

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

平成25年12月19日
北海道電力株式会社

1. 概要

- 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及びその解釈、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ものは、当該システム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も機能できるよう、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保することが要求されている。
- 重要度の特に高い安全機能を有するシステムは、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かを仮定しても、所定の安全機能が達成できるように設計されていることが必要であると規定されている。
- また、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、単一故障を仮定しなくてもよいことが、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システムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、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れば、当該機器に対する多重性の要求は適用しないことが、規定されている。
- 泊発電所3号機の静的機器の単一故障にかかる設計妥当性について、設置許可基準の記載に基づき、以下のフローに従い確認を行った。

対象設備の抽出

評価

- 長期間にわたり機能が要求され、かつ、単一システムを採用している設備をフローに従い抽出(所定の安全機能を達成できるように設計されているものを除く)
- 単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるかを確認
- 規則に規定されている除外条件を満足するかを確認

単一故障を仮定しなくてもよい条件

- 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ること

多重性の要求が適用されない条件

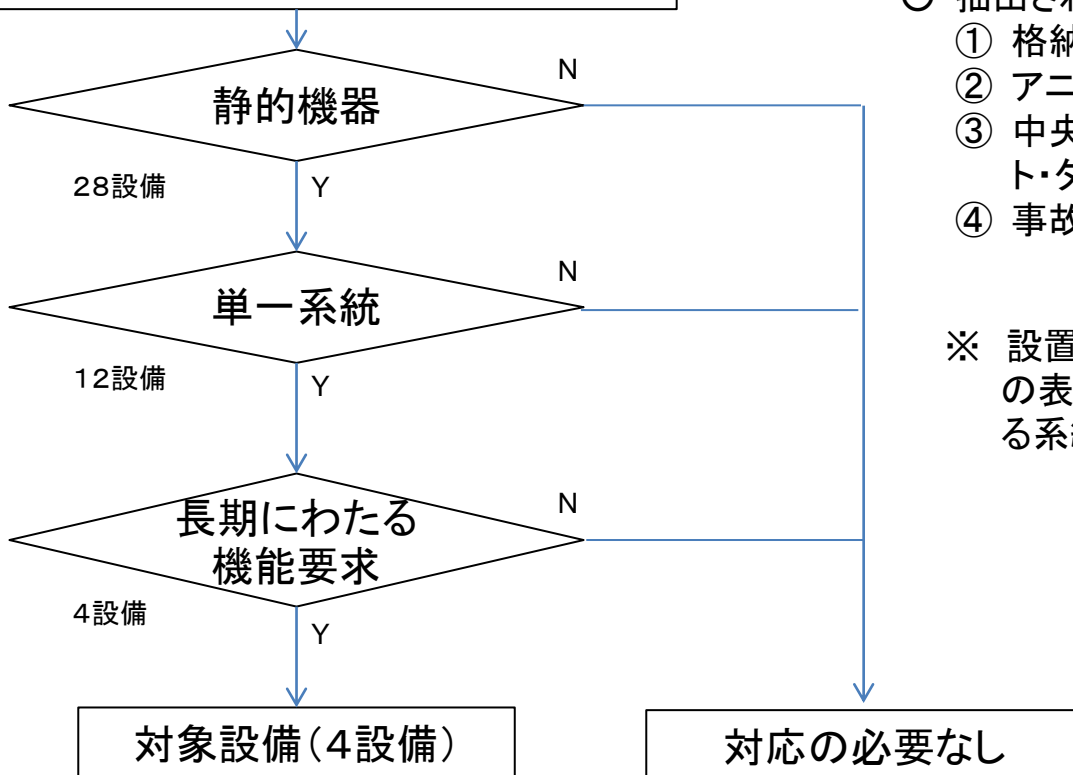
- 単一故障の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できること
- 単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析などにより確認できること

