

泊発電所3号機
静的機器の単一故障に係る設計について
補足説明資料

平成25年12月19日

北海道電力株式会社

1. 静的機器の単一故障にかかる対象機器の抽出結果一覧表

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 充てんライン	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 充てんライン	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/バ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. 1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 除熱去機能	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
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) 給水設備 (蒸気発生器から2次側隔離弁まで)	7. 主蒸気設備 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
	再循環サンブ設備	12. 格納容器再循環サンブ設備	—	—	(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
	再循環サンブ設備	12. 格納容器再循環サンブ設備	—	—	(単一系統なし)
格納容器内の放射し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ダクト	長期	安全上支障のない期間 に除去または回復可
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
	格納容器スプレ設備	11. 原子炉格納容器スプレ設 備	格納容器スプレ配管・スプレイリ ング	長期	所定の安全機能を確保 できる
	再循環サンブ設備	12. 格納容器再循環サンブ設備	—	—	(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 (直流コントローラ)	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
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、ダクト	長期	安全上支障のない期間 に除去または回復可
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	21. 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/バウンダリ隔離弁など	22. 原子炉格納容器/バウンダリ 隔離弁など	—	—	(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)	23. 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)	24. 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	中性子源領域中性子束 ほう酸濃度サンプリング分析 原子炉トリップ遮断器の状態	25. 事故時の原子炉の停止状態 の把握に関する設備 (同左)	事故時サンプリングライン	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	1次冷却材温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位	26. 事故時の炉心冷却状態の把 握に関する設備 (同左)	—	—	(単一系統なし)
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	格納容器圧力 格納容器エレンジエリアモニタ	27. 事故時の放射能閉じ込め状 態の把握に関する設備 (同左)	—	—	(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	1次冷却材温度 (広域)、1次冷却材圧力 加圧器水位、蒸気発生器水位 (狭域、広域) 主蒸気ライン圧力、ほう酸タンク水位 燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位 格納容器再循環サンブ水位 (広域、狭域)、 補助給水ライン流量	28. 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 (同左)	—	—	(単一系統なし)

—: なし又は対象外

2 (1) . 格納容器スプレイ配管・スプレイリングに関する設計時の経緯

○ 設計の経緯

- ✓ スプレイリングについては、泊発電所3号機以前から以下の理由で1系列化されていた
 - 耐震設計上はAクラス、構造設計上は第3種機器として設計されており、十分な健全性が確保されている。
 - 配管にスプレイノズルが溶接された簡単な構造である。
 - 通常時は、常温・大気圧状態であり、事故が発生しない限り、内圧・温度による応力の発生はなく、また、運転期間を通じて全くといって良い程過渡変化はほとんどなく、材料疲労は考えられない。
 - 格納容器頂部近くにあり、流体のジェット等の影響はうけにくい。
- ✓ スプレイ配管については、スプレイリングと同等にその健全性が十分に確保されており、事故時に所定の機能を果たすよう設計できるので1系列化した。

○ 安全設計審査指針「指針9. 信頼性に関する設計上の考慮」への適合性

- ✓ 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※=約11m³/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
- ✓ 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。

※ 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11m³/h)の漏えいを想定した。

2 (2) . 格納容器スプレイ配管・スプレイリングの不具合に関する国内外の事例

国内事例：NUCIAにて格納容器スプレイ配管に関する不適合事例のうち、損傷・閉塞に関するものを検索したが、抽出されず ⇒ 国内に損傷事例はない

海外事例：米国NRCなど、公開されている格納容器スプレイ配管に関する不具合事例のうち、損傷・閉塞に関するものは以下の通り。泊発電所の品質管理、運転管理から同様の事象は考えられない。

発電所	発生日	事象の概要	泊3号機での状況
Palisades	1991/05/07	溶接不良(多数の空孔)を起点としたリークが発見された	当該配管は建設時に100%RT、耐圧試験を実施しており、溶接不良がないことは確認されている。
Palo Verde 3	2007/04/21	スプレイリングを充水しすぎてほう酸水がスプレイリングに残り、スプレイノズルでほう酸が析出しスプレイノズルが閉塞(各ヘッダー1つ)	スプレイリングを充水するような操作は行っておらず、スプレイノズルが閉塞する位置まで充水する可能性はない。 建設時に通気試験を実施したほか、今回も通気試験を実施し閉塞が無いことを確認している。
Palo Verde 3	2010/10/13	スプレイリングを充水しすぎてほう酸水がスプレイリングに残り、スプレイノズルでほう酸が析出しスプレイノズルが閉塞(合計7つ)	

不具合モード

状況

スプレイ配管のき裂

当該配管はクラス2配管として設計されており、信頼性は高く、工認における強度計算、耐震評価上も十分な裕度があり、設計基準事故での損傷は考えられない。

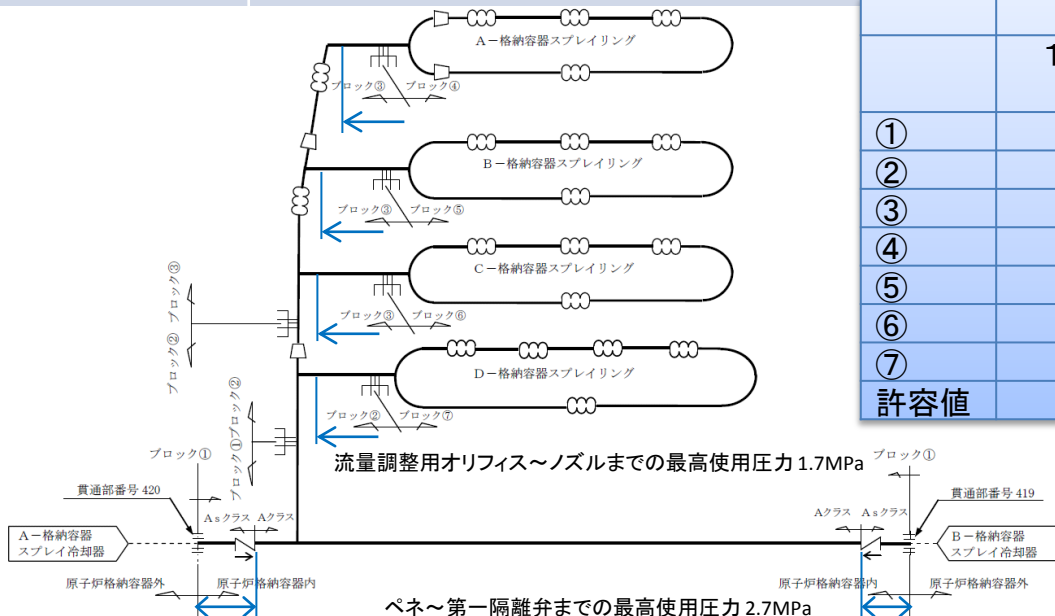
既建設工事認可申請書においては、当該配管について7つのブロックに分割し、3次元はりモデルにより以下の要領で応力評価を行っている。

強度計算： 設計条件(最高使用圧力(2.3MPa)、最高使用温度(150°C))における1次応力が最高使用温度におけるS(最高使用温度における許容引張応力)の1.5倍、供用状態A,Bにおける1次応力+2次応力がSa(許容応力)を超えないこと。

耐震計算： 許容応力状態III_ASの内圧・自重及びS1地震による1次応力がSy(設計降伏点)、S1地震による1次応力+2次応力がSy(設計降伏点)の2倍を超えないこと。

表 工認の強度・耐震評価

	強度		耐震	
	1次応力 (MPa)	1次+2次応力 (MPa)	1次応力 (MPa)	1次+2次応力 (MPa)
①	40	111	53	51
②	35	286	59	60
③	46	177	73	88
④	31	67	69	96
⑤	48	87	69	87
⑥	34	85	73	106
⑦	40	90	72	114
許容値	172	307	155	310



2 (3) . 格納容器スプレイ配管・スプレイリング不具合の可能性について (2 / 4)

不具合モード

状況

スプレイ配管のき裂

当該配管についてSs地震動での確認を行ったところ、十分な裕度を有しており、設計基準事故での損傷は考えられない。

<評価内容>

既建設工事認可申請と同様に、当該配管について7つのブロックに分割し、3次元はりモデルにより、許容応力状態IV_ASの内圧・自重及びSs地震による1次応力がSu(設計引張強さ)の0.9倍を、Ss地震による1次応力+2次応力がSy(設計降伏点)の2倍を超えないことを評価した。

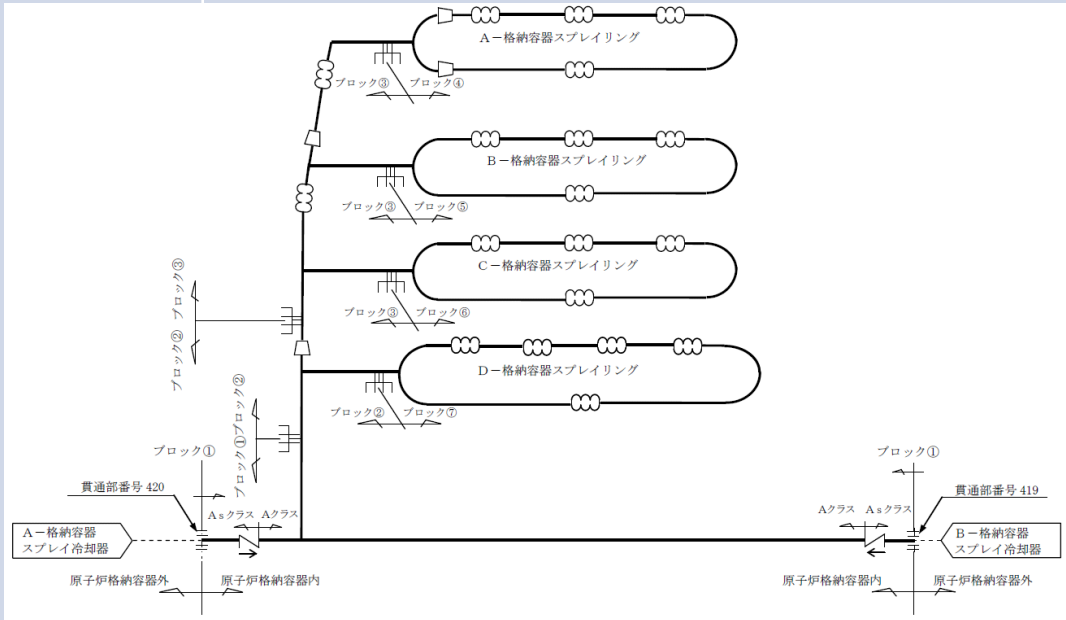


表 耐震評価(Ss地震に対する評価)

	1次応力 (MPa)	1次+2次応力 (MPa)
①	115	175
②	109	165
③	135	230
④	88	142
⑤	73	106
⑥	89	139
⑦	79	128
許容値	379	310

不具合モード

状況

スプレイ配管
のき裂

長期的な配管の破損の可能性を評価するため、十分応力が低い状態にあるため応力的に破損する可能性がない「破損を想定しなくても良い応力制限」以下となるか否かについて評価を行った。破損を想定しなくても良い応力制限については、米国NRCのSRP BTP3-4※¹に規定があり、この考えを参考とし、同様の評価を規定している原子力規制委員会「原子力発電所の内部溢水評価ガイド 附属書A」に基づいて評価を行った。

当該配管はプラントの通常運転時における運転温度が95℃以下、1.9MPa以下※²であり低エネルギー配管であるため、低エネルギー配管の貫通き裂考慮の要否を上記附属書Aに記載の判断基準に基づき評価したところ、配管の応力は判定値以下となり、長期的にも破損、貫通き裂は想定されない結果となった。

<再循環移行時の条件>

CV内雰囲気温度	スプレイ水温度
102℃	58℃

<貫通き裂考慮の要否判定>

強度 (MPa)	耐震 (MPa)	合計応力 (MPa)	判定値 (0.4Sa) (MPa)
116	13	129	138

※1 Standard Review Plan Branch Technical Position 3-4 「Postulated rupture locations in fluid system piping inside and outside containment」。配管系の想定破損と位置についての規定であり、原子力規制委員会の「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド 附属書A」においてもこれらと同様の規定がある。

※2 <「原子力発電所の内部溢水評価ガイド」より>

プラントの通常運転時に次の状態にある、呼び径25A(1B)を超える配管 a. 運転温度が95℃以下で、かつ b. 運転圧力が1.9MPa[gauge] 以下の配管。ただし、静水頭圧の配管は除く。また、高エネルギー配管であっても高エネルギー状態にある運転期間が短時間である場合は、低エネルギー配管とすることができる。

