

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	資料4
提出年月日	令和4年9月13日

泊発電所3号炉 第12条 安全施設

本資料の位置付け


- ・まとめ資料より、ヒアリングにて口頭でご説明申し上げる箇所を抜粋したものの。
- ・本資料中の[〇〇]は、当該記載の抜粋元として、まとめ資料のページ番号「12条-〇〇」を示している。

令和4年9月13日
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。

1. 適合のための基本方針 (1 / 2)

「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」第十二条（安全施設）にて、「静的機器の単一故障に関する考え方が明確化した事項」及び「追加要求事項」に対する適合のための基本方針を以下に示す。

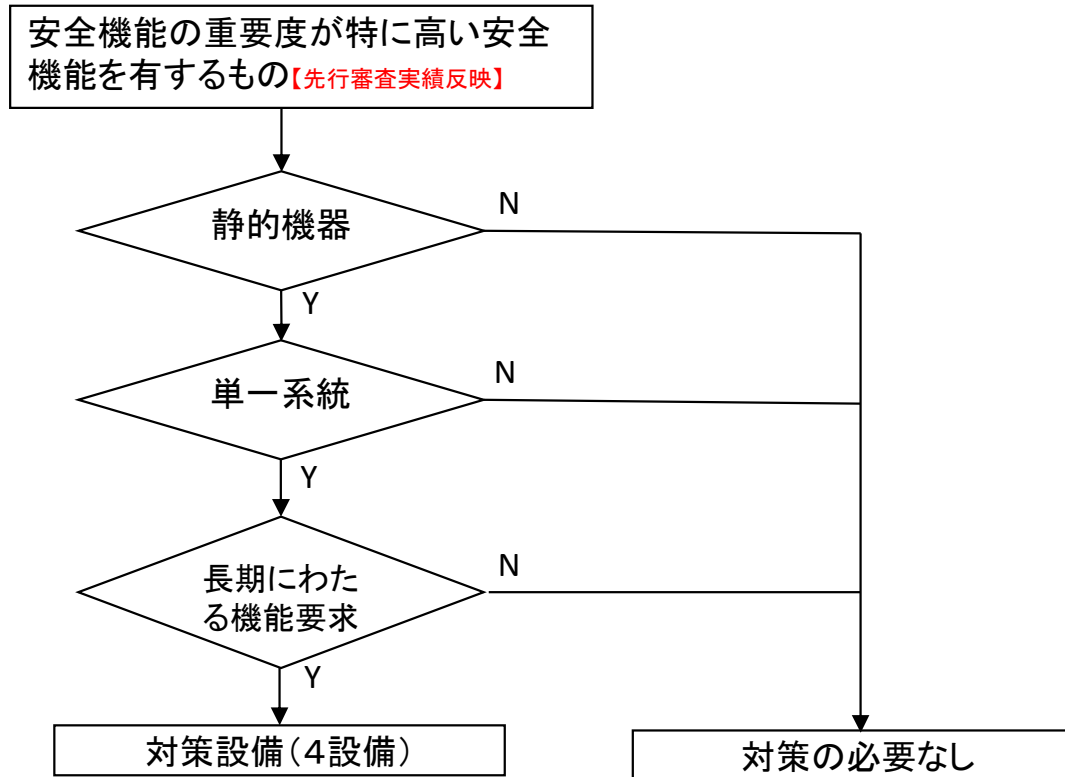
設置許可基準	適合のための基本方針
<p>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p>	<p>【静的機器の単一故障に関する考え方が明確化した事項】</p> <p>解釈にて、長期にわたって機能が要求される静的機器について単一故障の適用の考え方が明確となった。（解釈抜粋）</p> <p>4 第2項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、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を仮定しても、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が必要である。</p> <p>5 第2項について……切替がある。 また、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すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件において、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もよい。 さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。</p> <p style="text-align: center;"></p> <p>【適合のための基本方針】</p> <p>①スプレイリング（想定される静的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能を達成できる） P11～15</p> <p>②アニュラス空気浄化系統ダクトの一部（安全上支障の無い期間に修復できることが確実である） P6</p> <p>③中央制御室非常用循環フィルタユニット・ダクトの一部（安全上支障の無い期間に除去又は修復できることが確実である） P7、8</p> <p>④事故時に1次冷却材を採取する設備（試料採取設備）（他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できる） P9、10</p>

1. 適合のための基本方針 (2 / 2)

設置許可基準	適合のための基本方針
<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>【追加要求事項】</p> <p>泊において、重要安全施設の共用、相互接続するものは無い。</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>【追加要求事項】</p> <p>安全施設(重要安全施設を除く。)で、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ことを確認している。</p> <p style="text-align: right;">P16～21</p>

2. 静的機器の単一系統箇所を有する設備のうち長期間にわたり安全機能が要求される設備の抽出

- 静的機器の単一系統箇所を有する設備のうち長期間にわたり安全機能が要求される設備を以下のフローにより抽出し、対策設備(4設備)を抽出した。 [21]



抽出フロー

対策設備(4設備)