静的機器の単一故障にかかる設計の妥当性を確認

2. 対象機器の抽出について

設計基準事故が発生した場合に、長時間(24時間あるいは運転モードの切替以降)にわたり機能が要求される単一システムを採用している設備をフローにより抽出した

安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの※



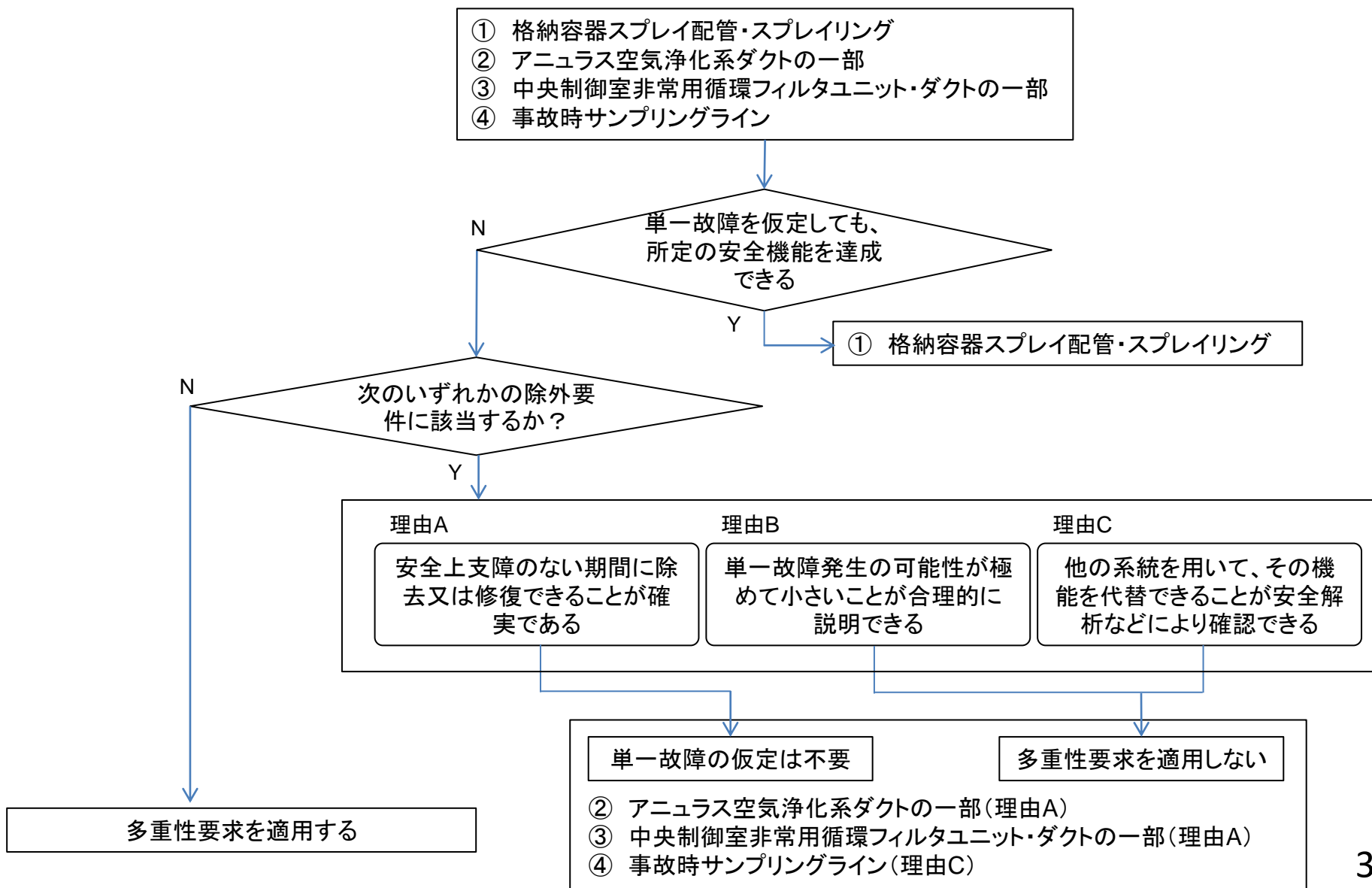
- 抽出された対象設備(4設備)
- ① 格納容器スプレイ配管・スプレイリング
 - ② アニュラス空気浄化系ダクトの一部
 - ③ 中央制御室非常用循環フィルタユニット・ダクトの一部
 - ④ 事故時サンプリングライン

