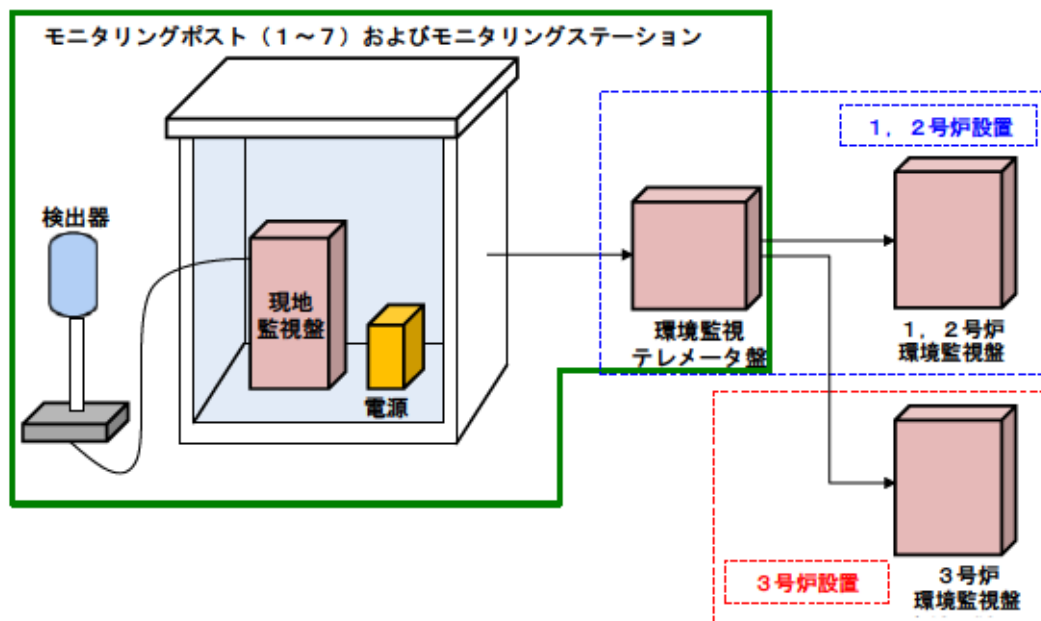
(2) 燃料の貯蔵設備及び取扱設備



(3) 放射性廃棄物廃棄設備

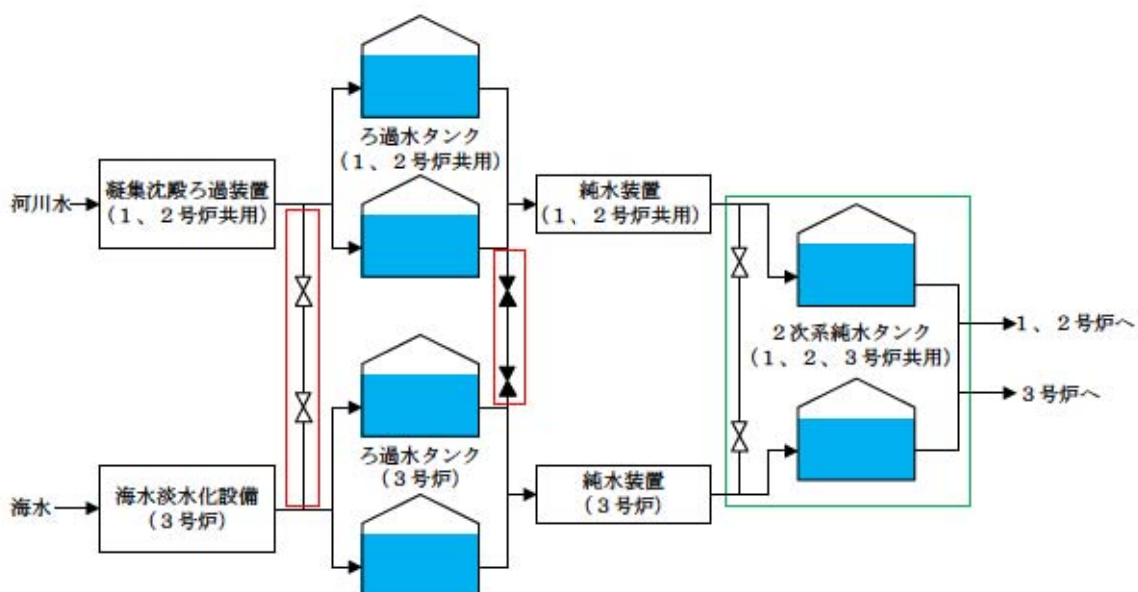


(4) 放射線管理設備

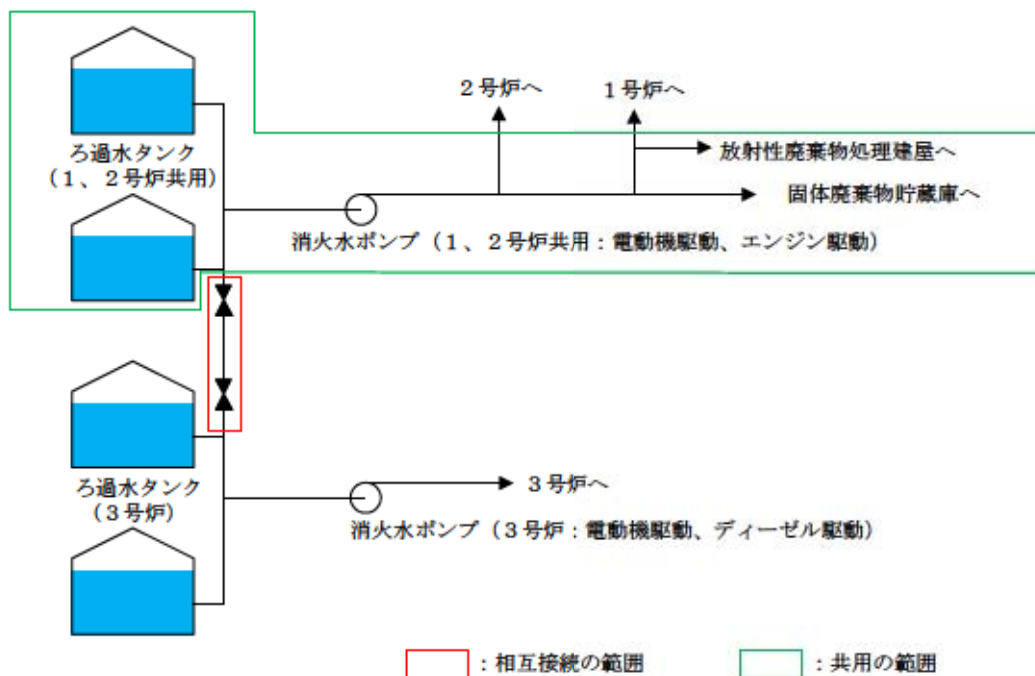




(5) 発電所補助設備（給水処理設備）



(6) 消火設備



## 2. 共用設備（1，2号炉設備）の取り扱いについて

### （1）はじめに

1，2号炉設備のうち洗浄排水処理設備\*（1号，2号及び3号炉共用）について，3号炉において同様の設備を有していることから，3号炉との共用を取り止めることとする。