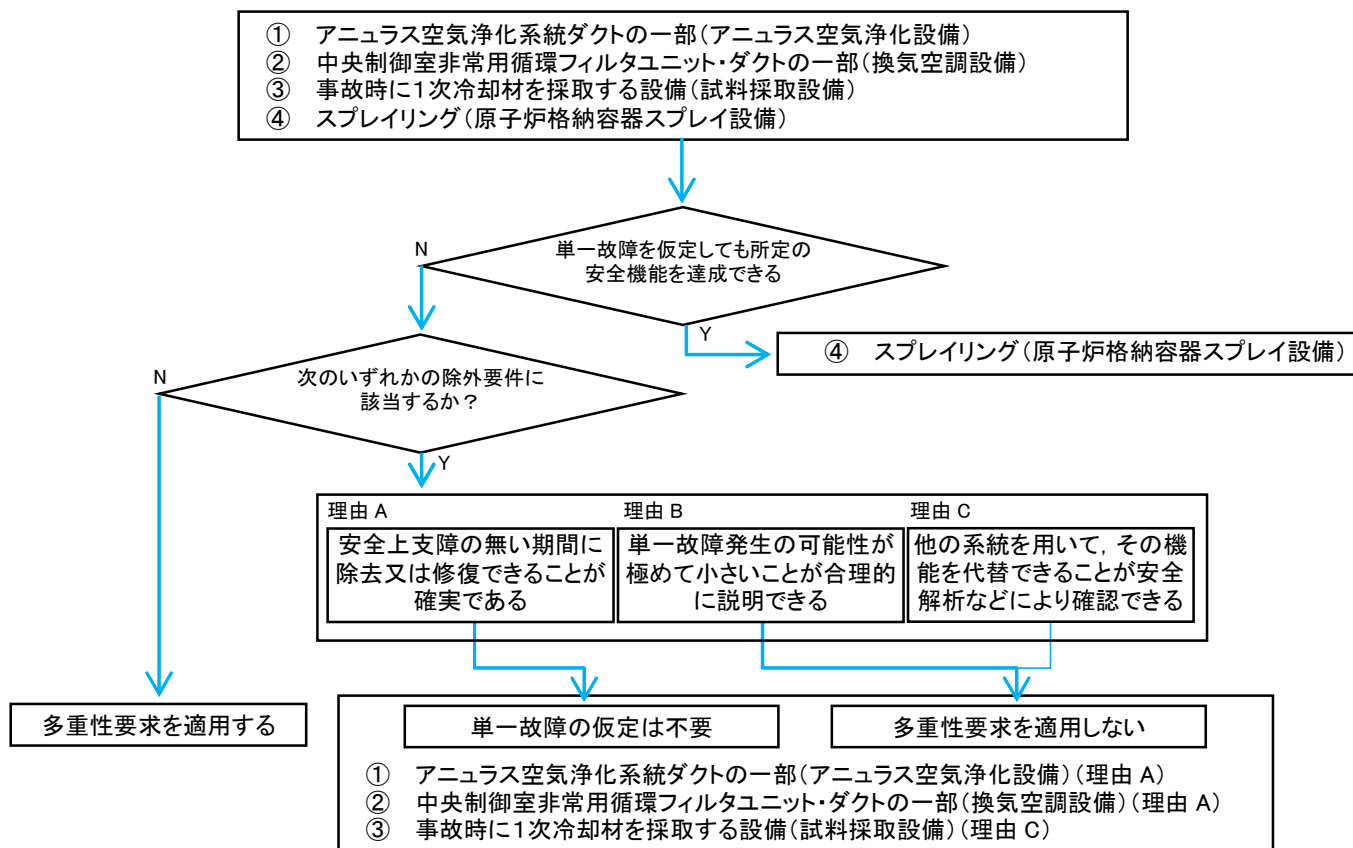
- ①アニュラス空気浄化系統ダクトの一部(アニュラス空気浄化設備)
- ②中央制御室非常用循環フィルタユニット・ダクトの一部(換気空調設備)
- ③事故時に1次冷却材を採取する設備(試料採取設備)
- ④スプレイング(原子炉格納容器スプレイング設備*)

* 格納容器スプレイング配管(立ち上がり部)については、単一故障を仮定しても安全機能達成できるように追設したため、本フローの対策設備からは除外する。

3. 対策設備に対する基準適合性の評価

- 2. で抽出した対策設備(4設備)について、以下のフローの基づき基準適合性を評価した。
- 各設備の基準適合性の詳細な評価については、4. ~8. に示す。

[21]



評価フロー

4. 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)の基準適合性

- 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)に関して、安全上支障の無い期間に単一故障を修復できるため、単一故障の仮定を不要とした基準適合性の評価を以下に示す。 [28~38]

(1) 故障の想定

最も過酷な条件を想定して、全周破断を仮定。

(2) 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。

(3) 修復作業性

- 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 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。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。

【先行審査実績反映】

(4) 被ばく影響評価

① 公衆への被ばく影響評価

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。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。**