(注記)

高エネルギー状態にある運転期間が短時間である系統の配管とは、高エネルギー配管として運転している時間の割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ、低エネルギー配管とすることができる。このような例としては、余熱除去系統配管が低エネルギーの系統として分類される。

不具合モード	状況												
スプレイ配管のき裂	<p>その他のモードについても、以下の通り、発生の懸念は極めて小さい。</p> <table border="1" data-bbox="181 344 1854 762"> <thead> <tr> <th data-bbox="181 344 600 391">損傷モード</th> <th data-bbox="600 344 1854 391">発生可能性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="181 391 600 479">脆性割れ</td> <td data-bbox="600 391 1854 479">通常運転中の温度は常温であり、また、応力が付加されることも無く、懸念は無い</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 479 600 522">延性割れ</td> <td data-bbox="600 479 1854 522">通常運転中に応力が負荷されることは無く、懸念は無い</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 522 600 611">疲労割れ (熱疲労)</td> <td data-bbox="600 522 1854 611">通常運転中の温度は常温であり、懸念は無い</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 611 600 699">疲労割れ (流体振動、機械振動)</td> <td data-bbox="600 611 1854 699">励振源(ポンプ)の影響範囲外であるとともに通常運転中は流れがなく懸念は無い。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="181 699 600 762">応力腐食割れ</td> <td data-bbox="600 699 1854 762">通常運転中は常温であり、応力腐食割れが発生する環境にはない</td> </tr> </tbody> </table>	損傷モード	発生可能性	脆性割れ	通常運転中の温度は常温であり、また、応力が付加されることも無く、懸念は無い	延性割れ	通常運転中に応力が負荷されることは無く、懸念は無い	疲労割れ (熱疲労)	通常運転中の温度は常温であり、懸念は無い	疲労割れ (流体振動、機械振動)	励振源(ポンプ)の影響範囲外であるとともに通常運転中は流れがなく懸念は無い。	応力腐食割れ	通常運転中は常温であり、応力腐食割れが発生する環境にはない
損傷モード	発生可能性												
脆性割れ	通常運転中の温度は常温であり、また、応力が付加されることも無く、懸念は無い												
延性割れ	通常運転中に応力が負荷されることは無く、懸念は無い												
疲労割れ (熱疲労)	通常運転中の温度は常温であり、懸念は無い												
疲労割れ (流体振動、機械振動)	励振源(ポンプ)の影響範囲外であるとともに通常運転中は流れがなく懸念は無い。												
応力腐食割れ	通常運転中は常温であり、応力腐食割れが発生する環境にはない												
ノズルの閉塞	<p>サンプスクリーン(メッシュ1.59mm)を通過したデブリは、ノズル(10mm)で閉塞することはない。米国プラントのように、スプレイリングに充水するようなことは無いため、ほう酸の析出による閉塞の可能性は無く、国内プラントでも閉塞の実績は無い</p> <p>当該系統関連設備の点検作業時においては、厳重な異物管理を徹底しており、異物が残ることがない。</p>												

2 (4) . 格納容器スプレイ配管・スプレイリングの単一故障の可能性について

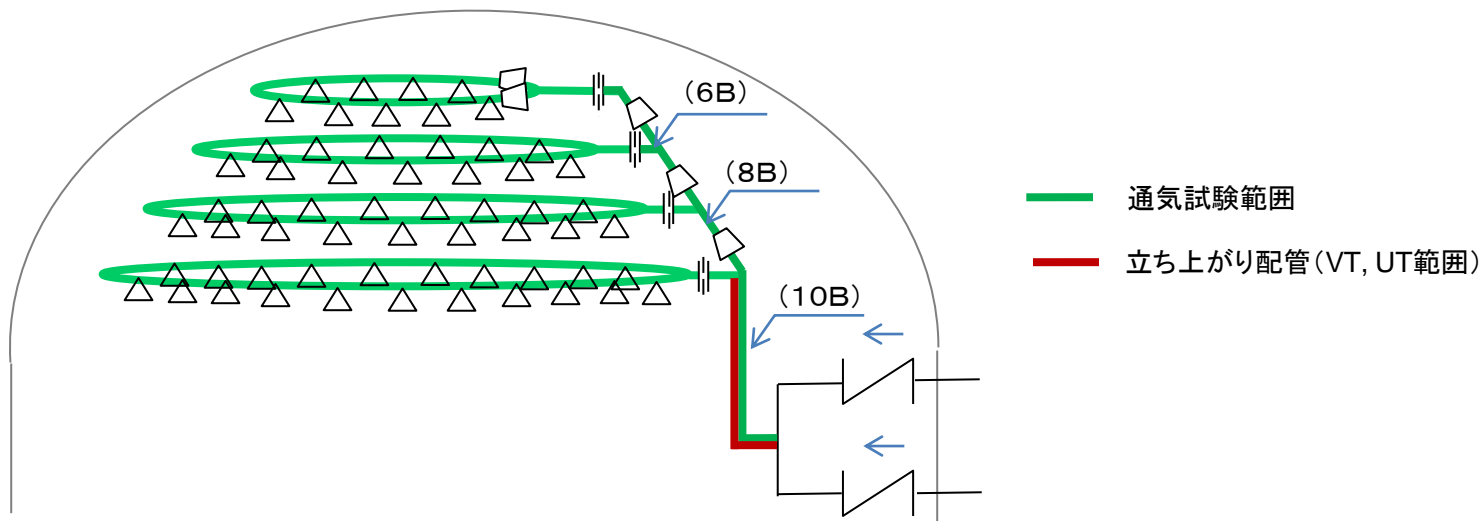
故障モード	通常運転中	事故時
脆性割れ	通常運転中の温度は常温であり、また、応力が付加されることも無く、懸念は無い	脆性割れを発生させるような低温流体は流れないため、事故時も発生への恐れはない
延性割れ	通常運転中に応力が負荷されることは無く、懸念は無い	事故時も過大な応力が加わることはない(工認計算など)。したがって、延性割れが発生することはない
疲労割れ (熱疲労)	通常運転中の温度は常温であり、懸念は無い	事故時も当該配管に熱ゆらぎが発生したり、繰返しの温度変化が発生することはないので、熱疲労は発生しない
疲労割れ (流体振動、機械振動)	励振源(ポンプ)の影響範囲外であるとともに通常運転中は流れがなく懸念は無い。	配管はサポートで固定されており、事故時も振動が発生するほどの流体の流れはない。
応力腐食割れ	通常運転中は常温であり、応力腐食割れが発生する環境にはない	事故時は高温状態となることが考えられるが、100℃以下の3000ppm程度のほう酸水環境下では応力腐食割れは発生しない
全面腐食	通常運転中の温度は常温であり、腐食環境にさらされることも無いため、懸念は無い	事故時に通水されるほう酸水ではSUS304に全面腐食は発生しない
デブリの閉塞	(デブリの発生はない)	CV内で発生したデブリのうち系統に混入する再循環サンプスクリーン(1.59mmメッシュ)を通過したものは、系内では閉塞することはない
ほう酸の析出による閉塞	当該ラインには通常時ほう酸水が混入しないことから、ほう酸の析出することはない。	事故時にほう酸が濃縮し系内に析出することは考えにくくこれにより閉塞することはない
異物の閉塞	当該系統の保全作業については、厳重な異物管理を行っており、異物による閉塞は考えられない。同様の異物管理を行っている国内においても、当該系統の異物によるトラブルは報告されていない。	(同左)

スプレイ配管は建設時に非破壊検査により健全性を確認されており、通常運転中は使用環境を考慮すると損傷の可能性はない。また、事故時においても、事故発生前に健全な状況であれば割れが進展することは考えられない。閉塞についても、デブリが閉塞する可能性はなく、ほう酸の析出、異物の閉塞も考えられない。

以上のように、不具合発生の可能性は極めて小さく、微小き裂、ノズル1つの閉塞などの不具合も考えがたい

2 (5) . 格納容器スプレイ配管・スプレイリングの点検

以上のように、不具合発生の可能性は極めて小さいが、単一設計箇所については、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とを受け、今後格納容器スプレイ配管・スプレイリングについて以下のとおり保全を実施していくこととしたい。



系統	機器	点検内容		
		建設時	今回	今後
CVスプレイ系統	配管・ノズル	通気試験	通気試験	通気試験 [10定検毎※]
	配管	非破壊検査 (溶接部RT) 耐圧検査	非破壊検査 (立ち上がり配管 VT, 溶接部UT)	非破壊検査 (立ち上がり配管 VT, 溶接部UT) [10定検毎※]

※ 想定外事象に対する更なる信頼性の向上のため、継続的にこれらの点検を実施することとしたい

2 (6) . 点検結果 (1 / 2 通気試験)

仮設のコンプレッサーから格納容器スプレイノズルへ通気を行い、吹き流しが揺れることを確認しノズルの詰まり等異常がないことを確認した。



格納容器スプレイノズル外観



通気確認の様子

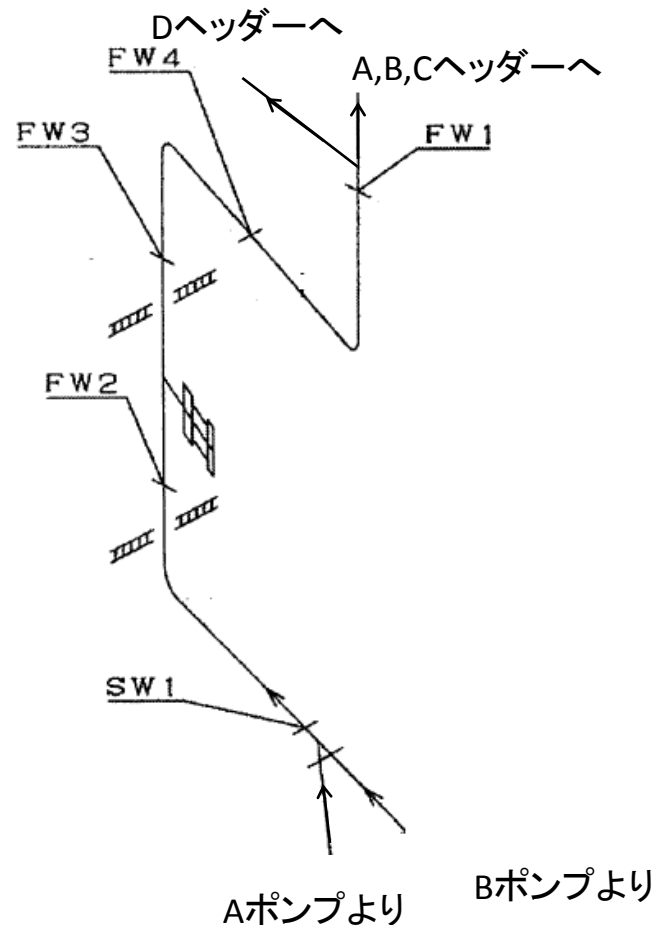


仮設コンプレッサー

2 (6) . 点検結果 (2 / 2 溶接部UT)