なお，1，2号炉設置の洗浄排水処理設備の取扱いについては，1，2号炉の基準適合性審査において説明する。

※ 洗浄排水サンプタンク，洗浄排水タンク，洗浄排水処理装置，洗浄排水モニタタンク及びアスファルト固化装置

### （2）共用取り止めに伴う影響

3号炉において同様の洗浄排水処理設備を有しており，3号炉で発生する洗浄排水を適切に処理できることから，共用取り止めに伴う影響はない。

### （3）設置変更許可申請記載内容

3号炉の補正申請に合わせ，表－1のとおり記載を変更する。

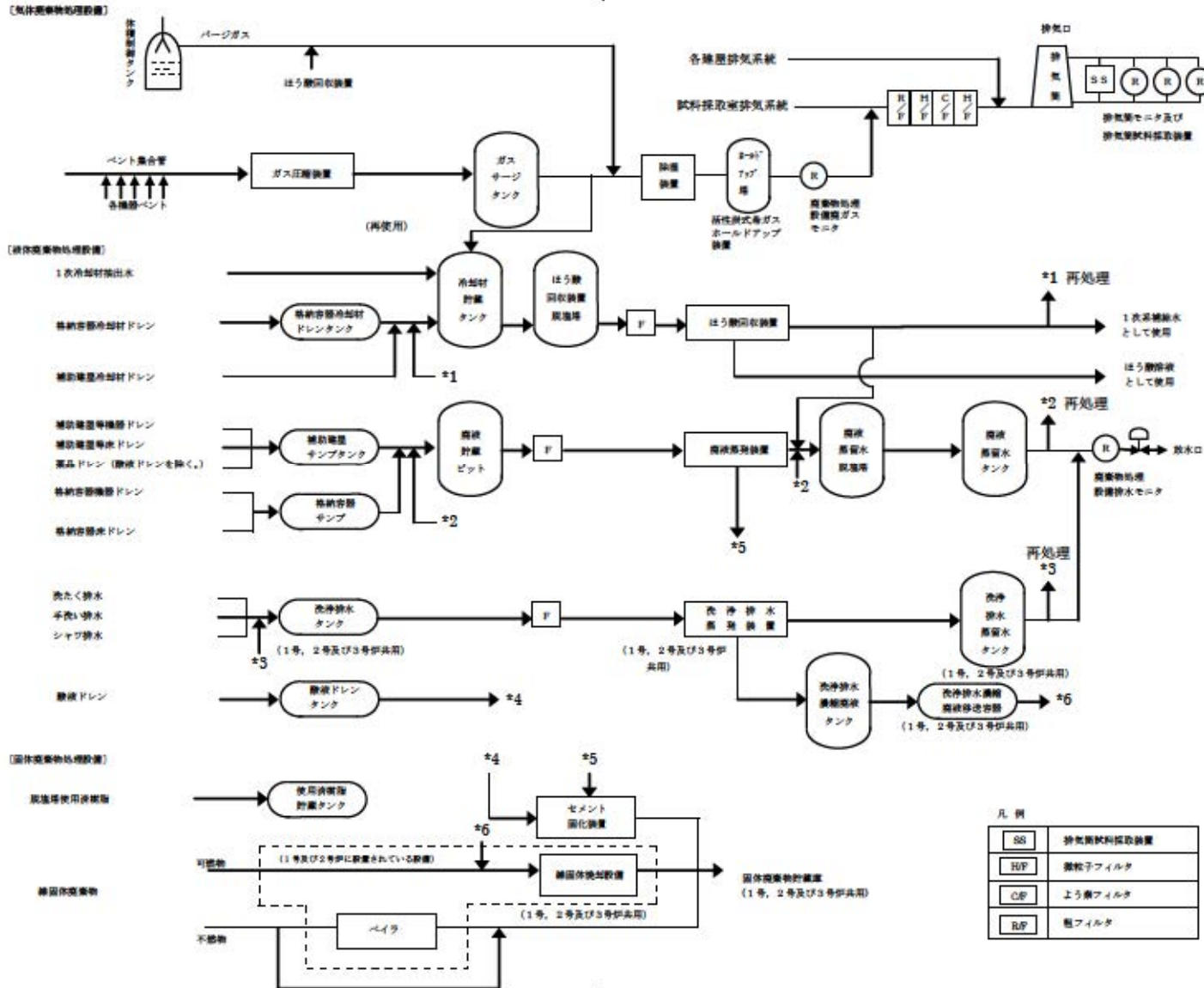
表-1 1,2号炉設置の洗浄排水処理設備の共用取り止めに伴う設置変更許可申請書記載内容の変更

(洗浄排水処理設備の共用取りやめに伴う変更：一重線、それ以外の変更：二重線)

変更前の記載 (既許可)	変更後の記載
<p>本文</p> <p>五. 原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備</p> <p>ト. 放射性廃棄物の廃棄設備の構造及び設備</p> <p><u>(ハ)</u> 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p><u>(1)</u> 構造</p> <p>固体廃棄物の廃棄設備 (固体廃棄物処理設備) は, 廃棄物の種類に応じて処理又は貯蔵保管するため, <u>濃縮廃液等のセメント固化装置及びアスファルト固化装置 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</u>, 圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮するためのペイラ (1号, 2号及び3号炉共用, <u>既設</u>), 焼却可能な雑固体廃棄物等を焼却するための雑固体焼却設備 (1号, 2号及び3号炉共用, <u>既設</u>), 使用済樹脂貯蔵タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (1号, 2号及び3号炉共用, <u>既設</u>) 等で構成する。洗浄排水濃縮廃液は, 雑固体焼却設備で焼却処理後ドラム缶詰め<u>又は固化材 (アスファルト) と混合してドラム缶内に固化</u>し貯蔵保管する。また, その他の濃縮廃液等は, 固化材 (セメント) と混合してドラム缶内に固化し貯蔵保管する。</p> <p>雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後, ドラム缶等に詰めて貯蔵保管する。脱塩塔使用済樹脂は, 使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。また, 使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。</p> <p>固体廃棄物処理設備は, 圧縮, 焼却, 固化等の処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。</p> <p>上記濃縮廃液等を詰めたドラム缶等は, 所要の<u>遮へい</u>設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>なお, 必要に応じて, 固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p>	<p>本文</p> <p>五. 原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備</p> <p>ト. 放射性廃棄物の廃棄設備の構造及び設備</p> <p><u>(3)</u> 固体廃棄物の廃棄設備</p> <p><u>(i)</u> 構造</p> <p>固体廃棄物の廃棄設備 (固体廃棄物処理設備) は, 廃棄物の種類に応じて処理又は貯蔵保管するため, <u>濃縮廃液等のセメント固化装置</u>, 圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮するためのペイラ (1号, 2号及び3号炉共用 _____), 焼却可能な雑固体廃棄物等を焼却するための雑固体焼却設備 (1号, 2号及び3号炉共用 _____), 使用済樹脂貯蔵タンク, 固体廃棄物貯蔵庫 (1号, 2号及び3号炉共用 _____) 等で構成する。洗浄排水濃縮廃液は, 雑固体焼却設備で焼却処理後ドラム缶詰め _____ し貯蔵保管する。また, その他の濃縮廃液等は, 固化材 (セメント) と混合してドラム缶内に固化し貯蔵保管する。</p> <p>雑固体廃棄物は必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後, ドラム缶等に詰めて貯蔵保管する。脱塩塔使用済樹脂は, 使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。また, 使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料ピットに貯蔵する。</p> <p>固体廃棄物処理設備は, 圧縮, 焼却, 固化等の処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。</p> <p>上記濃縮廃液等を詰めたドラム缶等は, 所要の<u>遮蔽</u>設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>なお, 必要に応じて, 固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p>