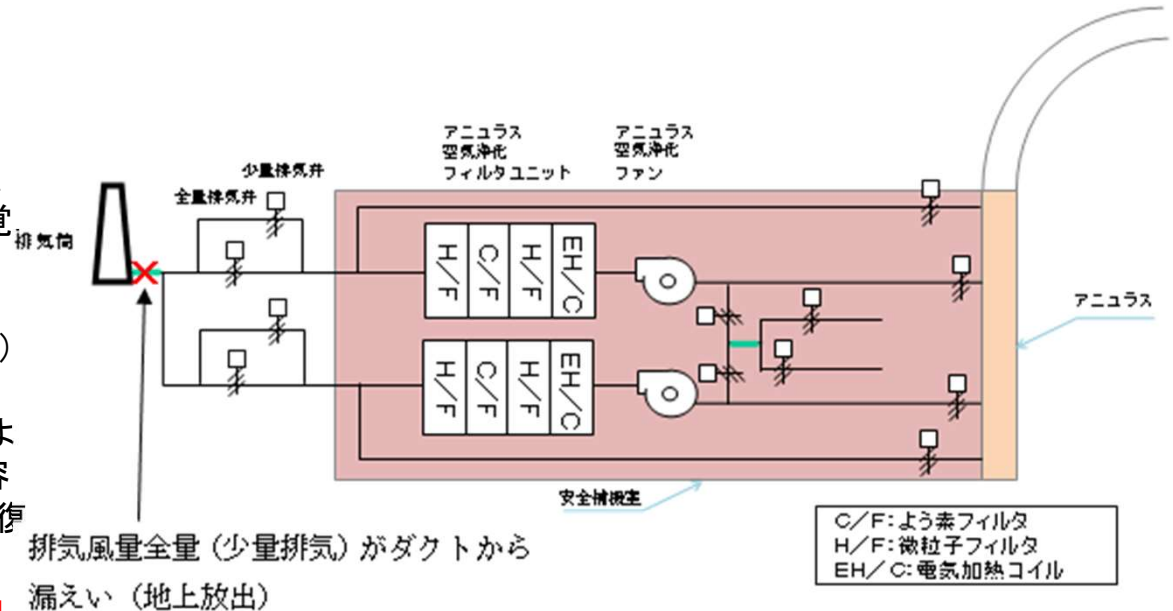
② 補修時の作業環境(被ばく)評価

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。評価結果より、アニュラス空気浄化系統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。**



(5) 検討結果

アニュラス空気浄化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。



全周破断想定箇所(アニュラス空気浄化設備)

5. 中央制御室非常用循環ダクトの一部(換気空調設備)の基準適合性

- 中央制御室非常用循環ダクトの一部(換気空調設備)に関して、安全上支障の無い期間に単一故障を修復できるため、単一故障の仮定を不要とした基準適合性の評価を以下に示す。 [28~38]

(1) 故障の想定

最も過酷な条件を想定して、全周破断を仮定。

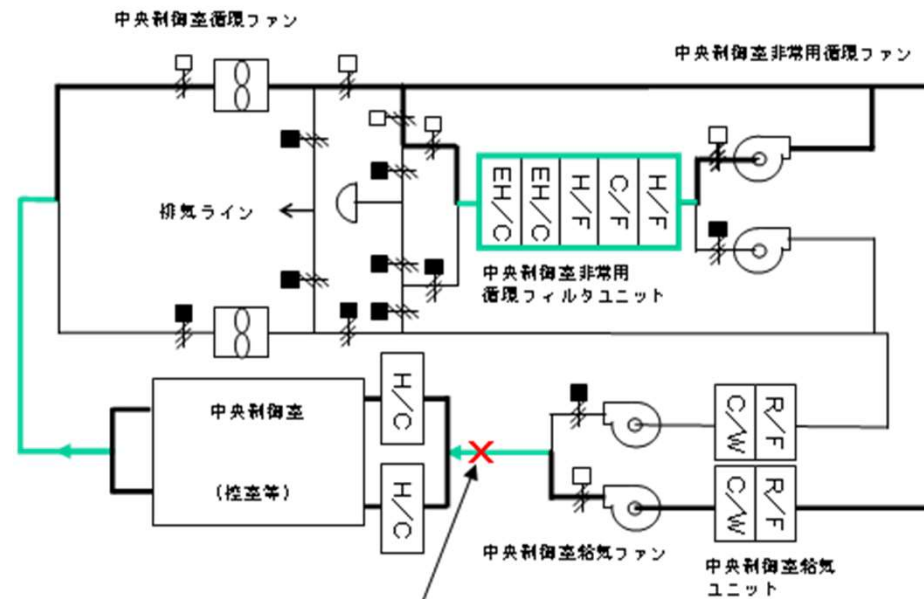
(2) 検知性

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、全周破断箇所の特特定は容易に可能。

(3) 修復作業性

- 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。故障箇所の特特定は容易であり、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。

【先行審査実績反映】



循環流量全量が漏えいし、同流量の浄化
されない空気が中央制御室に流入

全周破断想定箇所(中央制御室非常用循環系統)

(4) 被ばく影響評価

①運転員への被ばく評価

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。

②補修時の作業環境(被ばく)評価

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。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。



(5) 検討結果

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る。

6. 中央制御室非常用循環フィルタユニット(換気空調設備)の基準適合性

- 中央制御室非常用循環フィルタユニット(換気空調設備)に関して、安全上支障の無い期間に単一故障を除去できるため、単一故障の仮定を不要とした基準適合性の評価を以下に示す。 [39~43]

(1) 故障の想定

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。

(2) 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。

(3) 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。

(4) 被ばく影響評価

① 運転員への被ばく評価

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。

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に対して十分な余裕があることを確認。

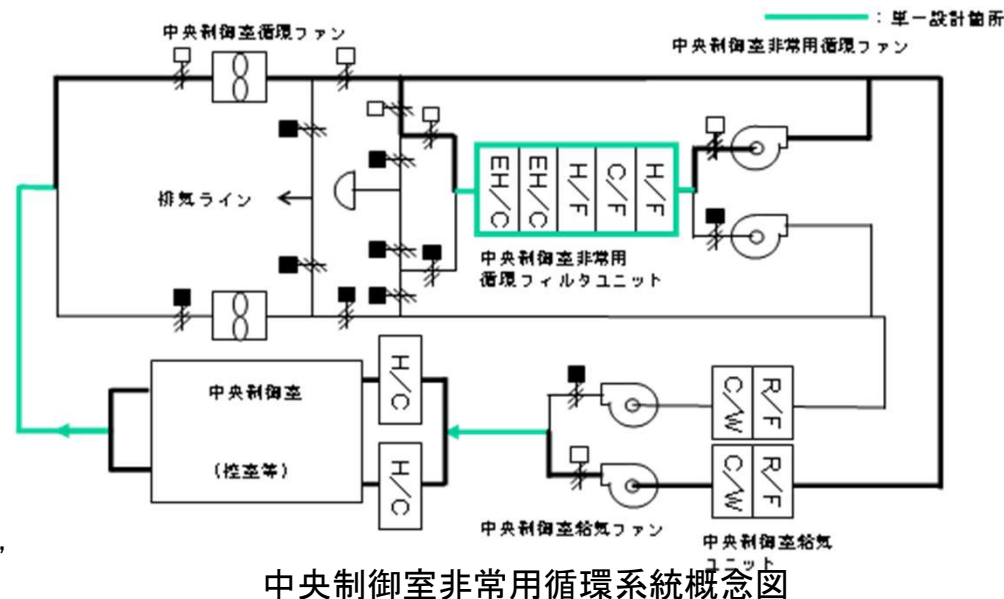
② 補修時の作業環境(被ばく)評価

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。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。