損傷がある場合に最も厳しい条件となる立ち上がり配管(分岐からDヘッダーへの分岐)の溶接部についてUT、同範囲についてVTを実施し、異常のないことを確認した。

なお、建設時には、当該部分を含め、スプレイ配管、スプレイリングに対して耐圧試験、溶接部にRTを実施して、健全性を確認している。



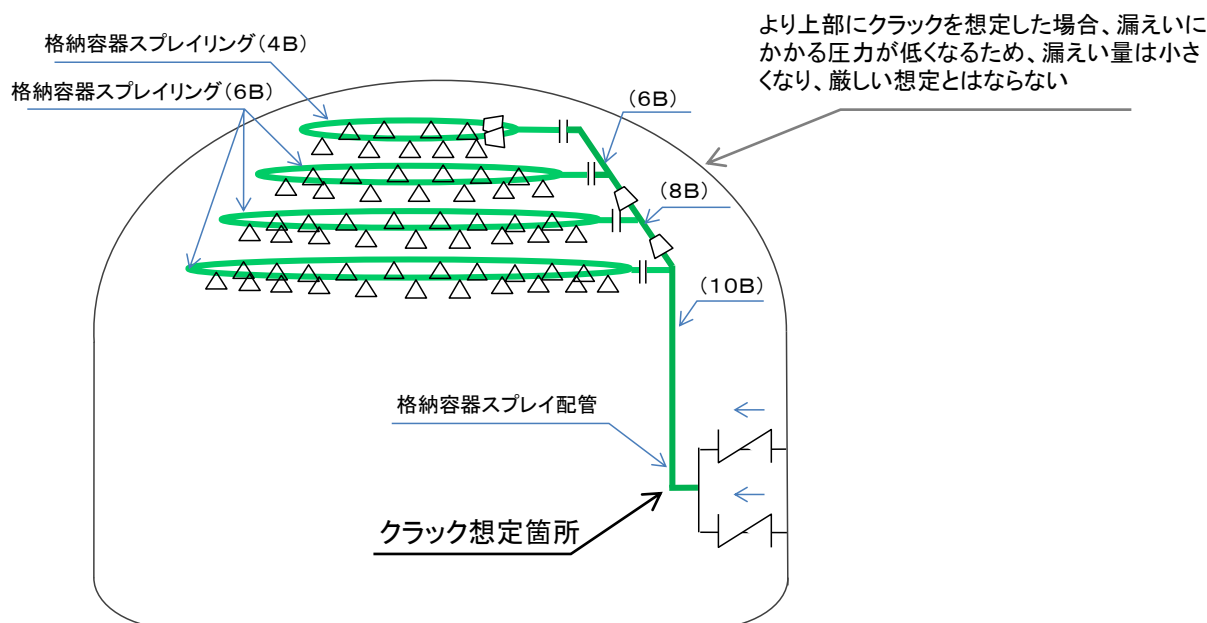
VT, UT実施範囲

2 (7) . 格納容器スプレイ配管・スプレイリングの単一故障の想定について

以上のように、不具合発生の可能性は極めて小さく、点検により健全性を確認することから、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、ここでは単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できることを示すこととした。

このため、米国NRCのSRP BTP3-4のB.C.(iii)(3)に規定のある、配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックを、最も漏えい量が多くなるA,B系統合流部において仮定し、スプレイ流量が減少することの影響を評価することとした。

なお、上記クラックを仮定することにより、一般的なき裂からのリーク、ノズル1個の閉塞による流量の損失を包含することが可能であると考えられる。



※ Standard Review Plan Branch Technical Position 3-4 「Postulated rupture locations in fluid system piping inside and outside containment」。配管破損影響評価に用いる配管系の想定破損と位置についての規定であり、原子力規制委員会「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」でも引用されている。

なお、本配管は使用条件を考慮すると、米国NRCのBTPの考えを参考にしている内部溢水影響評価ガイドに従い評価しても1/4Dtクラックを想定しなくてよい使用環境である。

3. 格納容器スプレイ系統における単一故障の影響について

格納容器スプレイ系統について、単一の故障を仮定しても所定の安全機能である「格納容器の冷却機能」（事故後に想定される最大エネルギー放出によって生じる原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させる機能）を達成できることを、原子炉格納容器内圧評価とともに示す。

(1) 概要

格納容器スプレイ系統の系統概要を図1に示す。本図に示すとおり、当該系統は格納容器内での配管及びスプレイリングが単一設計となっている。

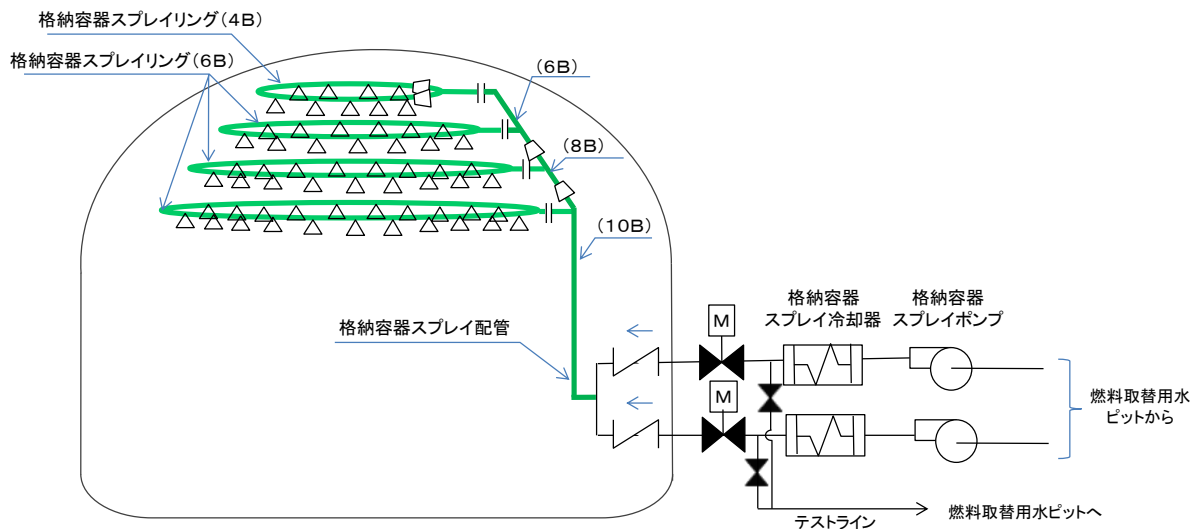


図1 格納容器スプレイ系統概要図

(2) 単一設計箇所想定される故障

格納容器スプレイ系統に想定される単一の故障として漏えいが考えられる。単一の故障として漏えいを想定した場合、漏えい量が多い方が、安全機能への影響も大きくなることからスプレイ立ち上がり配管からの漏えいを想定した。

また、静的機器の単一の故障を想定する時期は、事故後の24時間以降又は運転モード切替時以降であるため、再循環モード切替以降に単一の故障（漏えい：漏えい量 $100\text{m}^3/\text{h}$ ）を想定した。

漏えい量の算出根拠について、別紙に示す。

(3) 格納容器内圧評価への影響

1次冷却材喪失時において、再循環モードへの切替以降にスプレイ立ち上がり配管から100m³/hの漏えいを想定した格納容器内圧評価を実施し、評価結果を現行許認可解析で想定している格納容器スプレイ設備1系列の機能喪失時の格納容器内圧評価と比較することにより、静的機器の単一の故障想定による影響を確認した。

a. 評価条件

評価条件を表1に示す。

表1 主要評価条件の比較

項目	設計基準事故での格納容器健全性評価の解析条件	今回の影響評価の解析条件
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
原子炉出力(%)	102	同左
故障	原子炉格納容器スプレイ設備 1系列	格納容器スプレイ配管(立ち 上がり配管)の漏えい
格納容器スプレイ流量(注入 モード)(m ³ /hr)	908	1,044
格納容器スプレイ流量(再循 環モード)(m ³ /hr)	908	944 (漏えい量100m ³ /hrを考慮)
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 チニドの崩壊熱を考慮した曲線 (MOX炉心を考慮)	同左
減速材密度係数 (% Δk/k/ (g/cm ³))	36	同左
外部電源	無	同左
原子炉格納容器スプレイ開始 (秒)	151	同左
原子炉格納容器自由体積 (m ³)	65,500	同左
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	同左

b. 評価結果

評価結果を表2及び図2に示す。影響評価の結果、格納容器スプレイ系統について、要求される安全機能に影響を与える単一の故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるため、格納容器スプレイ系統の一部は単一系統であるが、安全機能に影響はないと判断される。

表2 評価結果の比較

	設計基準事故(現行添付書類十記載)での評価結果	今回の影響評価結果
格納容器スプレイ流量(注入モード)(m ³ /hr)	908 (1台運転)	1,044 (2台運転)
再循環切替時刻(秒)	1,700	1,640
格納容器スプレイ流量(再循環モード)(m ³ /hr)	908 (1台運転)	944 (2台運転+漏えい考慮)
最高圧力(MPa[gage])	0.241	0.240

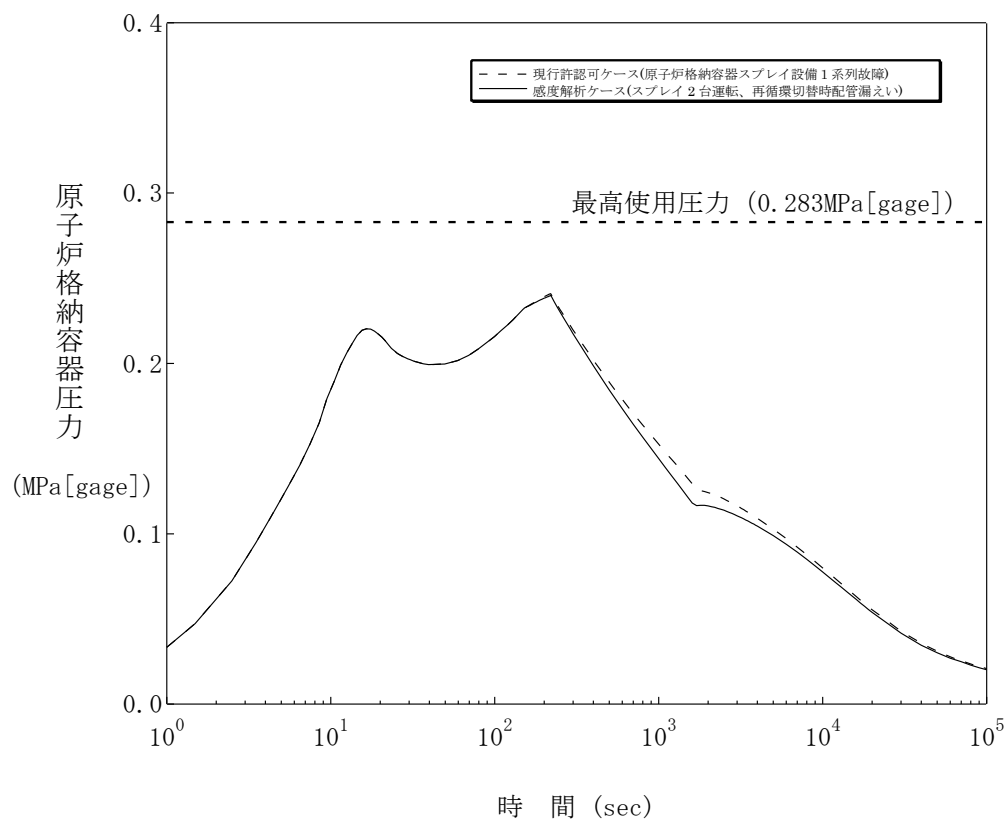


図2 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析

格納容器スプレイ配管からの漏えい量の算出について

格納容器スプレイ配管は通常時常温空気に満たされており、有意な応力は負荷されず、屋内配管である上に耐食性を有しているステンレス鋼であることから、腐食などの劣化は生じない。

事故時についても、十分な強度、耐震性を有しており、損傷は考えられない。

しかし、保守的に貫通き裂を想定し「原子力発電所の内部溢水影響ガイド」（以下「ガイド」という）に基づき漏えい量を求めた。

なお、当該配管は補足に示すとおり低エネルギー配管に該当するため、配管内径 D の $1/2$ の長さで配管肉厚 t の $1/2$ の幅を有する貫通クラックとした。

<評価式>

以下に示す評価式に基づき漏えい量を評価した。

$$Q = A \times C \times \sqrt{2 \times g \times H} \times 3600$$

Q : 流出流量 (m^3/h)

A : 断面積 (m^2)

C : 損失係数

H : 水頭 (m)

<評価結果>

水頭 (H) を最大運転圧力 1.9MPa とし、以下の通り漏えい量を求めた。

$$\begin{aligned} Q &= 502.8 \times 10^{-6} \times 0.82 \times \sqrt{2 \times 9.80665 \times 193.7} \times 3600 \\ &= 91.49 \text{m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$A = 1/4 Dt = 1/4 \times (267.4 - 2 \times 8) \times 8 \times 10^{-6} = 502.8 \times 10^{-6} \text{ (m}^2\text{)}$$

C : 損失係数 (0.82)

H : 1.9(MPa 相当) = 193.7(m)

以上から、漏えい量は約 $100\text{m}^3/\text{h}$ と評価される。

格納容器スプレイ系統のCV内配管の最高運転圧力について

格納容器スプレイ系統の静的単一故障（配管破損）を想定した場合に、格納容器スプレイ系統に最も影響を与える破損部位はCV内側逆止弁（CV隔離弁）下流であり、このうち、運転圧力（配管内圧力）が最大となる箇所は、当該範囲の最上流点であり且つ配管エレベーションが最低レベルであるCV内側逆止弁出口点となる。