変更前の記載 (既許可)

変更後の記載



第 21 図 放射性廃棄物廃棄設備系統概要図 (添付書類八 第 7.1 図)

変更前の記載（既許可）	変更後の記載
<p>添付書類八</p> <p><u>10. 放射性廃棄物廃棄設備</u></p> <p><u>10.2 液体廃棄物処理設備</u></p> <p><u>10.2.3 主要設備</u></p> <p>(1)～(10) 省略</p> <p><u>(11) 洗浄排水サンプタンク（1号、2号及び3号炉共用、既設）</u>            洗浄排水サンプタンクは、1号及び2号炉の原子炉補助建屋内に設置し、洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水等を集める。本タンク水は、洗浄排水タンクに送る。            洗浄排水サンプタンクは、容量約10m<sup>3</sup>のものを1基設置する。            予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y（1号、2号及び3号炉合算）である。</p> <p><u>(12) 洗浄排水タンク（1号、2号及び3号炉共用、既設）</u>            洗浄排水タンクは、洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水を貯留する。            本タンク水は、原則として<u>洗浄排水処理装置又は洗浄排水蒸発装置</u>に送る。            洗浄排水タンクは、容量約22m<sup>3</sup>のものを2基及び容量約30m<sup>3</sup>（1号及び2号炉の原子炉補助建屋内）のものを2基設置する。            予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y（1号、2号及び3号炉合算）である。</p> <p><u>(13) 洗浄排水蒸発装置（1号、2号及び3号炉共用、既設）</u>            洗浄排水蒸発装置は、洗浄排水タンク水を蒸発処理する。            蒸留水は洗浄排水蒸留水タンクに、濃縮廃液は洗浄排水濃縮廃液タンクに送る。            洗浄排水蒸発装置は、容量約1.7m<sup>3</sup>/hのものを1基設置する。            予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y（1号、2号及び3号炉合算）である。</p> <p><u>(14) 洗浄排水処理装置（1号、2号及び3号炉共用、既設）</u>            洗浄排水処理装置は、1号及び2号炉の原子炉補助建屋内に設置し、1号及び2号炉の原子炉補助建屋内の洗浄排水タンク水を処理する。</p>	<p>添付書類八</p> <p><u>7. 放射性廃棄物廃棄設備</u></p> <p><u>7.2 液体廃棄物処理設備</u></p> <p><u>7.2.3 主要設備</u></p> <p>(1)～(10) 省略</p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(11) 洗浄排水タンク（1号、2号及び3号炉共用_____）</u>            洗浄排水タンクは、洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水を貯留する。            本タンク水は、原則として_____洗浄排水蒸発装置に送る。            洗浄排水タンクは、容量約22m<sup>3</sup>のものを2基_____設置する。            予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y（1号、2号及び3号炉合算）である。</p> <p><u>(12) 洗浄排水蒸発装置（1号、2号及び3号炉共用_____）</u>            洗浄排水蒸発装置は、洗浄排水タンク水を蒸発処理する。            蒸留水は洗浄排水蒸留水タンクに、濃縮廃液は洗浄排水濃縮廃液タンクに送る。            洗浄排水蒸発装置は、容量約1.7m<sup>3</sup>/hのものを1基設置する。            予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y（1号、2号及び3号炉合算）である。</p> <p><u>(削除)</u></p>

変更前の記載 (既許可)	変更後の記載
<p><u>透過水は洗浄排水モニタタンクに送り、濃縮廃液はドラム缶詰めする。</u>  <u>洗浄排水処理装置は、容量約1m<sup>3</sup>/hのものを1基設置する。</u>  <u>予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y(1号、2号及び3号炉合算)である。</u></p> <p><u>(15) 洗浄排水蒸留水タンク(1号、2号及び3号炉共用、既設)</u>          洗浄排水蒸留水タンクは、洗浄排水蒸発装置からの蒸留水を貯留する。          本タンク水は、試料採取分析を行い放射性物質の濃度が十分に低いことを確認した後、放射性物質の濃度を監視しながら復水器冷却水の放水口から放出する。          洗浄排水蒸留水タンクは、容量約11m<sup>3</sup>のものを2基設置する。          予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y(1号、2号及び3号炉合算)である。</p> <p><u>(16) 洗浄排水モニタタンク(1号、2号及び3号炉共用、既設)</u>  <u>洗浄排水モニタタンクは、1号及び2号炉の原子炉補助建屋内に設置し、洗浄排水処理装置からの透過水を貯留する。</u>  <u>本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。</u>  <u>洗浄排水モニタタンクは、容量約15m<sup>3</sup>のものを2基設置する。</u>  <u>予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y(1号、2号及び3号炉合算)である。</u></p> <p><u>(17) 洗浄排水濃縮廃液タンク(1号、2号及び3号炉共用、既設)</u>          洗浄排水モニタタンクは、洗浄排水蒸発装置からの濃縮廃液を貯留する。          本タンク水は、洗浄排水濃縮廃液移送容器に送る。          洗浄排水濃縮廃液タンクは、容量約6m<sup>3</sup>のものを1基設置する。          予想発生量は、約15m<sup>3</sup>/y(1号、2号及び3号炉合算)である。</p> <p><u>(18) 洗浄排水濃縮廃液移送容器(1号、2号及び3号炉共用、既設)</u>          洗浄排水濃縮廃液移送容器は、洗浄排水濃縮廃液タンクからの濃縮廃液を受入れ、1号及び2号炉放射性廃棄物処理建屋内の雑固体焼却設備(1号、2号及び3号炉共用、既設)まで移送する。</p>	<p><u>(13) 洗浄排水蒸留水タンク(1号、2号及び3号炉共用)</u>          洗浄排水蒸留水タンクは、洗浄排水蒸発装置からの蒸留水を貯留する。          本タンク水は、試料採取分析を行い放射性物質の濃度が十分に低いことを確認した後、放射性物質の濃度を監視しながら復水器冷却水の放水口から放出する。          洗浄排水蒸留水タンクは、容量約11m<sup>3</sup>のものを2基設置する。          予想発生量は、約4,900m<sup>3</sup>/y(1号、2号及び3号炉合算)である。</p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(14) 洗浄排水濃縮廃液タンク(1号、2号及び3号炉共用)</u>          洗浄排水モニタタンクは、洗浄排水蒸発装置からの濃縮廃液を貯留する。          本タンク水は、洗浄排水濃縮廃液移送容器に送る。          洗浄排水濃縮廃液タンクは、容量約6m<sup>3</sup>のものを1基設置する。          予想発生量は、約15m<sup>3</sup>/y(1号、2号及び3号炉合算)である。</p> <p><u>(15) 洗浄排水濃縮廃液移送容器(1号、2号及び3号炉共用)</u>          洗浄排水濃縮廃液移送容器は、洗浄排水濃縮廃液タンクからの濃縮廃液を受入れ、1号及び2号炉放射性廃棄物処理建屋内の雑固体焼却設備(1号、2号及び3号炉共用)まで移送する。</p>