(5) 検討結果

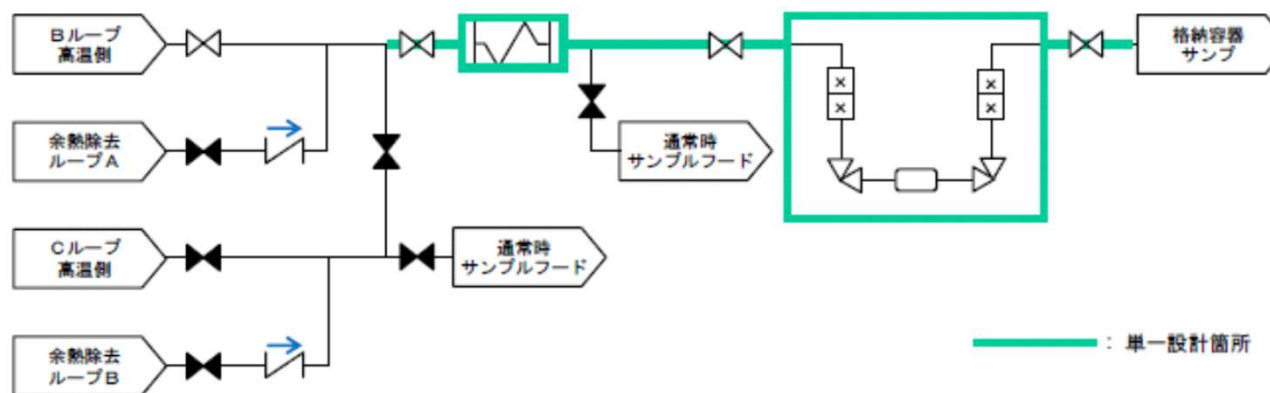
中央制御室非常用循環フィルタユニットについては、想定される最も過酷な条件下での故障を、安全上支障のない期間に除去できるため、単一故障の仮定を適用しない条件を満足していると考えられる。



7. 事故時に1次冷却材を採取する設備(試料採取設備)の基準適合性(1/2)

- 事故時に1次冷却材を採取する設備(試料採取設備)に関して、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析などにより確認できるため、多重性の要求を適用しないとした基準適合性の評価を以下に示す。

[44]



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

(1) 事故時サンプリングラインの目的

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状態であることを把握する。

(2) 事故時サンプリングラインの代替方法

1次冷却材喪失事故後24時間が経過した時点では、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、破断口からの漏れ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、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。



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。他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析などにより確認できるため、多重性の要求を適用しない条件を満足していると考えられる。

7. 事故時に1次冷却材を採取する設備(試料採取設備)の基準適合性(2/2)

(3) 代替方法によるほう素濃度の把握精度について

[45~47]

① 1次冷却材喪失事故(大破断)時の状況

- ・燃料取替用水ピットから3200ppmのほう酸水(約1475m³)が原子炉格納容器内に注入される。
- ・炉水の容量は約280 m³であり、ほう素濃度は炉心の運転時期により約2000ppm~0ppmの範囲で変動する。

② ほう素濃度の把握方法

- ・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:Am³)
- ・保守的なほう素濃度を求めるため、A m³のうち事故前の炉水280 m³(αppm)は全量が格納容器再循環サンプに溜まると仮定する。
- ・残りの水量(A-280 m³)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。
- ・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×αppm+(A-280)×3200ppm)÷A

③ 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、 $A' = A \pm (\text{水位の誤差}) \times (\text{断面積})$

ここで、 $A' = A \pm ((\text{水位計の誤差}) \times (\text{高さ})) \times (\text{断面積})$

仮に、 $A = 1210 \text{m}^3$ (再循環運転に必要なサンプ保有水量)であり、保守的に事故前の炉水280 m³が0ppmと仮定して把握精度を算出する。

(この場合、 $A' = A \pm (0.038 \times 4.8) \times (753.8) = 1210 \pm 140$ となる)

<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、

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

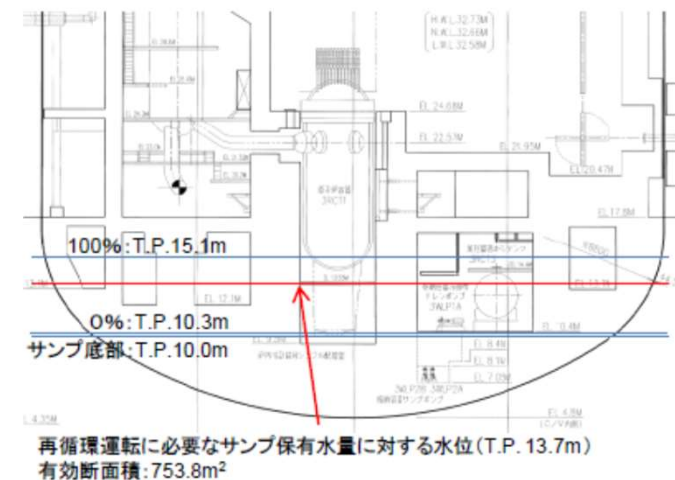
となるため、ほう素濃度の誤差は、±4.1%(±100ppm)となる。

(4) 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。



格納容器再循環サンプ水位計と水位の関係

8. スプレイング(原子炉格納容器スプレイ設備)の基準適合性(1/5)