※ 設置許可基準規則の解釈第12条3項の表に規定された安全機能に対応するシステムを系統図から抽出。

これらの設備の、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及びその解釈、第12条への適合性について評価した。

3. 対象設備の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分類

抽出した対象設備(4設備)について、単一故障を仮定しなくても良いまたは多重性の要求を適用しない理由のいずれに該当するかを以下に示す。

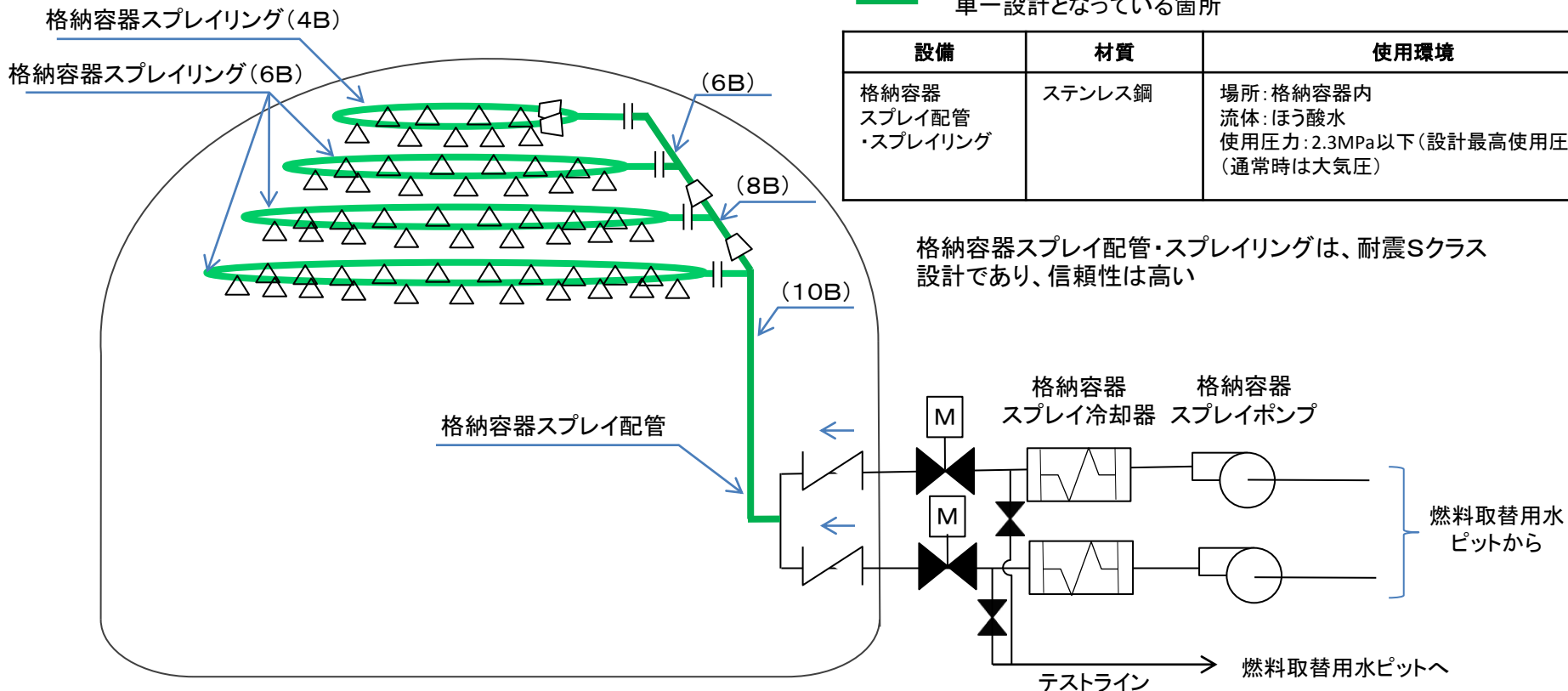


4. ① 格納容器スプレイ配管・スプレイリングについて(1/4) (格納容器冷却機能)

— 単一設計となっている箇所

設備	材質	使用環境
格納容器 スプレイ配管 ・スプレイリング	ステンレス鋼	場所: 格納容器内 流体: ほう酸水 使用圧力: 2.3MPa以下(設計最高使用圧力) (通常時は大気圧)

格納容器スプレイ配管・スプレイリングは、耐震Sクラス設計であり、信頼性は高い



○ 運転管理

✓ 通常運転時

当該格納容器スプレイ配管・スプレイリングは、通常、格納容器内雰囲気温度である。非閉鎖系の開放端となっており、月に1回のポンプの定期試験時においても、加温・加圧されることはない。

✓ 事故時

格納容器スプレイ信号により格納容器スプレイポンプが起動、格納容器スプレイ冷却器出口弁が「開」となり、スプレイ配管、リングに通水され、格納容器を減圧・冷却する。

4. ① 格納容器スプレイ配管・スプレイリングについて(2/4) (格納容器冷却機能)