変更前の記載 (既許可)	変更後の記載
<p>本容器水は、雑固体焼却設備の廃液受入タンクに受入れ後、雑固体廃棄物とともに焼却処理する。</p> <p>洗浄排水濃縮廃液移送容器は、容量約1m<sup>3</sup>のものを1基設ける。</p> <p>予想発生量は、約15m<sup>3</sup>/y(1号、2号及び3号炉合算)である。</p> <p><b>10.3 固体廃棄物処理設備</b></p> <p><b>10.3.1 概要</b></p> <p>固体廃棄物処理設備は、廃棄物の種類に応じて、処理又は貯蔵保管するため、使用済樹脂貯蔵タンク、セメント固化装置、<u>アスファルト固化装置(1号、2号及び3号炉共用、既設)</u>、雑固体焼却設備(1号、2号及び3号炉共用、<u>既設</u>)、ペイラ(1号、2号及び3号炉共用、<u>既設</u>)、固体廃棄物貯蔵庫(1号、2号及び3号炉共用、<u>既設</u>)等で構成する。</p> <p>廃棄物は、以下のように分類し、それぞれに応じた処理又は貯蔵保管を行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 廃液蒸発装置等により濃縮された濃縮廃液及び酸液ドレン</li> <li>(2) 洗浄排水蒸発装置(1号、2号及び3号炉共用、<u>既設</u>)の濃縮廃液、布、紙等の可燃性雑固体廃棄物</li> <li>(3) 脱塩塔使用済樹脂</li> <li>(4) 使用済液体用フィルタ、使用済換気用フィルタ等の不燃性雑固体廃棄物</li> </ol> <p>固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物貯蔵庫、雑固体焼却設備、ペイラ及び<u>アスファルト固化装置</u>を除き原子炉補助建屋に設置する。</p> <p>なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p> <p><b>10.3.2 設計方針</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 散逸等の防止</li> </ol> <p>固体廃棄物処理設備は、原子炉施設から発生する廃棄物の粉碎、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。具体的には以下のとおりとする。</p> <p>廃液蒸発装置等により濃縮された濃縮廃液及び酸液ドレンは、セメント固化装置<u>又はアスファルト固化装置(1号、2号及び3号炉共用、</u></p>	<p>本容器水は、雑固体焼却設備の廃液受入タンクに受入れ後、雑固体廃棄物とともに焼却処理する。</p> <p>洗浄排水濃縮廃液移送容器は、容量約1m<sup>3</sup>のものを1基設ける。</p> <p>予想発生量は、約15m<sup>3</sup>/y(1号、2号及び3号炉合算)である。</p> <p><b>7.3 固体廃棄物処理設備</b></p> <p><b>7.3.1 概要</b></p> <p>固体廃棄物処理設備は、廃棄物の種類に応じて、処理又は貯蔵保管するため、使用済樹脂貯蔵タンク、セメント固化装置_____、雑固体焼却設備(1号、2号及び3号炉共用_____)、ペイラ(1号、2号及び3号炉共用_____)、固体廃棄物貯蔵庫(1号、2号及び3号炉共用_____ )等で構成する。</p> <p>廃棄物は、以下のように分類し、それぞれに応じた処理又は貯蔵保管を行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 廃液蒸発装置等により濃縮された濃縮廃液及び酸液ドレン</li> <li>(2) 洗浄排水蒸発装置(1号、2号及び3号炉共用_____ )の濃縮廃液、布、紙等の可燃性雑固体廃棄物</li> <li>(3) 脱塩塔使用済樹脂</li> <li>(4) 使用済液体用フィルタ、使用済換気用フィルタ等の不燃性雑固体廃棄物</li> </ol> <p>固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物貯蔵庫、雑固体焼却設備<u>及び</u>ペイラ_____を除き原子炉補助建屋に設置する。</p> <p>なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p> <p><b>7.3.2 設計方針</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 散逸等の防止</li> </ol> <p>固体廃棄物処理設備は、原子炉施設から発生する廃棄物の粉碎、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。具体的には以下のとおりとする。</p> <p>廃液蒸発装置等により濃縮された濃縮廃液及び酸液ドレンは、セメント固化装置_____</p>