CV内側逆止弁出口点の運転圧力は、CV内側逆止弁下流の配管等圧損、CV内圧、格納容器スプレイリングとの静水頭差の合計となり、以下の式で表される。

$$P_s = P_{CV} + \Delta P + \Delta H$$

ここで、 P_s : CV内側逆止弁出口点の配管内圧力 [m]

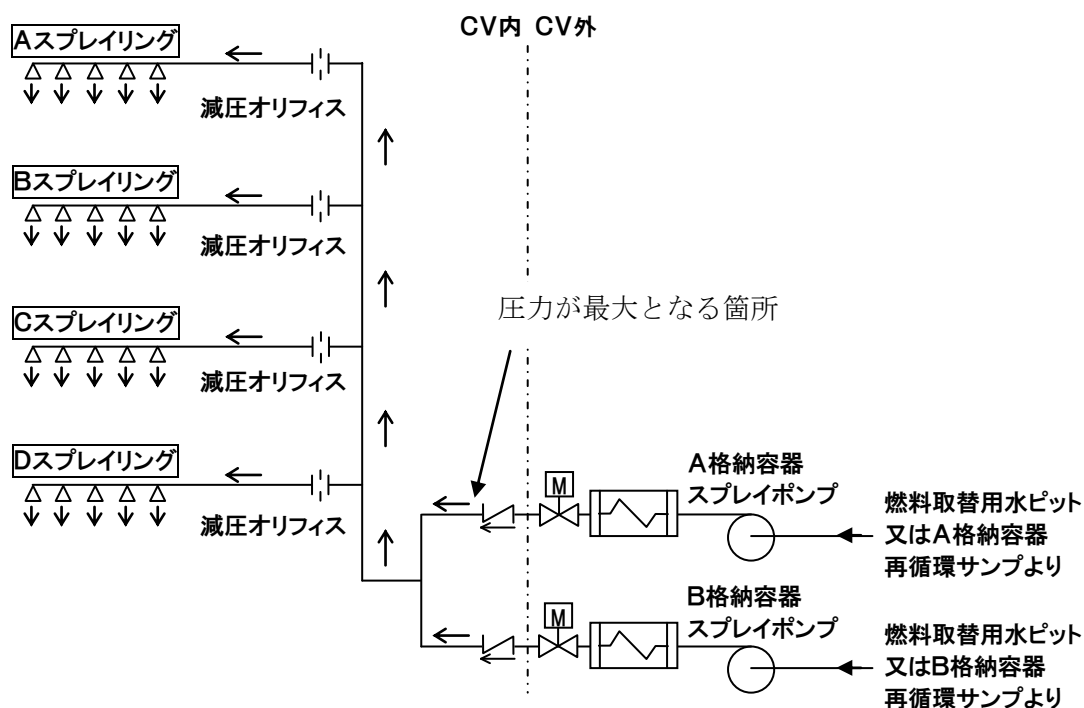
P_{CV} : CV内圧 [m]

ΔP : CV内側逆止弁からスプレイノズル放出点までの配管等圧損 [m]

ΔH : CV内側逆止弁と格納容器スプレイリングとの静水頭差 [m]

また、泊3号機は格納容器スプレイ配管をCV内の立ち上がり部から一系列化しているため、格納容器スプレイポンプ2台運転時には、格納容器スプレイポンプ2台からの流量が1系列化した格納容器スプレイ配管を介してCVスプレイされることから、上式のうちCV内側逆止弁からスプレイノズル放出点までの配管等圧損 ΔP は、格納容器スプレイポンプ2台運転によるCVスプレイ流量増加に伴い大きくなる。従って、CV内側逆止弁出口点の運転圧力は、格納容器スプレイポンプ2台運転時の方が大きくなる。

(CVスプレイ系統の概要図)



格納容器スプレイポンプ2台運転時においてCVスプレイされる合計流量は、大きめの流量となる評価で約1400m³/h（設計スプレイ流量908m³/hの約150%）であり、この状態における上式の各値を表1に示す。

表1 格納容器スプレイ系統のCV内配管（CV内側逆止弁下流）の最大運転圧力

		Aスプレイング	Bスプレイング	Cスプレイング	Dスプレイング
—	CVスプレイ流量	約130 m ³ /h	約310 m ³ /h	約440 m ³ /h	約490 m ³ /h
P _{CV}	CV内圧	約25 m			
ΔP	配管等圧損	約121 m	約123 m	約127 m	約148 m
ΔH	静水頭差	約46 m	約44 m	約40 m	約19 m
P _S	CV内配管 (逆止弁出口点) の最大運転圧力	192 m (1.88 MPa(gage))			

以上から、最大運転圧力を1.9MPa（193.7m）とした。

なお、表1に示す通り、格納容器スプレイ系統のCV内配管（CV内側逆止弁下流）の最大運転圧力は、原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（原子力規制委員会）で定められている、低エネルギー配管の判断基準（運転温度が95℃以下で、かつ運転圧力が1.9MPa(gage)以下）の範囲内となる。

運転温度については、再循環モード以降においても格納容器スプレイ冷却器での冷却により95℃以下に維持される。

4 (1) . 換気空調設備（ダクトおよびフィルタユニット）の使用環境

アニュラス空気浄化系ダクト、中央制御室非常用循環フィルタユニット、ダクトについては、内部流体及び外面の雰囲気は建屋内の空気であり、付加される圧力も微圧である。このような使用環境を考慮しても、故障の可能性は小さい

設備	材質	使用環境
アニュラス空気浄化系ダクト	炭素鋼 (塗装)	場所:原子炉建屋内 流体:空気 使用圧力:5kPa以下
中央制御室非常用循環 フィルタユニット	炭素鋼 (亜鉛メッキ、塗装)	場所:原子炉補助建屋内 流体:空気 使用圧力:5kPa以下
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 (亜鉛メッキ、塗装)	場所:原子炉補助建屋内 流体:空気 使用圧力:5kPa以下

4 (2) . 換気空調設備（ダクトおよびフィルタユニット）に関連した故障事例

過去の故障事象(ニューシア)を調査した結果、アニュラス空気浄化系ダクト、中央制御室非常用循環設備については、他の国内原子力発電所においても故障実績はなかった。

このため、国内プラント(PWR、BWR)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、以下の事象が抽出された。

機器・設備	発生日	事象・状況	原因	処置
原子炉格納容器送気ラインベローズ	2003/10/6	原子炉格納容器送気ラインベローズの漏えいを確認	応力腐食割れ (海塩粒子の付着及び結露水による)	ベローズ取替を実施
中央操作室換気空調系ダクト	2003/7/3	中央制御室換気空調系の切り替えのダンパ付近のダクトの一部に貫通穴を確認	発錆及び腐食 (構造上、雨水が侵入しやすかった)	ダクトの取替及び、外気取入口フードの取り付けを実施
格納容器排気ダクト及び補助建屋排気ダクト	2005/8/5	補助建屋・格納容器空調ダクトにおいて風量検出器圧力取出部など溶接部の割れを確認	疲労割れ (ファン運転による内圧変動に伴うダクト振動に起因)	取付板の厚肉化及びピトー管取替及びダクトに補強用部材を追加
サービス建屋内空調ダクト	2008/7/11	サービス建屋内空調ダクトの主排気筒に通じるダクトのつなぎ目から気体が漏れていることを確認。	経年劣化 (つなぎ目のゴムパッキンの経年劣化及び隙間の拡大)	ダクトのつなぎ目の補修を実施
中央制御室換気空調系外気取り入れダクト	2008/12/11	中央制御室換気空調系送風機点検後の試運転時、中央制御室換気空調系外気取り入れダクトに2箇所の腐食孔があることを確認。	腐食 (ダクト内部の結露発生及びその凝縮水による腐食)	ダクト取替えを実施
サービス建屋排気系ダクト	2009/1/29	サービス建屋内の空気を原子炉補助建屋から排出させるために設置されている屋外ダクトに腐食孔を確認。	腐食 (保温外装板の劣化に伴う雨水侵入)	腐食ダクトの取替を実施
制御棒駆動装置冷却ユニット	2009/12/2	制御棒駆動装置冷却ユニットの粗フィルタ8枚のうち2枚が破損。下流の冷却ユニットコイルに貼りつき流量低下を招いた。	フィルタ破損 (取付時の作業ミスによるフィルタエレメント破損。セパレータが紙製であったため、破損が拡大し、粗フィルタ破損に至った)	作業手順を改善した。なお、泊3号機で発生した事象であるが、格納容器外ではセパレータはアルミ製であり、破損が拡大し、粗フィルタの破損することを防止できる。
中央制御室換気用空調ダクト伸縮継手	2010/6/10	中央制御室換気用空調ダクトの伸縮継手部に2箇所の穴があることを確認。	損傷 (突起物が接触し損傷と推定)	伸縮継手部の交換を実施 (泊3号機の単一設計箇所には伸縮継手はない)
換気空調系屋外ダクト	2010/10/4	換気空調系屋外ダクトのつなぎ目から、微小な空気漏えいを確認。	(原因について記載なし)	ダクトのつなぎ目の隙間にシール材を塗布。
主排気ダクト	2011/6/7	主排気ダクトの支持脚溶接部から空気漏えいを確認。	破損 (地震により、建屋間に一時的なズレが発生したため、建屋境界部に設置された当該部に大きな応力が掛かった)	FRPシート等による応力処置後、当て板溶接、肉盛溶接を実施 (泊3号機の単一設計箇所はいずれも耐震Sクラスであり、考慮の必要なし)

4 (3) . 故障事例まとめと劣化モードの整理

前頁の故障事象のうち、泊発電所3号機の単一設計箇所に関連するものをまとめた。

機器	故障事象	当該箇所での故障発生の可能性
ダクト	雨水の浸入や結露水による腐食	当該箇所のダクトは屋内に設置されており、雨水の浸入はない。また、結露については、単一設計箇所付近には冷却コイルなど結露が発生しやすい箇所は無い。
	ダクトの継ぎ目パッキンの経年劣化	パッキンの劣化は屋外環境(雨水、紫外線)で発生しており、屋内に設置される当該箇所のダクトと環境条件が異なるパッキンの劣化は考えがたい。 (現状パッキンに劣化モードは想定されていない。)
	風量検出器圧力取出部、角ダクトの疲労	ファン運転に伴うダクト内圧変動によるダクト振動が原因で、風量検出器圧力取出部、角ダクトの損傷が生じたものである。 泊発電所3号機の同様部位は高剛性化されており、発生の可能性は極めて低い。
フィルタユニット	なし	—

以上の損傷実績からは当該箇所については、対策済みであり、不具合の可能性が極めて低いことから、劣化メカニズム整理表をもとに当該設備の経年劣化モードについて整理した。

機器	部位	材料	不具合モード
ダクト	外板、接続鋼材 補強鋼材、サポート ボルト類	炭素鋼 (メッキ、塗装)	腐食
フィルタ ユニット	外板(ケーシング) 骨組鋼材、 ボルト類	炭素鋼 (メッキ、塗装)	腐食
	微粒子フィルタ よう素フィルタ	グラスファイバー(ケーシング:炭素鋼(メッキ)、アルミ) 活性炭(ケーシング:SUS)	性能低下 (炭素鋼ケーシング腐食)

4 (4) . 換気空調設備の現状の保守管理

これらの劣化モードに対して、現状、以下の保守管理を実施しており、これにより当該系統に異常があった場合は速やかに検知することが可能であると考え

	アニュラス空気浄化系ダクト	中央制御室非常用循環系ダクト	中央制御室非常用循環フィルタユニット
現状の保守管理	<p>日常の巡視点検により、外観点検※を実施 (運転員の巡視パトロール1回/日)</p> <p>保全計画に基づいて外観点検※を定期的実施 (1回/10定検)</p> <p>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</p>		<p>保全計画に基づいて開放点検、外観点検※及び機能・性能試験を定期的実施 (1回/10定検)</p> <p>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)</p> <p>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)</p>
	<p>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)</p>		

※ 中央制御室非常用循環フィルタユニット・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ない

4 (5) . 換気空調設備（ダクト）の追加点検について

以上、使用条件、過去の損傷事例を考慮すると、当該システム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。