●スプレイング(原子炉格納容器スプレイ設備)に関して、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるとした
基準適合性の評価を以下に示す。

[48~53]

[別添 1-114~131]

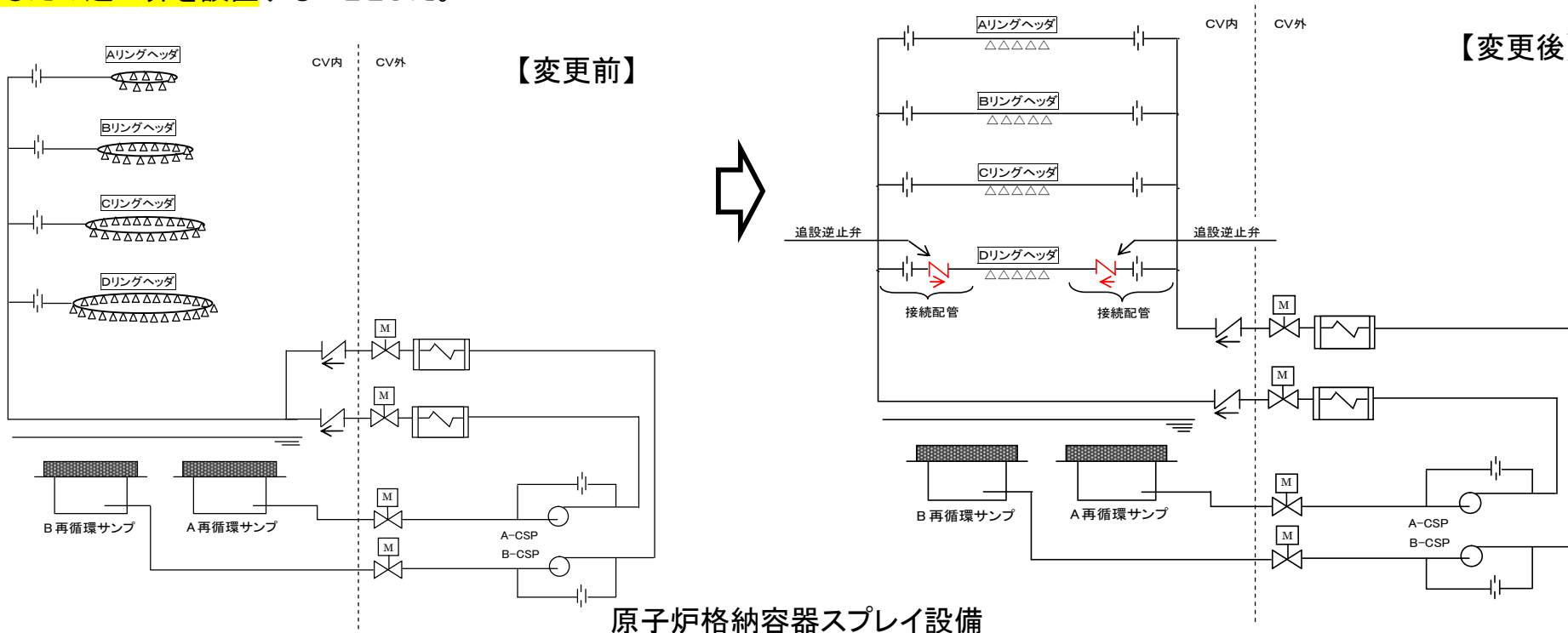
(1) 格納容器スプレイ配管(立ち上がり部)の多重化

新規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。

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。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、スプレイ水がスプレイ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格納容器スプレイ配管の多重化を図ることとした。

(2) スプレイング Dヘッドへの逆止弁設置

単一設計となるスプレイ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。



8. スプレイング(原子炉格納容器スプレイ設備)の基準適合性(2/5)

(3)スプレイ流量評価

[49~51]
[別添 1-131~135]

<全周破断の想定位置>

スプレイ流量が最も少なくなる全周破断位置は、T.P.33.9mであるため、この位置に全周破断を想定する。

<スプレイ流量評価>

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。
スプレイ流量は約364.2m³/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。