変更前の記載 (既許可)	変更後の記載
<p><u>既設</u> に送り、固化材 (セメント <u>又はアスファルト</u>) と混合してドラム缶内に固化して固体廃棄物貯蔵庫 (1号, 2号及び3号炉共用, <u>既設</u>) に貯蔵保管する。</p> <p>焼却可能なものは、雑固体焼却設備 (1号, 2号及び3号炉共用, <u>既設</u>) にて焼却処理して、焼却灰をドラム缶に詰めて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>不燃性雑固体廃棄物は仕分けし、可能なものは粉碎、圧縮により減容し、ドラム缶等に詰めて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>使用済液体用フィルタは、必要に応じてコンクリート等で内張りした容器に詰める。</p> <p>使用済換気用フィルタは、圧縮減容してドラム缶等に詰めるか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。</p> <p>化学体積制御設備、使用済燃料ピット水浄化冷却設備、液体廃棄物処理設備の脱塩塔の使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに移送し、貯蔵する。</p> <p>これらの処理過程で生ずる粒子等は微粒子フィルタで除去する。また、セメント固化装置は独立した区画内に設け、必要な箇所にはせきを設ける設計とする。</p> <p>なお、ペイラ (1号, 2号及び3号炉共用, <u>既設</u>) については、独立した区画内に設けてあり、せきを設けている。</p> <p>(2) 貯蔵容量及び汚染拡大防止</p> <p>使用済樹脂貯蔵タンクの容量は、10年分以上とし、使用済樹脂は使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。</p> <p>また、固体廃棄物貯蔵庫 (1号, 2号及び3号炉共用, <u>既設</u>) は、原子炉施設から発生するドラム缶等に詰めた固体廃棄物を3号炉運転開始時において発生量の5年分以上貯蔵保管できる設計とする。</p> <p>使用済樹脂貯蔵タンクは、廃棄物による汚染の拡大を防止するため、独立した区画内に儲け、必要な箇所にはせきを設ける構造とし、漏えいを検出できる設計とする。</p> <p>また、必要な箇所では、サーベイメータ等で汚染レベルを監視できる設計とする。</p>	<p>_____ に送り、固化材 (セメント _____) と混合してドラム缶内に固化して固体廃棄物貯蔵庫 (1号, 2号及び3号炉共用 _____) に貯蔵保管する。</p> <p>焼却可能なものは、雑固体焼却設備 (1号, 2号及び3号炉共用 _____) にて焼却処理して、焼却灰をドラム缶に詰めて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>不燃性雑固体廃棄物は仕分けし、可能なものは粉碎、圧縮により減容し、ドラム缶等に詰めて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>使用済液体用フィルタは、必要に応じてコンクリート等で内張りした容器に詰める。</p> <p>使用済換気用フィルタは、圧縮減容してドラム缶等に詰めるか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。</p> <p>化学体積制御設備、使用済燃料ピット水浄化冷却設備、液体廃棄物処理設備の脱塩塔の使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに移送し、貯蔵する。</p> <p>これらの処理過程で生ずる粒子等は微粒子フィルタで除去する。また、セメント固化装置は独立した区画内に設け、必要な箇所にはせきを設ける設計とする。</p> <p>なお、ペイラ (1号, 2号及び3号炉共用 _____) については、独立した区画内に設けてあり、せきを設けている。</p> <p>(2) 貯蔵容量及び汚染拡大防止</p> <p>使用済樹脂貯蔵タンクの容量は、10年分以上とし、使用済樹脂は使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。</p> <p>また、固体廃棄物貯蔵庫 (1号, 2号及び3号炉共用 _____) は、原子炉施設から発生するドラム缶等に詰めた固体廃棄物を3号炉運転開始時において発生量の5年分以上貯蔵保管できる設計とする。</p> <p>使用済樹脂貯蔵タンクは、廃棄物による汚染の拡大を防止するため、独立した区画内に儲け、必要な箇所にはせきを設ける構造とし、漏えいを検出できる設計とする。</p> <p>また、必要な箇所では、サーベイメータ等で汚染レベルを監視できる設計とする。</p>



変更前の記載（既許可）	変更後の記載
<p>(3) 監視制御</p> <p>セメント固化装置は、セメント固化装置制御盤において監視制御できる設計とする。</p> <p>雑固体焼却設備（1号、2号及び3号炉共用、<u>既設</u>）は、雑固体焼却設備制御盤（1号、2号及び3号炉共用、<u>既設</u>）において監視制御できる設計としている。</p> <p><u>アスファルト固化装置（1号、2号及び3号炉共用、既設）は、アスファルト固化装置制御盤（1号、2号及び3号炉共用、既設）において監視制御できる設計としている。</u></p> <p>また、ペイラ（1号、2号及び3号炉共用、<u>既設</u>）は、ペイラ制御盤（1号、2号及び3号炉共用、<u>既設</u>）において監視制御できる設計としている。</p> <p><u>10.3.3 主要設備</u></p> <p>(1)～(6) 省略</p> <p><u>(7) アスファルト固化装置（1号、2号及び3号炉共用、既設）</u></p> <p><u>アスファルト固化装置は、1号及び2号炉放射性廃棄物処理建屋内に設置しており、濃縮廃液をアスファルトと混合加熱し、水分を蒸発してドラム缶詰めする。</u></p>	<p>(3) 監視制御</p> <p>セメント固化装置は、セメント固化装置制御盤において監視制御できる設計とする。</p> <p>雑固体焼却設備（1号、2号及び3号炉共用_____）は、雑固体焼却設備制御盤（1号、2号及び3号炉共用_____）において監視制御できる設計としている。</p> <p><u>(削除)</u></p> <p>また、ペイラ（1号、2号及び3号炉共用_____）は、ペイラ制御盤（1号、2号及び3号炉共用_____）において監視制御できる設計としている。</p> <p><u>7.3.3 主要設備</u></p> <p>(1)～(6) 省略</p> <p><u>(削除)</u></p>