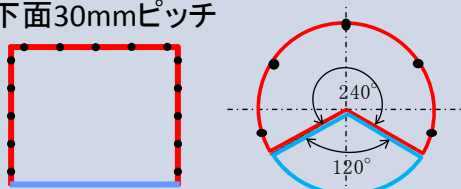


システム	点検内容	周期
アニュラス空気浄化系ダクト 中央制御室非常用循環系ダクト※1	外観点検	10定検毎
	非破壊検査(UT肉厚測定)	
	内面点検※2	

※1 中央制御室非常用循環系ダクトについては、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

4 (6) . ダクト点検結果

これまで換気空調系のダクトについては外観目視点検(一部保温の上から)だけであったが、今回は保温を外し、目視点検、超音波肉厚測定、内部目視点検を実施した。

点検方法	外観目視点検	超音波肉厚測定	内部目視点検
方法	足場により近接性を確保した上で、保温箇所については保温を外し、目視、煙により、健全性を確認	外面から超音波により肉厚測定	ダクト内部から目視で点検
点検範囲	全域	壁貫通部などアクセス不能箇所を除き全域	水平ダクトのうちアクセス可能な範囲で点検
点検結果	<p>良(塗装剥離、損傷、ボルトのゆるみなどなし)</p>  <p><中央制御室換気空調ダクトの外観目視点検></p>  <p><ダクト内通気状態で煙により漏れの無いことを確認></p>	<p>製作時の肉厚と同等の値が得られ、設計建設規格クラス4配管に規定される必要肉厚以上を確保できていることを確認した※</p> <p>※ 中央制御室非常用循環系ダクトはノンクラスであるが、クラス4配管の規定値を準用した</p> <p>アニュラス空気浄化系ダクト 2.2~2.5mm (2.3mm設計、規定値0.6mm)</p> <p>中央制御室非常用循環系ダクト 2.2~2.4mm (2.3mm設計、規定値1.0mm)</p> <p>3.1~3.2mm (3.2mm設計、規定値1.0mm)</p> <p>【測定箇所の考え方(原則)】 ダクト1スプール5断面 上面・側面5点 下面30mmピッチ</p>  <p>各断面の測定点</p>	<p>良(腐食、塗装剥離、結露跡などなし)</p>  <p><中央制御室換気空調ダクトの内面目視点検></p>  <p><中央制御室換気空調ダクトの内面目視点検></p>

4 (6) . 換気空調設備の単一故障の想定について

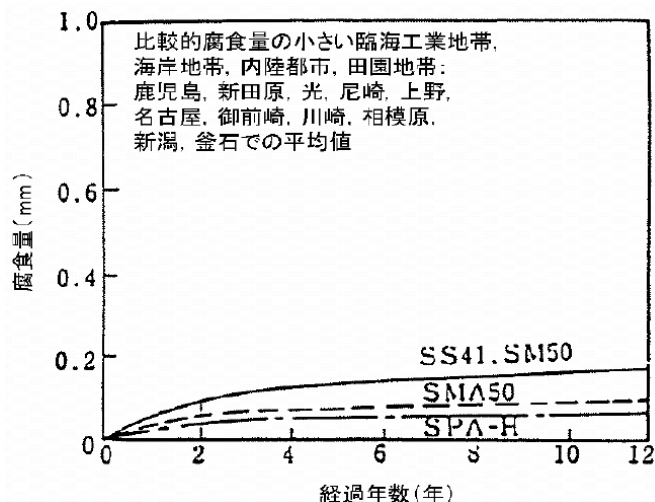
使用条件、過去の損傷事例に加え、これらの保守点検により、不具合発生の可能性はさらに非常に小さくと考えられるが、静的機器の単一設計箇所についての信頼性を確認するため、さらに単一故障を想定しても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であることを評価することとした。

ダクトについては漏えいは、万が一発生したとしても極微小な漏えいにとどまるものと考えられるが、保守的に10%流量の漏えいを考慮した影響評価を行うこととした。
なお、アニュラス空気浄化ダクト、中央制御室非常用循環系ダクトに10%流量の漏えいがある場合、いずれも等価直径で5cm以上の穴となり、流速も10m/s以上となるため、パトロールにより検知が可能である。

フィルタユニットについては、一般に差圧の上昇は緩やかであると考えられるが、保守的に突然フィルタが閉塞することを想定した影響評価を行うこととした。

4 (参考1) 炭素鋼の腐食について

換気空調設備ダクトの単一設計部位の材料(SS400、SGCC、SGHCなどの炭素鋼)の腐食特性について



わが国各地における普通鋼及び耐食性鋼の暴露試験結果
[出典:「防食技術便覧」腐食防食協会編]

○ 腐食の影響について

仮に当該ダクトに塗装剥離が生じ、60年放置したとしても、腐食量は0.3mmと微量であり、板厚は2.3mmまたは3.2mmであることから、今後1回/10定検の点検を行い、腐食の進展が無いことを確認していけば、設計建設規格クラス4ダクト(中央制御室換気空調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:中央制御室換気空調ダクト)を十分に満足すると考えられる。

○ ダクトの塗装等について

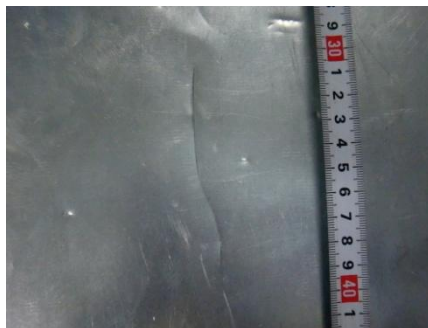
当該ダクトは内外面とも同仕様の塗装・メッキが施されており、塗装の確認や保温装着箇所については保温の状況を確認することにより間接的に結露や損傷が無いことを、日々の巡視点検や保全計画に基づく外観点検(1回/10定検)にて確認している。

腐食が発生しにくいこと、発生しても腐食速度が遅いこと、腐食が発生し放置したとしてもその影響は軽微であり、腐食による影響は考えにくい。

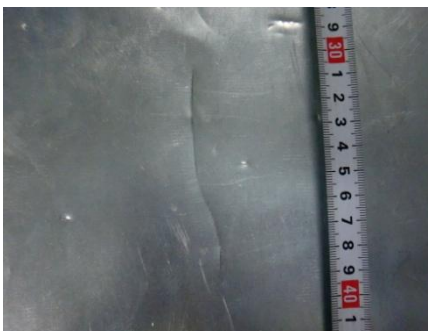
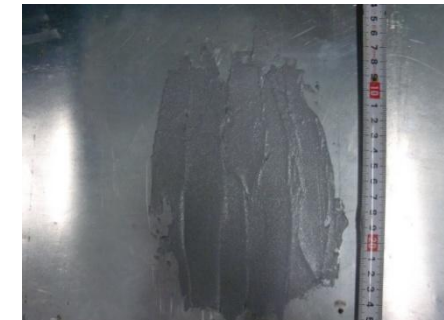
4 (参考2) 換気空調設備 (ダクト) の補修方法

アニュラス空気浄化系ダクト、中央制御室非常用循環フィルタユニット・ダクトについては局部的な腐食、ひび割れによる腐食孔を想定しているが、このような腐食孔が発生した場合、図に示す市販の金属テープやパテにより運転中に非常に短期間で補修が可能である。

○ 金属テープ



○ 補修用パテ



5. アニュラス空気浄化系及び中央制御室循環系において
 単一設計となっている箇所破損等による影響評価

(1) アニュラス排気ダクトの一部からの漏えいにおける被ばく評価

アニュラス排気ダクトの部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔が発生した場合の影響評価として、以下のとおり被ばく評価を実施した。

- ・アニュラス排気ダクトから、事後発生1日後から7日間（補修作業期間中）漏えいがあった場合における敷地境界の被ばく評価
- ・アニュラス排気ダクトから、事故発生1日後から29日間漏えいがあった場合における敷地境界の被ばく評価
- ・アニュラス排気ダクトの補修時における作業環境評価

a. アニュラス排気ダクトから、事後発生1日後から7日間（補修作業期間中）漏えいがあった場合における敷地境界の被ばく評価

(a) 評価条件

アニュラス排気ダクトに破損が発生した場合の影響評価としては、設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時において、アニュラス部からの放出が本来排気筒であるところ、ダクト補修作業期間中（事故発生1日後から7日間）、一部が地上放出される（漏えい量としては少量排気のダクト流量の10%（ファン容量の3.5%）を仮定）として敷地境界の被ばく評価を実施した。

泊発電所原子炉設置許可申請書添付書類十における設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の解析条件から変更となる条件を表5-1に示す。

(b) 評価結果

評価結果は表5-2に示すとおり、ダクト漏えい（放出放射性物質）の影響による被ばく量の増加はわずかであり、約0.13mSvからの変更はなかった。

表5-1 解析条件の比較（1/2）

項目	設計基準事故(原子炉冷却材喪失)時の解析条件	影響評価における解析条件
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	<p>「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及び相対線量</p> <p>相対濃度 (χ/Q): $4.3 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$</p> <p>相対線量 ($D/Q$): $3.1 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$</p>	<p>「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及び相対線量</p> <p>排気筒放出分は同左であり、<u>地上放出分は以下のとおり。</u></p> <p><u>相対濃度 (χ/Q)[※]:</u> $5.2 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$</p> <p><u>相対線量 ($D/Q$)[※]:</u> $4.2 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$</p>

※ 地上放出で実効放出継続時間が原子炉冷却材喪失よりも短い、蒸気発生器伝熱管破損で使用している相対濃度及び相対線量を用いた。

表 5-1 解析条件の比較 (2 / 2)

項目	設計基準事故(原子炉冷却材喪失)時の解析条件	影響評価における解析条件
アニュラス部の負圧達成前後の ・アニュラス排気風量 ・よう素フィルタのよう素除去効果	0～10分： アニュラス空気浄化設備を通じて全量排気筒放出(フィルタ効果は考慮しない) 10分～30分： アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量(全量排気)で排気筒放出(フィルタ効果を考慮する) 30分～30日： アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の35.5%(少量排気)で排気筒放出(フィルタ効果を考慮する)	0～10分： 同左 10分～30分： 同左 30分～1日： アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の35.5%(少量排気)で排気筒放出(フィルタ効果を考慮する) 1日～8日： <u>アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の35.5%(少量排気)のうち、ファン容量の32%が排気筒放出、ファン容量の3.5%がダクト漏えいによる地上放出(フィルタ効果を考慮する)</u> 8日～30日： アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の35.5%(少量排気)で排気筒放出(フィルタ効果を考慮する)

表 5-2 評価結果の比較

項目		設計基準事故(原子炉冷却材喪失)時の評価結果	影響評価結果
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)	現行評価経路(排気筒放出)	約 2.7×10^{11} Bq	約 2.6×10^{11} Bq
	ダクト損傷部からの漏えい(地上放出)	—	約 3.6×10^9 Bq
環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	現行評価経路(排気筒放出)	約 6.1×10^{13} Bq	約 5.9×10^{13} Bq
	ダクト損傷部からの漏えい(地上放出)	—	約 1.6×10^{12} Bq
実効線量	放出放射性物質による被ばく線量	約 0.13mSv (約 0.1290mSv)	約 0.13mSv (約 0.1294mSv)
	直接線+スカイシャイン線+放出放射能による被ばく線量	約 0.23mSv*	約 0.23mSv

※ 泊発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の申請値

b. アニュラス排気ダクトから、事故発生1日後から29日間漏えいがあった場合における敷地境界の被ばく評価

(a) 評価条件

アニュラス排気ダクトに破損が発生した場合の影響評価としては、設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時において、アニュラス部からの放出が本来排気筒であるところ、事故発生1日後に発生したダクト漏えい箇所の特定ができず29日間漏えいが続いた場合、一部が地上放出される（漏えい量としてはダクト流量の10%（ファン容量の3.5%）を仮定）として敷地境界の被ばく評価を実施した。

a 項の被ばく評価の解析条件（表5-1）から変更となる条件を表5-3に示す。

(b) 評価結果

評価結果は表5-4に示すとおり、ダクト漏えい（放出放射性物質）の影響による被ばく量の増加はわずかであり、約0.13mSvからの変更はなかった。

表5-3 解析条件の比較（表5-1からの変更条件）

項目	設計基準事故(原子炉冷却材喪失)時の解析条件	影響評価における解析条件
アニュラス部の負圧達成前後の ・アニュラス排気風量 ・よう素フィルタのよう素除去効果	0～10分： アニュラス空気浄化設備を通じて全量排気筒放出（フィルタ効果は考慮しない） 10分～30分： アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量（全量排気）で排気筒放出（フィルタ効果を考慮する） 30分～30日： アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の35.5%（少量排気）で排気筒放出（フィルタ効果を考慮する）	0～10分： 同左 10分～30分： 同左 30分～1日： アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の35.5%（少量排気）で排気筒放出（フィルタ効果を考慮する） 1日～30日： <u>アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の35.5%（少量排気）のうち、ファン容量の32%が排気筒放出、ファン容量の3.5%がダクト漏えいによる地上放出（フィルタ効果を考慮する）</u>