<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。

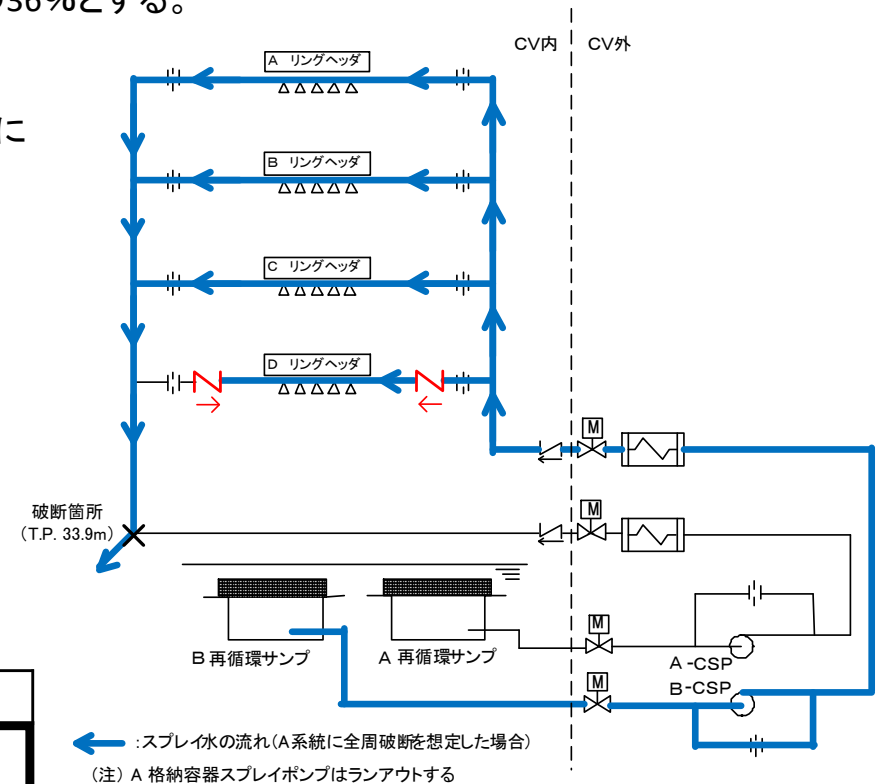
- ・原子炉格納容器 内圧評価(健全性評価)
- ・可燃性ガスの発生に関する評価
- ・環境への放射性物質の異常な放出(原子炉冷却材喪失)に関する評価

安全解析の結果が現行の安全解析と同等であることを確認した。

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。

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	約364.2m ³ /h
	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	



スプレイ立上り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)

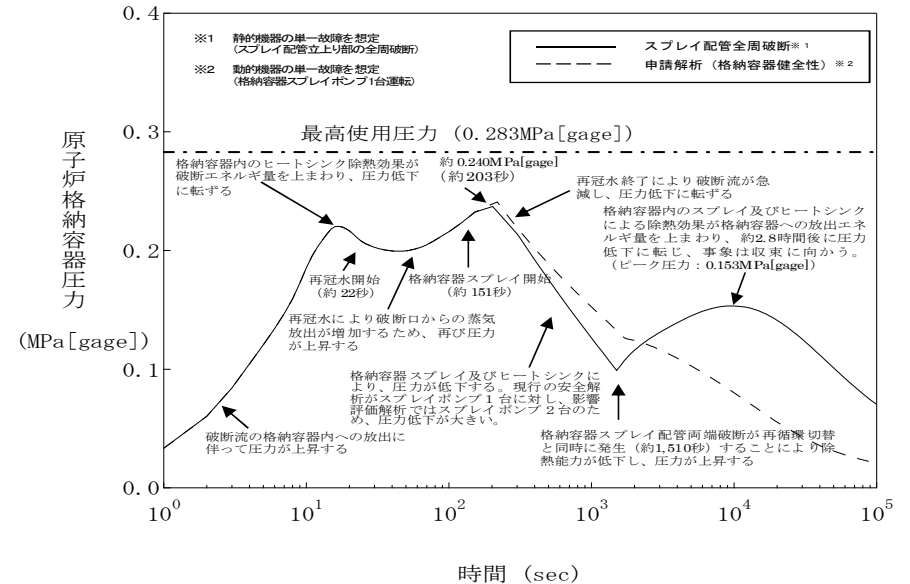
□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

8. スプレイリング(原子炉格納容器スプレイ設備)の基準適合性(3/5)

(4) 格納容器内圧評価 (健全性評価)

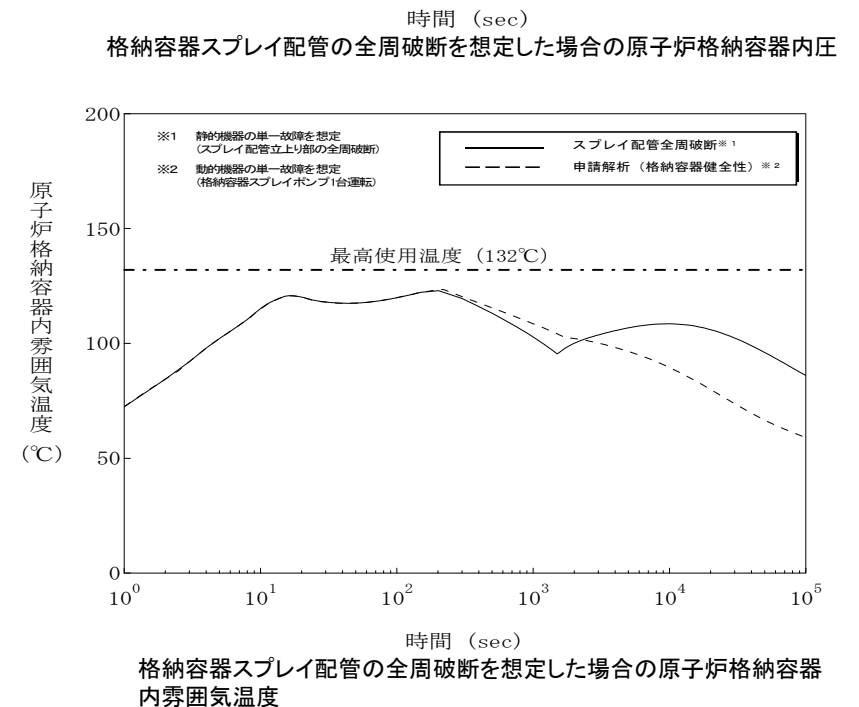
評価の結果、再循環切替以降、圧力は高めに推移するものの、
 現行の安全解析における最高圧力約0.241MPa[gage]と同程度で
 あることを確認した。

[51~52]
 [別添 1-151~159]



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	



8. スプレイリング(原子炉格納容器スプレイ設備)の基準適合性(4/5)