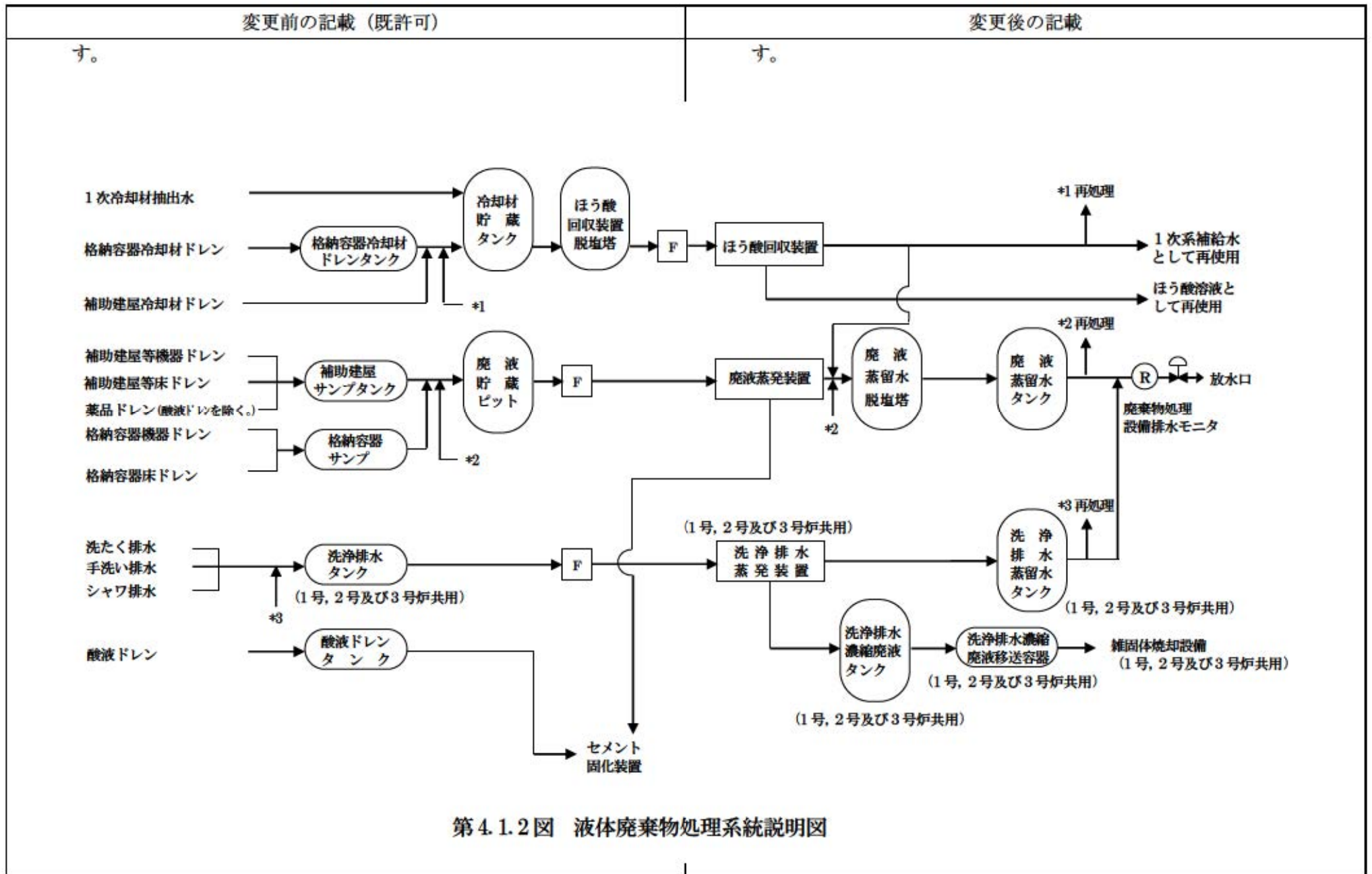
変更前の記載 (既許可)	変更後の記載
<p align="center"><u>第 10.2.1 表</u> 液体廃棄物処理設備の主要仕様</p> <p>(1)～(10) 省略</p> <p><u>(11) 洗浄排水サンプタンク (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</u></p> <p><u>基 数</u> 1</p> <p><u>容 量</u> 約 10m<sup>3</sup></p> <p><u>材 料</u> ステンレス鋼</p> <p><u>(12) 洗浄排水タンク (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</u></p> <p>基 数 2</p> <p>容 量 約 22m<sup>3</sup> (1基当たり)</p> <p><u>基 数</u> 2</p> <p><u>容 量</u> 約 30m<sup>3</sup> (1基当たり)</p> <p>材 料 ステンレス鋼</p> <p><u>(13) 洗浄排水蒸発装置 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</u></p> <p>基 数 1</p> <p>容 量 約 1.7m<sup>3</sup>/h</p> <p>本体材料 耐食耐熱合金鋼</p> <p><u>(14) 洗浄排水処理装置 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</u></p> <p><u>基 数</u> 1</p> <p><u>容 量</u> 約 1 m<sup>3</sup>/h</p> <p><u>本体材料</u> ステンレス鋼</p> <p>(15) 洗浄排水蒸留水タンク (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</p> <p>基 数 2</p> <p>容 量 約 11m<sup>3</sup> (1基当たり)</p> <p>材 料 ステンレス鋼</p> <p><u>(16) 洗浄排水モニタタンク (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</u></p> <p><u>基 数</u> 2</p> <p><u>容 量</u> 約 15m<sup>3</sup> (1基当たり)</p> <p><u>材 料</u> ステンレス鋼</p> <p><u>(17) 洗浄排水濃縮廃液タンク (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</u></p> <p>基 数 1</p>	<p align="center"><u>第 7.2.1 表</u> 液体廃棄物処理設備の主要仕様</p> <p>(1)～(10) 省略</p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(11) 洗浄排水タンク (1号, 2号及び3号炉共用 _____)</u></p> <p>基 数 2</p> <p>容 量 約 22m<sup>3</sup> (1基当たり)</p> <p>_____</p> <p>材 料 ステンレス鋼</p> <p><u>(12) 洗浄排水蒸発装置 (1号, 2号及び3号炉共用 _____)</u></p> <p>基 数 1</p> <p>容 量 約 1.7m<sup>3</sup>/h</p> <p>本体材料 耐食耐熱合金鋼</p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(13) 洗浄排水蒸留水タンク (1号, 2号及び3号炉共用 _____)</u></p> <p>基 数 2</p> <p>容 量 約 11m<sup>3</sup> (1基当たり)</p> <p>材 料 ステンレス鋼</p> <p><u>(削除)</u></p> <p><u>(14) 洗浄排水濃縮廃液タンク (1号, 2号及び3号炉共用 _____)</u></p> <p>基 数 1</p>

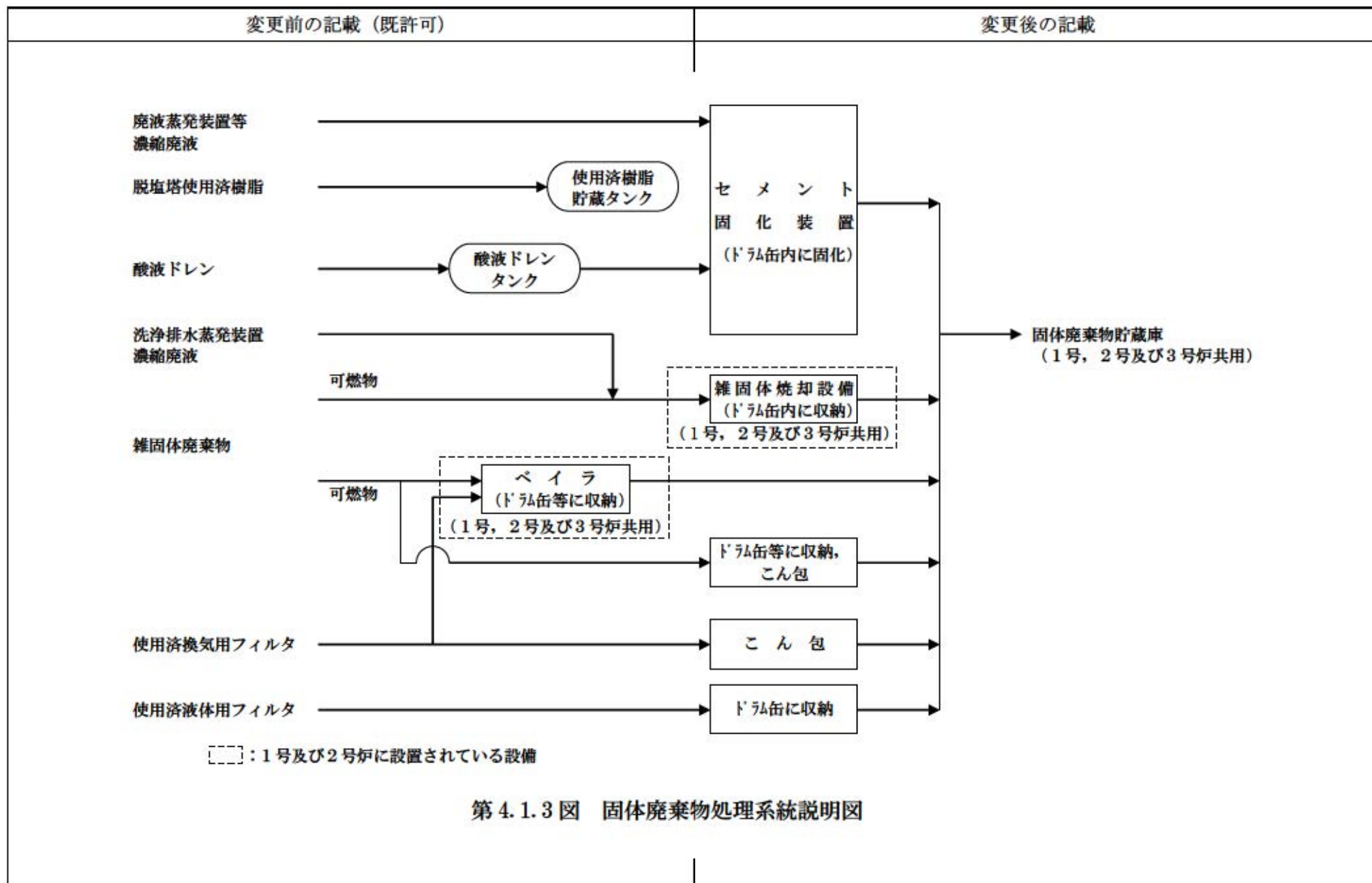
変更前の記載 (既許可)		変更後の記載	
容 量	約 6 m <sup>3</sup>	容 量	約 6 m <sup>3</sup>
材 料	ステンレス鋼	材 料	ステンレス鋼
(18) 洗浄排水濃縮廃液移送容器 (1号, 2号及び3号炉共用, <u>既設</u> )		(15) 洗浄排水濃縮廃液移送容器 (1号, 2号及び3号炉共用 <u>      </u> )	
基 数	1	基 数	1
容 量	約 1 m <sup>3</sup>	容 量	約 1 m <sup>3</sup>
本体材料	ステンレス鋼	本体材料	ステンレス鋼
(19) 酸液ドレンタンク		(16) 酸液ドレンタンク	
基 数	1	基 数	1
容 量	約 1 m <sup>3</sup>	容 量	約 1 m <sup>3</sup>
材 料	ステンレス鋼	材 料	ステンレス鋼
<u>第 10.3.1 表</u> 固体廃棄物処理設備の主要仕様		<u>第 7.3.1 表</u> 固体廃棄物処理設備の主要仕様	
(1)～(6) 省略		(1)～(6) 省略	
<u>(7) アスファルト固化装置 (1号, 2号及び3号炉共用, 既設)</u>		<u>(削除)</u>	
<u>基 数</u> <u>1</u>			