表5-4 評価結果の比較

項目		設計基準事故(原子炉冷却材喪失)時の評価結果	影響評価結果
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)	現行評価経路（排気筒）	約 2.7×10^{11} Bq	約 2.6×10^{11} Bq
	ダクト損傷部からの漏えい	—	約 6.3×10^9 Bq
環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー-0.5MeV換算)	現行評価経路（排気筒）	約 6.1×10^{13} Bq	約 5.8×10^{13} Bq
	ダクト損傷部からの漏えい	—	約 2.3×10^{12} Bq
実効線量	放出放射性物質による被ばく線量	約0.13mSv (約0.1290mSv)	約0.13mSv (約0.1298mSv)
	直接線+スカイシャイン線 +放出放射能による被ばく線量	約0.23mSv*	約0.23mSv

※ 泊発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の申請値

c. アニュラス排気ダクト補修時における作業環境評価

設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時においてアニュラス排気ダクトを補修する際、破損箇所から放出された放射性物質による環境線量率を評価した。

評価方法としてはダクト補修期間の7日間の環境線量の積算値を評価し、この値を168時間（7日間×24時間/日）で除すことで環境線量率を算出した。

(a) 評価条件

ダクト漏えい量はダクト流量の10%とし、漏えいした放射性物質が作業エリア内に均一に分布すると仮定した。作業エリア内の放射エネルギーは減衰を考慮し、以下の式で評価した。この放射エネルギー及び表5-5に示す作業空間容積から放射能濃度を求めた。

$$\frac{dQ}{dt} = Q_{\alpha} - \lambda \cdot Q$$

Q : 作業エリア内放射エネルギー(Bq)
 Q_{α} : ダクト損傷箇所からの放射能放出率(Bq/s)
 λ : 崩壊定数(s⁻¹)

放射性物質による作業エリア内での被ばくのうち、ガンマ線による外部被ばくの評価点は、エリアの体積を全球で模擬した中心点とした。また、マスクの着用を考慮した。

表5-5に主要解析条件を示す。

(b) 評価結果

作業エリアの放射能濃度を評価した結果、希ガスが5.0×10⁸ Bq/m³（ガンマ線エネルギー0.5MeV換算）、よう素が1.4×10⁶ Bq/m³（I-131等価換算）となった。また、表5-5に示す呼吸率等の条件を用い、環境線量を評価した結果、7日間の積算値は約587mSvとなった。したがって、環境線量率は168時間で除すことにより求め、約3.5mSv/hとなった。

以上から、アニュラス排気ダクトの補修は、作業者の交替を行いながら作業を実施することで、補修が可能な作業環境であることを確認した。

表5-5 主要評価条件

項目	条件
作業空間容積	約2.0×10 ³ m ³
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq
呼吸率	成人活動時の呼吸率 1.2 m ³ /h
マスクによる防護係数	50

(2) 中央制御室非常用循環フィルタユニットの故障及びダクトの一部からの漏えいにおける被ばく評価

中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ閉塞およびダクトの部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔が発生した場合の影響評価として、以下のとおり被ばく評価を実施した。

- ・中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ閉塞における中央制御室での運転員の被ばく評価
- ・中央制御室換気空調設備ダクトから、事故発生1日後から29日間（補修作業期間中）漏えいがあった場合における中央制御室での運転員の被ばく評価
- ・中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ交換時における作業環境評価
- ・中央制御室換気空調設備ダクトの補修時における作業環境評価

a. 中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ閉塞における中央制御室での運転員の被ばく評価

(a) 評価条件

中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ閉塞の影響評価としては、原子炉冷却材喪失（従来の仮想事故ベース）時において、中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ閉塞に伴うフィルタ交換作業中（事故発生1日後から1日間）は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ないものとして、図5-1に示す事故時における中央制御室の運転員の被ばく経路のうち③の経路にあたる、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実施した。

中央制御室の居住性評価における設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の解析条件から変更となる条件を表5-6に示す。

(b) 評価結果

評価結果は表5-7に示すとおり、フィルタ交換作業期間中よう素フィルタのよう素除去効果がない影響（中央制御室内の放射性物質）による被ばく量は、約8.9mSvから約10mSvへの増加であり、判断目安の実効線量100mSvに対して十分な裕度があることを確認した。

表 5-6 解析条件の比較

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	影響評価における解析条件
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～1日：90% <u>1日～2日：0%</u> 2日～30日：90%

表 5-7 評価結果の比較

被ばく経路		実効線量 (mSv)					
		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) 時の評価結果			影響評価結果		
		外部	内部	合計	外部	内部	合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.5×10^{-2}	—	約 3.5×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	—	約 3.5×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-1}	—	約 1.7×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	—	約 1.7×10^{-1}
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.7×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 8.9×10^0	約 4.7×10^{-1}	約 9.8×10^0	約 1.0×10^1
	小 計 (①+②+③)	約 6.8×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 9.2×10^0	約 6.8×10^{-1}	約 9.8×10^0	約 1.1×10^1
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく	約 6.4×10^0	—	約 6.4×10^0	約 6.4×10^0	—	約 6.4×10^0
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 8.1×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.9×10^0	約 8.1×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.9×10^0
	小 計 (④+⑤)	約 7.2×10^0	約 1.1×10^0	約 8.3×10^0	約 7.2×10^0	約 1.1×10^0	約 8.3×10^0
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 7.9	約 9.6	約 18	約 7.9	約 11	約 19

b. 中央制御室換気空調設備ダクトから、事故発生1日後から29日間（補修作業期間中）漏えいがあった場合における中央制御室での運転員の被ばく評価

(a) 評価条件

中央制御室換気空調設備ダクトの破損が発生した場合の影響評価としては、原子炉冷却材喪失（従来の仮想事故ベース）時において、ダクト補修作業期間中（事故発生1日後から29日間）、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、図5-1に示す事故時における中央制御室の運転員の被ばく経路のうち③の経路にあたる、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実施した。

なお、ダクト漏えいの想定としては中央制御室循環ファン容量(500m³/min)の10%にあたる中央制御室外空気が系統内に流入するとした。

中央制御室の居住性評価における設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の解析条件から変更となる条件を表5-8に示す。

(b) 評価結果

評価結果は表5-9に示すとおり、ダクト補修作業期間中のよう素フィルタのよう素除去効果の低下の影響（中央制御室内の放射性物質）による被ばく量は約8.9mSvから約16mSvへの増加であり、判断目安の実効線量100mSvに対して十分な裕度があることを確認した。

表5-8 解析条件の比較

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	影響評価における解析条件
中央制御室非常用循環フィルタユニット流量	[通常時] 0 m ³ /h [事故時] 5.1×10 ³ m ³ /h	[通常時] 同 左 [事故時] 2分～1日：5.1×10 ³ m ³ /h 1日～30日：2.1×10 ³ m ³ /h ^{※1}
中央制御室への空気流入量	中央制御室内に直接流入 2.0×10 ³ m ³ /h (0.5回/h)	中央制御室内に直接流入 0分～1日：2.0×10 ³ m ³ /h 1日～30日：5.0×10 ³ m ³ /h ^{※2}

※1：補修期間中は、中央制御室循環ファン容量500[m³/min]の10%（50[m³/min]=3.0×10³[m³/h]）に相当する中央制御室外空気が系統内に流入することにより、中央制御室内から直接引かれる空気量は保守的に同量減少するものと想定。

※2：補修期間中は、設計で考慮している空気流入量に加え、中央制御室循環ファン容量の10%に相当する中央制御室外空気が中央制御室内に直接流入するものと想定。

表 5-9 評価結果の比較

被ばく経路		実効線量 (mSv)					
		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) 時の評価結果			影響評価結果		
		外部	内部	合計	外部	内部	合計
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.5×10^{-2}	—	約 3.5×10^{-2}	約 3.5×10^{-2}	—	約 3.5×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-1}	—	約 1.7×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	—	約 1.7×10^{-1}
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.7×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 8.9×10^0	約 4.7×10^{-1}	約 1.5×10^1	約 1.6×10^1
	小 計 (①+②+③)	約 6.8×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 9.2×10^0	約 6.8×10^{-1}	約 1.5×10^1	約 1.6×10^1
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく	約 6.4×10^0	—	約 6.4×10^0	約 6.4×10^0	—	約 6.4×10^0
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	約 8.1×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.9×10^0	約 8.1×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.9×10^0
	小 計 (④+⑤)	約 7.2×10^0	約 1.1×10^0	約 8.3×10^0	約 7.2×10^0	約 1.1×10^0	約 8.3×10^0
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 7.9	約 9.6	約 18	約 7.9	約 17	約 25

- c. 中央制御室非常用循環フィルタユニットのフィルタ交換時における作業環境評価
 原子炉冷却材喪失（従来の仮想事故ベース）時において中央制御室非常用循環フィルタを交換する際、以下の被ばく経路を考慮して作業環境を評価した。
- ・中央制御室非常用循環フィルタを線源としたガンマ線による被ばく
 - ・大気中へ放出された放射性物質による被ばく

(a) 中央制御室非常用循環フィルタを線源としたガンマ線による環境線量率

イ. 評価条件

評価期間中（30 日間）に大気中へ放出される放射性よう素及び大気拡散条件等から求めた中央制御室内のよう素濃度を踏まえ、事故期間中における中央制御室非常用循環フィルタの線量率を評価し、これを環境線量率とした（評価条件は添付参照）。

ロ. 評価結果

評価結果は表 5-10 のとおり、評価期間中の最大として、雰囲気（フィルタ表面から 1m 離れた場所での線量率）は約 0.48mSv/h（これをフィルタ交換時の環境線量率とする）、フィルタ表面の線量率は約 5.3mSv/h となった。

表 5-10 環境線量率（フィルタ線量率）評価結果

項目	期間最大値
雰囲気	約 0.48mSv/h
表面	約 5.3mSv/h

(b) 大気中へ放出された放射性物質による環境線量率

評価方法としては評価期間である 30 日間における環境線量の積算値を評価し、この値を 720 時間（30 日×24 時間/日）で除すことで環境線量率を算出する。

イ. 評価条件

中央制御室非常用循環フィルタユニットの設置エリアは、中央制御室上階で位置は中央制御室とほぼ同じであることから、大気中へ放出された放射性物質による内部及び外部被ばくとしては、中央制御室の居住性評価における設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の被ばく評価結果である、入退域時の「⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく」のうち、中央制御室入口でのよう素の吸入摂取による内部被ばく及び外部ガンマ線による外部被ばくの結果を用いることができる。なお、この評価では内部被ばくは空調設備効果を期待せず（外気濃度で評価）、外部被ばくは建屋によるガンマ線の遮蔽効果を期待していない。

ロ. 評価結果

評価の結果は表 5-12 のとおり、30 日間の環境線量の積算値は約 $2.1 \times 10^2 \text{mSv}$ となった。したがって、環境線量率は 720 時間で除すことにより求め、約 $2.9 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$ となった。なお、これはマスクを着用していない値である。

表 5-11 のとおり、(a)、(b) 項の合計の環境線量率は約 $7.7 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$ となり、フィルタ交換エリアは作業環境として問題ないことを確認した。

表 5-11 フィルタ交換作業環境評価結果

項 目	線量率(mSv/h)
(a) 中央制御室非常用循環フィルタを線源としたガンマ線による環境線量率 (期間最大値)	約 4.8×10^{-1}
(b) 大気中へ放出された放射性物質による環境線量率	約 2.9×10^{-1}
合 計	約 7.7×10^{-1}

表 5-12 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）時の被ばく評価結果

(単位:mSv)