(5) 可燃性ガスの発生

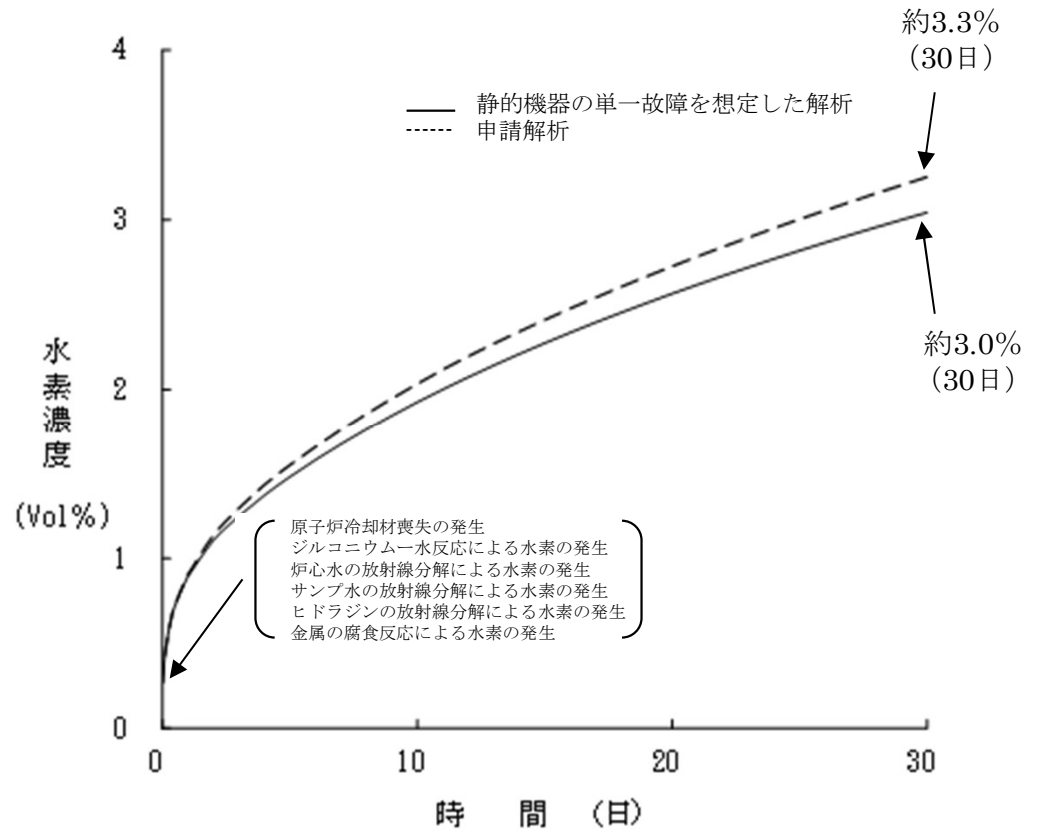
- 静的機器の単一故障を想定した解析については、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内温度を考慮して金属腐食の反応割合を求めていることから、原子炉格納容器内温度の履歴が変わることにより、現行安全解析(アルミニウム量 1700m²)に対し金属腐食反応による水素発生量が増加する。
- 一方、静的機器の単一故障を想定した解析では、金属の腐食反応のうちアルミニウム使用量をシビアアクシデント対策有効性評価と同じ条件(140m²)に見直したことから水素発生量が減少する。
- 評価の結果、原子炉格納容器内の水素濃度は、動的機器、静的機器いずれの単一故障を想定した場合においても、現行の安全解析値の約3.3%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。

[53]
[別添 1-160~167]

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
格納容器内水素濃度 (%)	約3.3	約3.0
判断基準 (%)	≤ 4	

- 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。



可燃性ガスの発生

8. スプレイング(原子炉格納容器スプレイ設備)の基準適合性(5/5)

(6)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

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。

[53]
[別添 1-168~175]

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 2.7×10^{11}	約 3.1×10^{11}
環境に放出される希ガス量(Bq) (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 6.1×10^{13}	約 7.5×10^{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	