変更前の記載 (既許可)	変更後の記載
<p>添付書類九</p> <p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方</p> <p>放射性廃棄物廃棄設備の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。</p> <p>(1) 気体廃棄物としては、カバーガス（窒素）を主体とする冷却材貯蔵タンク等のベントガス及び体積制御タンクから連続脱ガスを行う場合の水素を主体とするパーガスがある。これらの気体廃棄物は、活性炭素式希ガスホールドアップ装置で放射能を十分に減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出する。</p> <p>また、換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出する。</p> <p>(2) 液体廃棄物は、蒸発装置、脱塩塔等で処理し、処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が十分低いことを確認して放出する。再使用可能なものは、1次系補給水として再使用する。また、処理の際に発生する濃縮廃液は、セメント固化装置又はアスファルト固化装置に送り、固化材（セメント、アスファルト）とともに混合して固体廃棄物として取り扱う。ただし、洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は焼却し、焼却灰を固体廃棄物として取り扱う。処理後の蒸留水を環境に放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、<u>経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」(第9条)</u>に定める濃度限度を超えないようにする。</p> <p>(3) 固体廃棄物の主なものとしては、廃液蒸発装置等により濃縮された濃縮廃液の固化物、使用済フィルタ、布、紙等の雑固体並びに脱塩塔使用済樹脂がある。</p> <p>濃縮廃液等は固化材（セメント、アスファルト）と混合後、雑固体は必要に応じて圧縮又は焼却による減容等の措置を講じた後、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか、又は放射性物質が飛散しないような措置を講じて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。ただし、洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は、雑固体焼却設備で焼却処理後、焼却灰をドラム缶に詰めて固</p>	<p>添付書類九</p> <p>4. 放射性廃棄物処理</p> <p>4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方</p> <p>放射性廃棄物廃棄設備の設計及び管理に際しては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を遵守するとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。</p> <p>(1) 気体廃棄物としては、カバーガス（窒素）を主体とする冷却材貯蔵タンク等のベントガス及び体積制御タンクから連続脱ガスを行う場合の水素を主体とするパーガスがある。これらの気体廃棄物は、活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を十分に減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出する。</p> <p>また、換気空気は、微粒子フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気口から放出する。</p> <p>(2) 液体廃棄物は、蒸発装置、脱塩塔等で処理し、処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が十分低いことを確認して放出する。再使用可能なものは、1次系補給水として再使用する。また、処理の際に発生する濃縮廃液は、セメント固化装置_____に送り、固化材（セメント_____）とともに混合して固体廃棄物として取り扱う。ただし、洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は焼却し、焼却灰を固体廃棄物として取り扱う。処理後の蒸留水を環境に放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が、<u>「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(第8条)</u>に定める濃度限度を超えないようにする。</p> <p>(3) 固体廃棄物の主なものとしては、廃液蒸発装置等により濃縮された濃縮廃液の固化物、使用済フィルタ、布、紙等の雑固体並びに脱塩塔使用済樹脂がある。</p> <p>濃縮廃液等は固化材（セメント_____）と混合後、雑固体は必要に応じて圧縮又は焼却による減容等の措置を講じた後、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか、又は放射性物質が飛散しないような措置を講じて固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。ただし、洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は、雑固体焼却設備で焼却処理後、焼却灰をドラム缶に詰めて固</p>