被ばく経路		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) 時の評価結果			30 日間積算線量			
		外部	内部	合計	外部	内部	合計	
室内作業時	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.5×10^{-2}	—	約 3.5×10^{-2}	約 1.3×10^{-1}	—	約 1.3×10^{-1}	
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-1}	—	約 1.7×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}	—	約 6.3×10^{-1}	
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく	約 4.7×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 8.9×10^0	約 1.7×10^0	約 3.1×10^1	約 3.3×10^1	
	小 計 (①+②+③)	約 6.8×10^{-1}	約 8.5×10^0	約 9.2×10^0	約 2.5×10^0	約 3.1×10^1	約 3.4×10^1	
入退域時	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく	約 6.4×10^0	—	約 6.4×10^0	約 9.9×10^2	—	約 9.9×10^2	
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく	出入管理建屋入口	約 3.1×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}	約 1.0×10^0	約 3.4×10^1	約 6.9×10^1	約 1.0×10^2
		中央制御室入口	約 5.0×10^{-1}	約 4.8×10^{-1}	約 1.0×10^0	約 1.1×10^2	約 1.0×10^2	約 2.1×10^2
	小 計	約 8.1×10^{-1}	約 1.1×10^0	約 1.9×10^0	約 1.4×10^2	約 1.7×10^2	約 3.1×10^2	
小 計 (④+⑤)	約 7.2×10^0	約 1.1×10^0	約 8.3×10^0	約 1.1×10^3	約 1.7×10^2	約 1.3×10^3		
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 7.9	約 9.6	約 18	約 1.1×10^3	約 2.0×10^2	約 1.4×10^3	

d. 中央制御室換気空調設備ダクトの補修時における作業環境評価

原子炉冷却材喪失（従来の仮想事故ベース）時において中央制御室換気空調設備ダクトを補修する際の被ばく経路はc項のフィルタ交換時と同様である。

ダクト補修エリアはフィルタ交換作業エリアに近いことから、中央制御室非常用循環フィルタを線源としたガンマ線による環境線量率及び大気中へ放出された放射性物質による環境線量率はc項のフィルタ交換時と同様とした。

したがって、表 5-13 のとおり、合計の環境線量率は $7.7 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$ となり、中央制御室換気空調設備ダクトの補修は、作業者の交替を行いながら作業を実施することで、補修が可能な作業環境であることを確認した。

表 5-13 ダクト補修作業環境評価結果

項 目	線量率 (mSv/h)
(a) 中央制御室非常用循環フィルタを線源としたガンマ線による環境線量率	約 4.8×10^{-1}
(b) 大気中へ放出された放射性物質による環境線量率	約 2.9×10^{-1}
合 計	約 7.7×10^{-1}

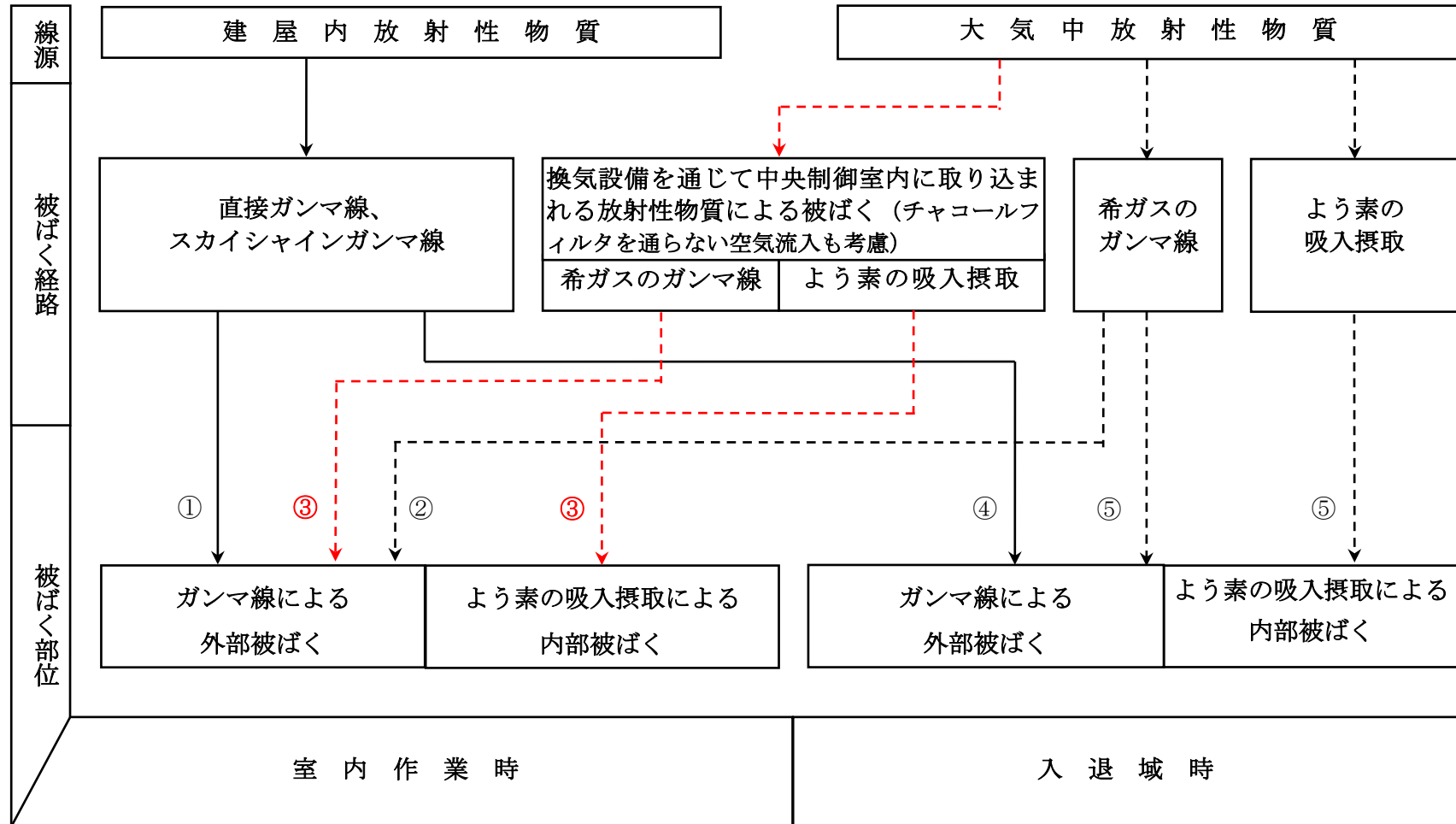


図 5-1 事故時における中央制御室の運転員の被ばく経路

評価条件について

(1) 計算コード

許認可の直接線量評価において使用実績のある QAD コードとした。

(2) 線 源

線源はフィルタエレメントとし、材質及び密度については以下のとおりとした。

表 5-14 線源条件

項 目	設計基準事故時
材 質	空気 ^{※1} (よう素フィルタ)
密 度	$1.205 \times 10^{-3} \text{g/cm}^3$ (空気)

※1 チャコールによる自己遮蔽効果は無視し空気とした。

(3) その他の評価条件

フィルタの効率、保守的に 100%とした。

よう素フィルタのエレメントを密集させ、1つの直方体としてモデル化し、体積内に線源が均一分布しているものとした。

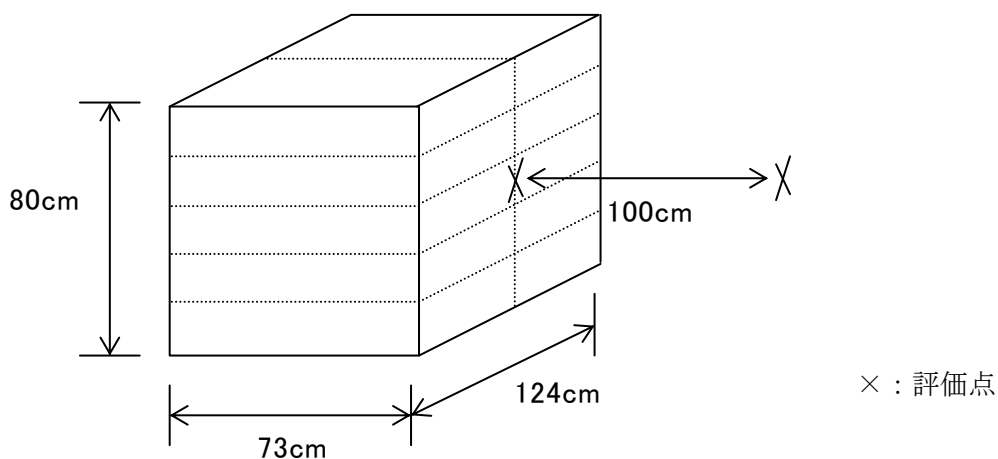


図 5-2 フィルタ線量評価モデル

6. 事故時サンプリングラインの代替方法について (1 / 3)

燃料取替用水ピットから注水した場合の事故時サンプリングラインの代替方法として考えられる格納容器再循環サンプ水位などによる、炉水中のほう素濃度の把握について以下に示す。

- 一次冷却材喪失事故(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が格納容器内に注入される
 - ・一次冷却材の容量は約280m³
 - ・ほう素濃度は運転時期により約2000ppm～0ppmの範囲で変動する
- ほう素濃度の把握方法
 - ① 格納容器下部に溜まった水位を再循環サンプ水位計で計測する(水量: Am³)
 - ② 保守的にほう素濃度を求めるため、Am³のうち事故前の一次冷却材280m³(1100ppm: サイクル初期の場合)は全量が格納容器下部に溜まると仮定
 - ③ 残りの水量(A-280m³)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(ほう酸注入タンク、ほう酸タンクからの注入なしとする)
 - ④ 次式にて格納容器内水のほう素濃度(=炉水中のほう素濃度)が保守的に把握できる。

$$(280 \times 1100\text{ppm} + (A - 280) \times 3200\text{ppm}) / A$$

- 誤差を考慮したほう素濃度の把握
 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。

$$(280 \times 1100\text{ppm} + (A' - 280) \times 3200\text{ppm}) / A'$$
 ここで、 $A' = A \pm (\text{水位の誤差}) \times (\text{断面積})$

$$= A \pm ((\text{水位計の誤差}(\%/FS)) \times (\text{高さ}(FS\text{の高さ}))) \times (\text{断面積})$$

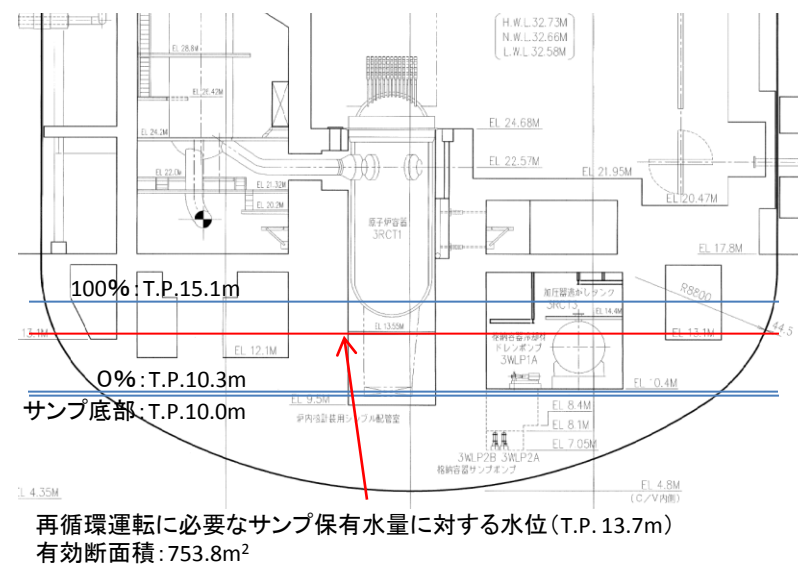
$$A = 1210\text{m}^3 (\text{再循環運転に必要な再循環水}) \text{と仮定した場合、}$$

$$A' = A \pm (0.038 \times 4.8) \times 753.8 = 1210 \pm 140 \quad (1070 \sim 1350\text{m}^3)$$
 したがって、ほう素濃度は

$$(280 \times 1100\text{ppm} + (A' - 280) \times 3200\text{ppm}) / A' = \text{約} 2714^{+50}_{-64} \text{ppm} \text{となる。}$$
 このため、ほう素濃度の誤差は±2.4%程度となり、ほう素濃度の下限は約2650ppmとなる。よって、LOCA再循環時の臨界ほう素濃度を十分に上回ることを把握することが可能。

<ほう酸の析出について>
 再循環運転時はCV内は湿度100%に近く、熱源以外ではほう酸の有意な析出はない。唯一の熱源である炉心については高温再循環に切り替えることよりほう酸の析出を防いでいる。
 以上のことから、ほう酸の析出量はごく限定的で、未臨界に必要なほう素濃度の把握が可能である。

<ほう素の混合について>
 事故時サンプリングラインを必要とする時点では、CVスプレイ再循環に移行しており、当該設備に求められている安全機能(原子炉停止状態の把握)に照らし合わせて、ほう素は十分に混合しており、未臨界に必要なほう素濃度の把握が可能である。