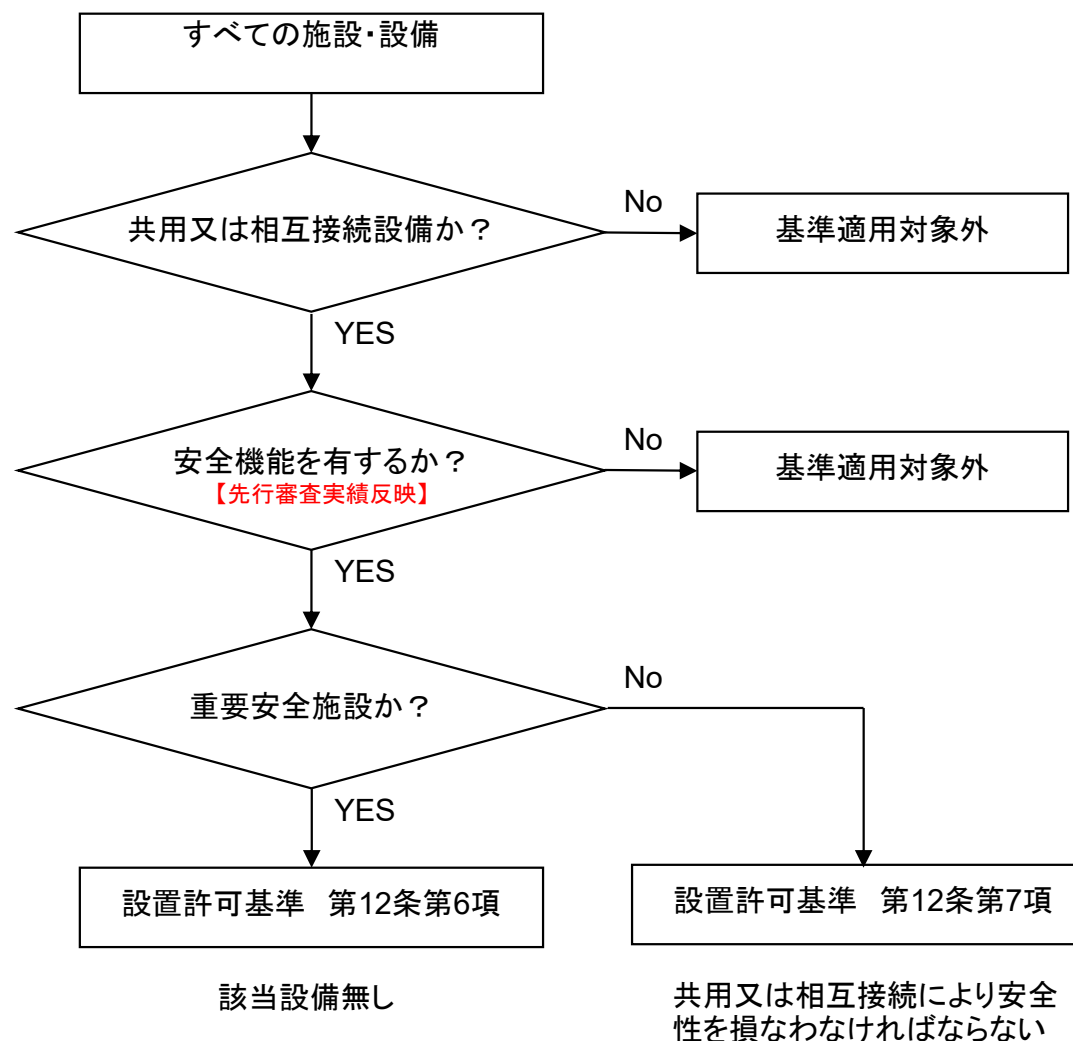
※ 実効線量には、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量(約0.086mSv)を含む。

9. 安全施設の共用・相互接続（1 / 6）

● 共用・相互接続設備の抽出方法

泊発電所3号において、1号炉又は2号炉と共用又は相互接続している設備を以下のフローに基づき抽出した。

[54]



共用・相互接続設備の抽出フロー

9. 安全施設の共用・相互接続 (2/6)

● 共用・相互接続設備の抽出結果

共用・相互接続の抽出結果は、以下のとおり。

共用・相互接続設備の抽出結果(1/2)

[55]

【先行審査実績反映】

設備名	共用・相互接続設備抽出結果	重要度分類
電気設備	<p>【共用設備】</p> <p>275kV送電線 275kV開閉所設備 66kV送電線 通信連絡設備(電力保安通信用電話設備, 加入電話設備)</p> <p>【相互接続設備】</p> <p>通信連絡設備(運転指令装置)</p>	<p>PS-3 PS-3 PS-3 MS-3</p> <p>MS-3</p>
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	<p>【共用設備】</p> <p>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)</p>	<p>PS-2 MS-3 PS-2 PS-2 PS-2 PS-3 PS-3 PS-3 PS-3 PS-2 PS-2</p>
放射性廃棄物廃棄設備	<p>【共用設備】</p> <p>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 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</p>	<p>PS-3 PS-3 PS-3 PS-3 PS-3 PS-3 PS-3 PS-3 PS-3</p>

9. 安全施設の共用・相互接続 (3 / 6)

[55, 56]
【先行審査実績反映】

共用・相互接続設備の抽出結果(2 / 2)

設備名	共用・相互接続設備抽出結果	重要度分類
放射線管理設備	【共用設備】 モニタリングポスト モニタリングステーション 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 放射能観測車 気象観測設備	MS-3 MS-3 MS-3 MS-3 MS-3
発電所補助設備	【共用設備】 2次系純水タンク【自主的変更】 【相互接続設備】 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)	PS-3 PS-3 PS-3
火災防護設備	【共用設備】 火災感知設備(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) 【相互接続設備】 消火設備(1号及び2号炉に設置) 消火設備(3号炉に設置)	MS-3 MS-3 MS-3 MS-3 MS-3 MS-3 MS-3 MS-3

9. 安全施設の共用・相互接続 (4 / 6)

● 共用・相互接続設備の基準適合性 共用・相互接続の基準適合性は、以下のとおり。

[58~59]
【先行審査実績反映】

共用・相互接続設備の基準適合性(1/3)

共用・相互接続設備名	安全重要度分類	安全性を損なわない理由
【共用設備】 275kV送電線 275kV開閉所設備 66kV送電線	PS-3 PS-3 PS-3	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。 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。
【共用設備】 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	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。
【相互接続設備】 通信連絡設備(運転指令装置)	MS-3	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。
【共用設備】 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 MS-3 PS-2 PS-2 PS-2 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。 ・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。 ・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。 ・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。

9. 安全施設の共用・相互接続 (5 / 6)

[59~60]
【先行審査実績反映】

共用・相互接続設備の基準適合性(2/3)

共用・相互接続設備名	安全重要度分類	安全性を損なわない理由
【共用設備】 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。
【共用設備】 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、各設備の仕様にあ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。
【共用設備】 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。
【共用設備】 2次系純水タンク【自主的変更】	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。

9. 安全施設の共用・相互接続 (6 / 6)

[61]
【先行審査実績反映】

共用・相互接続設備の基準適合性(3 / 3)

共用・相互接続設備名	安全重要度分類	安全性を損なわない理由
【共用設備】 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。
【相互接続設備】 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ることから、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。