変更前の記載 (既許可)	変更後の記載
<p>体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、セメント固化装置、雑固体焼却設備等は独立した区画内に設け、必要な箇所にはせきを設ける。</p> <p>脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。</p> <p>気体廃棄物処理系統説明図、液体廃棄物処理系統説明図及び固体廃棄物処理系統説明図を、それぞれ第 4.1.1 図、第 4.1.2 図及び第 4.1.3 図に示す。</p> <p>4.3 液体廃棄物処理</p> <p>4.3.1 液体廃棄物の発生源</p> <p>平常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、以下のものがある。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 1次冷却材抽出水</li> <li>(2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン</li> <li>(3) 格納容器機器ドレン及び補助建屋等機器ドレン</li> <li>(4) 格納容器床ドレン及び補助建屋等床ドレン</li> <li>(5) 薬品ドレン (酸液ドレンを除く。)</li> <li>(6) 洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水 (以下「洗淨排水」という。)</li> </ol> <p>(1)及び(2)の廃液については、冷却材貯蔵タンクに貯留し、ほう酸回収装置脱塩塔でイオン状の不純物を除去した後、ほう酸回収装置で溶存気体を分離し (分離された気体は気体廃棄物として処理する。), ほう酸を濃縮処理する。</p> <p>処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が十分低いことを確認した後に復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出するか、又は1次系補給水として再使用する。また、濃縮液はほう酸溶液として原則再使用する。</p> <p>(3), (4)及び(5)の廃液については、廃液貯蔵ピットに貯留し、廃液蒸発装置で蒸発処理する。蒸留水は、廃液蒸留水脱塩塔を通じて廃液蒸留水タンクに送り、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。</p> <p>(6)の廃液については、洗淨排水蒸発装置で蒸発処理するか、もしくは</p>	<p>体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。</p> <p>また、セメント固化装置、雑固体焼却設備等は独立した区画内に設け、必要な箇所にはせきを設ける。</p> <p>脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。</p> <p>気体廃棄物処理系統説明図、液体廃棄物処理系統説明図及び固体廃棄物処理系統説明図を、それぞれ第 4.1.1 図、第 4.1.2 図及び第 4.1.3 図に示す。</p> <p>4.3 液体廃棄物処理</p> <p>4.3.1 液体廃棄物の発生源</p> <p>平常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、以下のものがある。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 1次冷却材抽出水</li> <li>(2) 格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン</li> <li>(3) 格納容器機器ドレン及び補助建屋等機器ドレン</li> <li>(4) 格納容器床ドレン及び補助建屋等床ドレン</li> <li>(5) 薬品ドレン (酸液ドレンを除く。)</li> <li>(6) 洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水 (以下「洗淨排水」という。)</li> </ol> <p>(1)及び(2)の廃液については、冷却材貯蔵タンクに貯留し、ほう酸回収装置脱塩塔でイオン状の不純物を除去した後、ほう酸回収装置で溶存気体を分離し (分離された気体は気体廃棄物として処理する。), ほう酸を濃縮処理する。</p> <p>処理後の蒸留水は、放射性物質濃度が十分低いことを確認した後に復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出するか、又は1次系補給水として再使用する。また、濃縮液はほう酸溶液として原則再使用する。</p> <p>(3), (4)及び(5)の廃液については、廃液貯蔵ピットに貯留し、廃液蒸発装置で蒸発処理する。蒸留水は、廃液蒸留水脱塩塔を通じて廃液蒸留水タンクに送り、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。</p> <p>(6)の廃液については、洗淨排水蒸発装置で蒸発処理</p>

変更前の記載 (既許可)	変更後の記載
<p>は、<u>洗浄排水処理装置で溶存固形分を分離</u>し、蒸留水<u>又は透過水</u>の放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。<u>各装置</u>からの濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。</p> <p>上記のほか、酸液ドレンタンクに集められる酸液ドレンがあるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。</p> <p>4.4 固体廃棄物処理</p> <p>4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量</p> <p>平常運転時において、発生する固体廃棄物としては、廃液蒸発装置等の濃縮廃液、酸液ドレン、洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液、雑固体（使用済フィルタ、布、紙等）、脱塩塔使用済樹脂等がある。</p> <p>廃液蒸発装置等の濃縮廃液及び酸液ドレンは、固化材（セメント、<u>アスファルト</u>）とともにドラム缶内に固化する。</p> <p>洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は、可燃性雑固体廃棄物とともに雑固体焼却設備で焼却した後、焼却灰をドラム缶に詰めて貯蔵保管する。</p> <p>不燃性雑固体廃棄物は、必要に応じ圧縮による減容等の措置を講じ、ドラム缶等に詰めるか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。使用済液体用フィルタについては、必要に応じコンクリート等を内張りしたドラム缶に詰める。また、使用済換気用フィルタについては、圧縮減容してドラム缶等に詰めるか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。</p> <p>脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに長時間貯蔵するものとする。</p> <p>また、大型機材等ドラム缶等に詰めることが困難なものについては、こん包等の措置を講じる。</p> <p>上記のほか、使用済制御棒等の放射化された器機が発生することがある。これらは、使用済燃料ピットに貯蔵し、放射能の減衰を図る。</p> <p>固体廃棄物の発生量の推定に当たっては、液体廃棄物の発生量、樹脂の使用量、先行炉の実績等を考慮する。</p> <p>固体廃棄物の種類別年間推定発生量を第4.4.1表及び第4.4.2表に示</p>	<p>し、蒸留水_____の放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。<u>洗浄排水蒸発装置</u>からの濃縮廃液は固体廃棄物として処理する。</p> <p>上記のほか、酸液ドレンタンクに集められる酸液ドレンがあるが、これは中和処理した後、固体廃棄物として処理する。</p> <p>4.4 固体廃棄物処理</p> <p>4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量</p> <p>平常運転時において、発生する固体廃棄物としては、廃液蒸発装置等の濃縮廃液、酸液ドレン、洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液、雑固体（使用済フィルタ、布、紙等）、脱塩塔使用済樹脂等がある。</p> <p>廃液蒸発装置等の濃縮廃液及び酸液ドレンは、固化材（セメント_____）とともにドラム缶内に固化する。</p> <p>洗浄排水蒸発装置の濃縮廃液は、可燃性雑固体廃棄物とともに雑固体焼却設備で焼却した後、焼却灰をドラム缶に詰めて貯蔵保管する。</p> <p>不燃性雑固体廃棄物は、必要に応じ圧縮による減容等の措置を講じ、ドラム缶等に詰めるか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。使用済液体用フィルタについては、必要に応じコンクリート等を内張りしたドラム缶に詰める。また、使用済換気用フィルタについては、圧縮減容してドラム缶等に詰めるか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。</p> <p>脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに長期間貯蔵するものとする。</p> <p>また、大型機材等ドラム缶等に詰めることが困難なものについては、こん包等の措置を講じる。</p> <p>上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピットに貯蔵し、放射能の減衰を図る。</p> <p>固体廃棄物の発生量の推定に当たっては、液体廃棄物の発生量、樹脂の使用量、先行炉の実績等を考慮する。</p> <p>固体廃棄物の種類別年間推定発生量を第4.4.1表及び第4.4.2表に示</p>





第 4. 1. 3 図 固体廃棄物処理系統説明図





別添 3

泊發電所 3 号炉

技術的能力説明資料

安全施設

(第12条 安全施設)

安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち静的機器の単一系統（単一設計）でえあり、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される設備

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できない設備

単一故障を仮定した場合に所定の安全機能を達成できる設備

単一設計箇所を故障を安全上支障のない期間に除去又は修復  
(対象箇所)

- ・ アニュラス空気浄化系統ダクトの一部
- ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの一部

・ダクトもしくはフィルタユニットケーシングの修復  
・フィルタの取替

他の系統を用いて、その機能を代替できる  
(対象箇所)

- ・ 事故時に一次冷却材を採取する設備

・ 格納容器再循環サンプ水位の確認

(対象箇所)

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備

・ 当該設備に要求される安全機能に最も影響を与えると考えられる静的機器の単一故障を仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と格納容器の冷却機能が同等となるよう設計する(立上配管の2重化、逆止弁の設置)

技術的能力にかかる運用対策など（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 12 条	アニュラス空気浄化設備のダクトの一部中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの一部	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	日常点検 定期点検 損傷時の補修
		教育・訓練	保守・点検に関する教育
	事故時に一次冷却材を採取する設備	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	運用・手順に関する教育
	原子炉格納容器スプレイ設備	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—