以上より、代替によるほう素濃度の確認は、通常のサンプリングにおける誤差(±1%)と比べ誤差は大きくなるが、ほう素濃度は計器誤差などの不確実性を考慮しても、LOCA再循環時の臨界ほう素濃度を十分に上回ることを把握することが可能であり、必要な機能を達成できる。

6. 事故時サンプリングラインの代替方法について (2 / 3)

(補足)

- LOCA再循環時の臨界ほう素濃度
LOCA再循環時の臨界ほう素濃度の評価値は、以下のとおりである。

LOCA再循環時の臨界ほう素濃度(低温状態、全制御棒引抜、キセノンなし状態、Keff=1.0)

炉心状態	MOX燃料装荷炉心					
	移行第1 サイクル	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	平衡炉心	予定外取 出炉心
サイクル初期	2155	2232	2223	2223	2229	2114
サイクル末期	1365	1451	1466	1465	1470	1457

(核的不確定性100ppmを含む)

- 誤差を考慮したほう素濃度の把握(サイクル末期の場合)
前頁で示した評価と同様に、誤差を考慮したほう素濃度は以下により算出される。

$$(280 \times 0\text{ppm} + (A' - 280) \times 3200\text{ppm}) / A'$$
 ここで、 $A' = A \pm (\text{水位の誤差}) \times (\text{断面積})$

$$= A \pm ((\text{水位計の誤差}(\%/FS)) \times (\text{高さ}(FS\text{の高さ})) \times (\text{断面積}))$$

$$A = 1210\text{m}^3 (\text{再循環運転に必要な再循環水}) \text{と仮定した場合、}$$

$$A' = A \pm (0.038 \times 4.8) \times 753.8 = 1210 \pm 140$$
 したがって、ほう素濃度の下限は

$$(280 \times 0\text{ppm} + (A' - 280) \times 3200\text{ppm}) / A' = \text{約} 2460_{-97}^{+77} \text{ ppm}$$
 このため、ほう素濃度の誤差は±3.9%程度となり、ほう素濃度の下限は約2363ppmと評価される。よって、誤差を考慮してもサイクル末期のLOCA再循環時の臨界ほう素濃度を十分に上回ることを把握することが可能。
- ほう酸注入タンクのほう素を考慮した場合について
ほう酸注入タンク(ほう素濃度21000ppm,6m³)からのほう酸注入を考慮した場合、ほう素濃度の上限は以下となる。
 サイクル初期: 2844ppm
 サイクル末期: 2615ppm
 正側の誤差が拡大するが、いずれも必要なほう素濃度の確認が可能である。

6. 事故時サンプリングラインの代替方法について（3 / 3）

（ウラン燃料装荷炉心における評価）

（補足）

- LOCA再循環時の臨界ほう素濃度
LOCA再循環時の臨界ほう素濃度の評価値は、以下のとおりである。

LOCA再循環時の臨界ほう素濃度（低温状態、全制御棒引抜、キセノンなし状態、 $K_{eff}=1.0$ ）

炉心状態	ウラン燃料装荷炉心					
	移行第1 サイクル	移行第2 サイクル	移行第3 サイクル	移行第4 サイクル	平衡炉心	予定外取出 炉心
サイクル初期	2094	2014	1982	2013	2023	1947
サイクル末期	1232	1232	1211	1240	1243	1241

（核的不確定性100ppmを含む）

- 誤差を考慮したほう素濃度の把握
誤差を考慮したほう素濃度の下限値は以下のとおり。（前頁で示した評価と同様に計算）
 <サイクル初期>
 $(280 \times 1100\text{ppm} + (A' - 280) \times 3000\text{ppm}) / A' = \text{約} 2560_{-58}^{+46} \text{ ppm}$ （誤差±2.3%程度、下限値約2502ppm）
 <サイクル末期>
 $(280 \times 0\text{ppm} + (A' - 280) \times 3000\text{ppm}) / A' = \text{約} 2306_{-91}^{+72} \text{ ppm}$ （誤差約±3.9%程度、下限値約2215ppm）
 $(A' = 1210 \pm 140\text{m}^3)$
 よって、ほう素濃度の下限を踏まえてもLOCA再循環時の臨界ほう素濃度を十分上回ることを確認できる。

（ほう素濃度等の規定について）

- なお、ほう素濃度等については、保安規定等で定めるとおり、定期的に確認している。

	項目	保安規定等	
		制限値	確認頻度
燃料取替用水ピット	ほう素濃度	3200ppm以上(MOX燃料) ^{※1} 3000ppm以上(ウラン燃料)	1ヶ月に1回
	ほう酸水量	1700m ³ 以上	1週間に1回
一次冷却材	ほう素濃度 ^{※2}	—	週5回

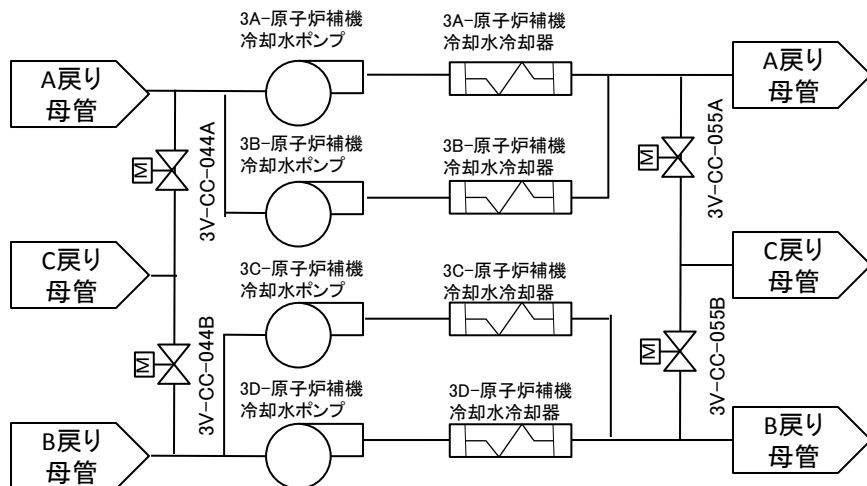
※1 設置変更許可申請書(2010年11月26日許可)においてMOX燃料装荷後の値として定めたもの

※2 一次冷却材ほう素濃度測定については、確認頻度を社内マニュアルに規定

(参考) タイラインの単一故障について (1 / 2)

タイラインについて、静的機器の単一故障を想定してもA,B両系統の機能喪失には至らず、いずれも問題ないことを確認した。

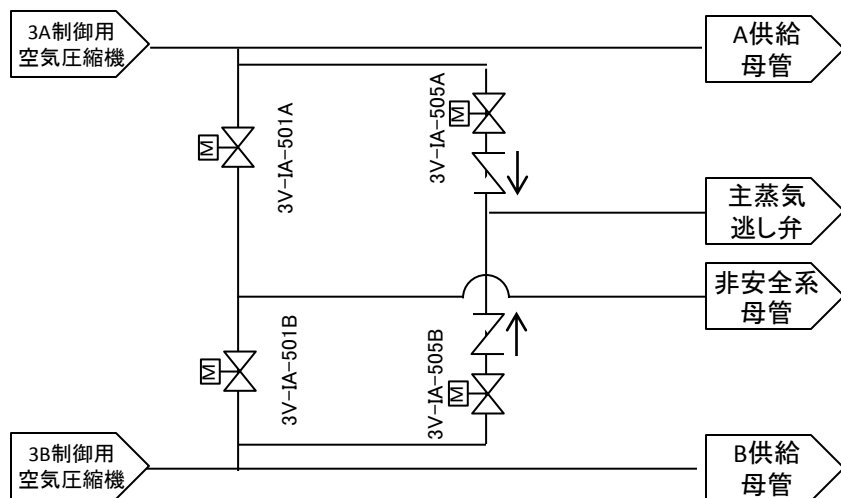
○ 原子炉補機冷却設備



○ 補機冷却機能について

事象発生後短期(24時間以内)で隔離弁3V-CC-044A,B-055A,Bを「閉」とし、トレン分離を図ることになることから、24時間後に静的機器の単一故障を想定してもA,B両系統の機能喪失には至らず、問題ない。

○ 制御用空気設備



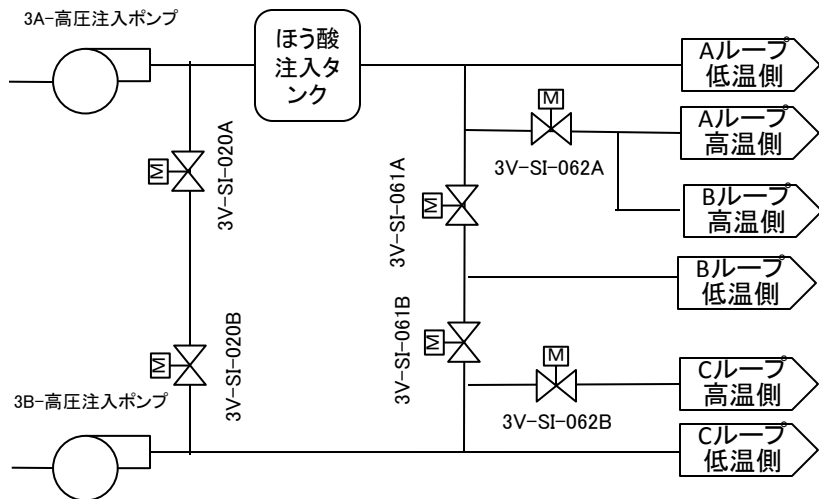
○ 圧縮空気供給機能について

事故直後の安全注入信号及び母線電圧低信号により、隔離弁3V-IA-501A,Bは「閉」となり、トレン分離が図られる。24時間後に静的機器の単一故障を想定してもA,B両系統の機能喪失には至らず、問題はない。

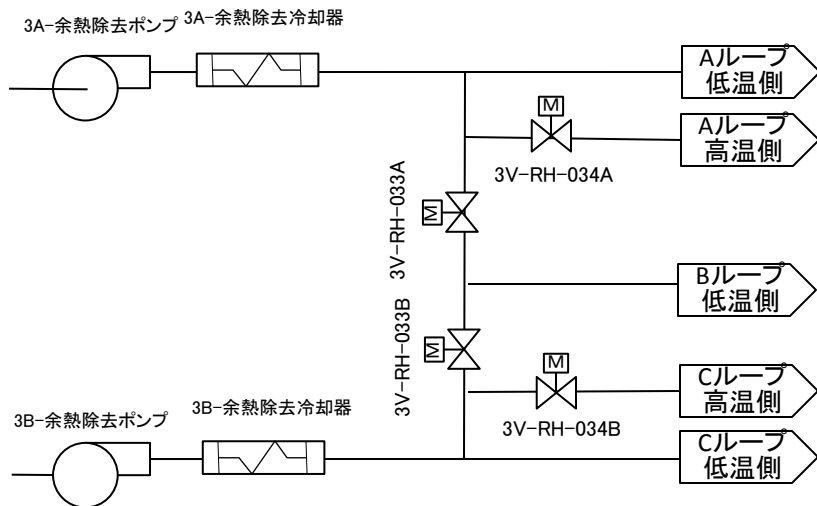
また、事故直後の信号が出なかった場合でも、いずれかの系統に単一故障が発生し、制御用空気系統の圧力が低下した場合には、同様にトレン分離するシーケンスになっており、母管、A,B両系統の機能喪失を防止する設計となっている。

(参考) タイラインの単一故障について (2 / 2)

○ 非常用炉心冷却設備(高圧注入系)



○ 余熱除去設備(低圧注入系)



○ 未臨界維持機能について

高圧注入ポンプならびに同タイラインを用いて燃料取替用水ピット、ほう酸注入タンクのほう酸水を炉心に注入する機能を有しているが、同機能が要求されているのは事象発生後短期(24時間以内)であることから、静的機器の単一故障を想定する設備の対象外となる

○ 事故後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について

事故後24時間後の高温再循環モードへの切り替えに伴いトレン分離を図る。したがって、運転モード切替後に静的機器の単一故障を想定しても機能喪失には至らず問題はない

○ 原子炉停止後における除熱のための残留熱除去機能について

事故後の余熱除去運転時において、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器ならびに同タイラインを用いて炉心崩壊熱を除去する機能を有しているが、同機能が要求されるのは事象発生後短期(24時間以内)であることから、静的機器の単一故障を想定する設備の対象外となる。

○ 事故後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について

事故後24時間後の高温再循環モードへの切り替えに伴いトレン分離を図る。したがって、運転モード切替後に静的機器の単一故障を想定しても機能喪失には至らず問題はない