想定する故障モードについて

✓ 破損について

- 耐震設計上はSクラス、構造設計上はクラス2(建設当時の区分はAクラス、第3種機器)として設計されており、工認における強度計算、耐震評価上もSs地震に対して十分な裕度があり、設計基準事故での損傷は考えられない。

強度		耐震(S1)		耐震(Ss評価)	
1次応力	1次+2次応力	1次応力	1次+2次応力	1次応力	1次+2次応力
48 (172)	286 (307)	73 (155)	114 (310)	135 (379)	230 (310)

単位:MPa、():許容値

- 通常時は、常温・大気圧状態であり、供用期間中、内圧・温度による応力の発生はなく、過渡変化もないので、材料疲労は考えられない。

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

- 事故時、これらの環境に大きな変化はなく、長期的にも信頼性が低下することはない。(再循環移行時の内部流体温度は68.2℃以下であり、圧力は1.9MPa以下)

✓ 閉塞について

- 米国プラントではほう酸析出によるノズルの閉塞の実績があるが、国内プラントでは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。
- 再循環運転においても、CV内のデブリで当該系統に侵入するものについては、サンプスクリーン(メッシュ1.59mm)を通過したあとであり、ノズル(10mm)で閉塞することはない。
- 当該系統関連設備の点検作業時においては、嚴重な異物管理を徹底しており、異物が残ることがない。同様の異物管理を実施している国内プラントにおいて、異物による不具合はこれまで発生していない。

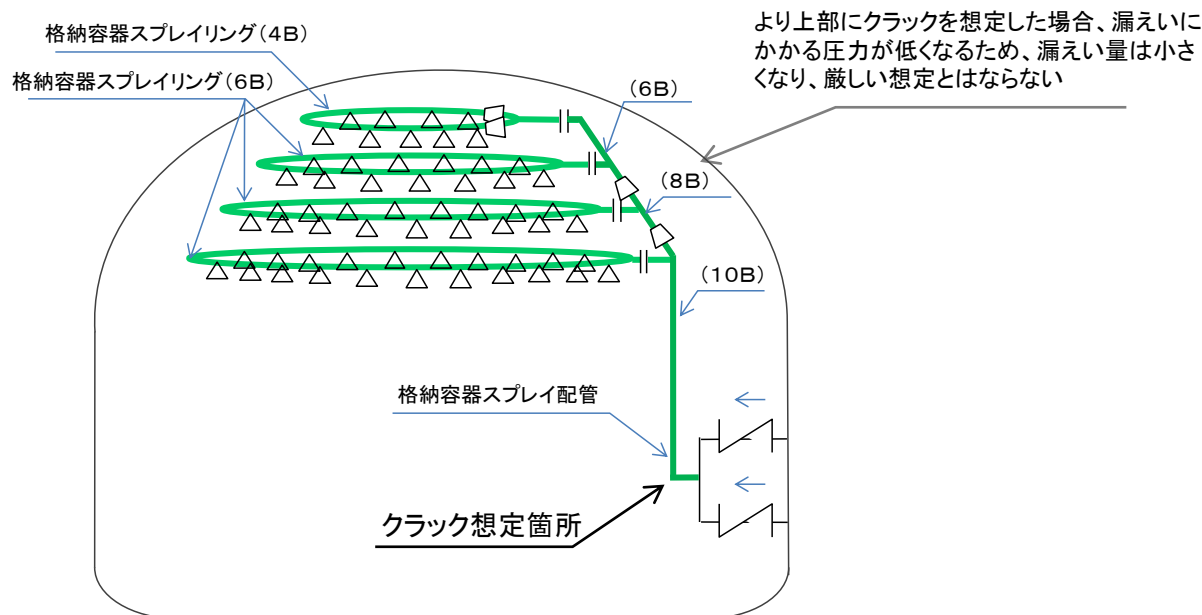
以上より、想定する損傷モードにより機能喪失は想定しがたい状況である。

4. ① 格納容器スプレイ配管・スプレイリングについて(3/4) (格納容器冷却機能)

想定する故障モードについて

以上の通り、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。



※ 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。

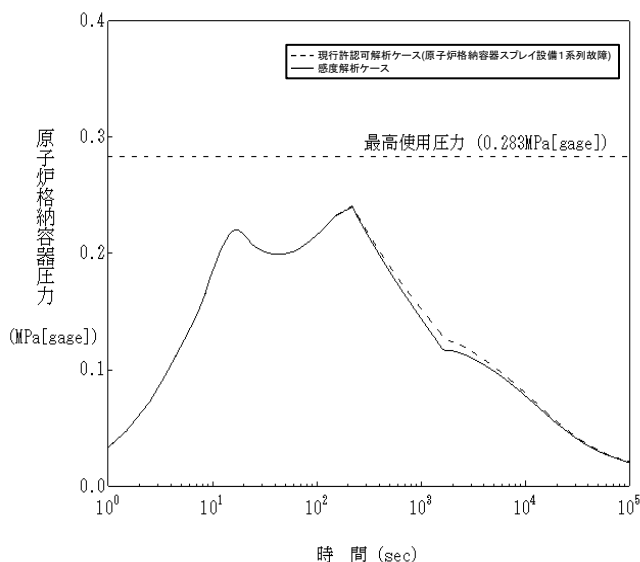
4. ① 格納容器スプレイ配管・スプレイリングについて(4/4) (格納容器冷却機能)

想定される故障モード: 格納容器スプレイ配管・スプレイリングの漏えい

単一設計としている格納容器スプレイ配管・スプレイリングについて、想定される故障を仮定しても、所定の安全機能(格納容器の冷却機能)を達成できることを、格納容器内圧評価にて示す。

○ 評価条件

- ・前ページの通り、想定される故障として、格納容器スプレイリング接続配管(格納容器立ち上がり配管部)に「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」を想定し、このスリット状のき裂による漏えいが発生した場合を仮定し、格納容器内圧評価を実施した。
- ・再循環切替以降に、格納容器立ち上がり配管部から100m³/hの漏えいを想定。



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ノイ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(%Δ k/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

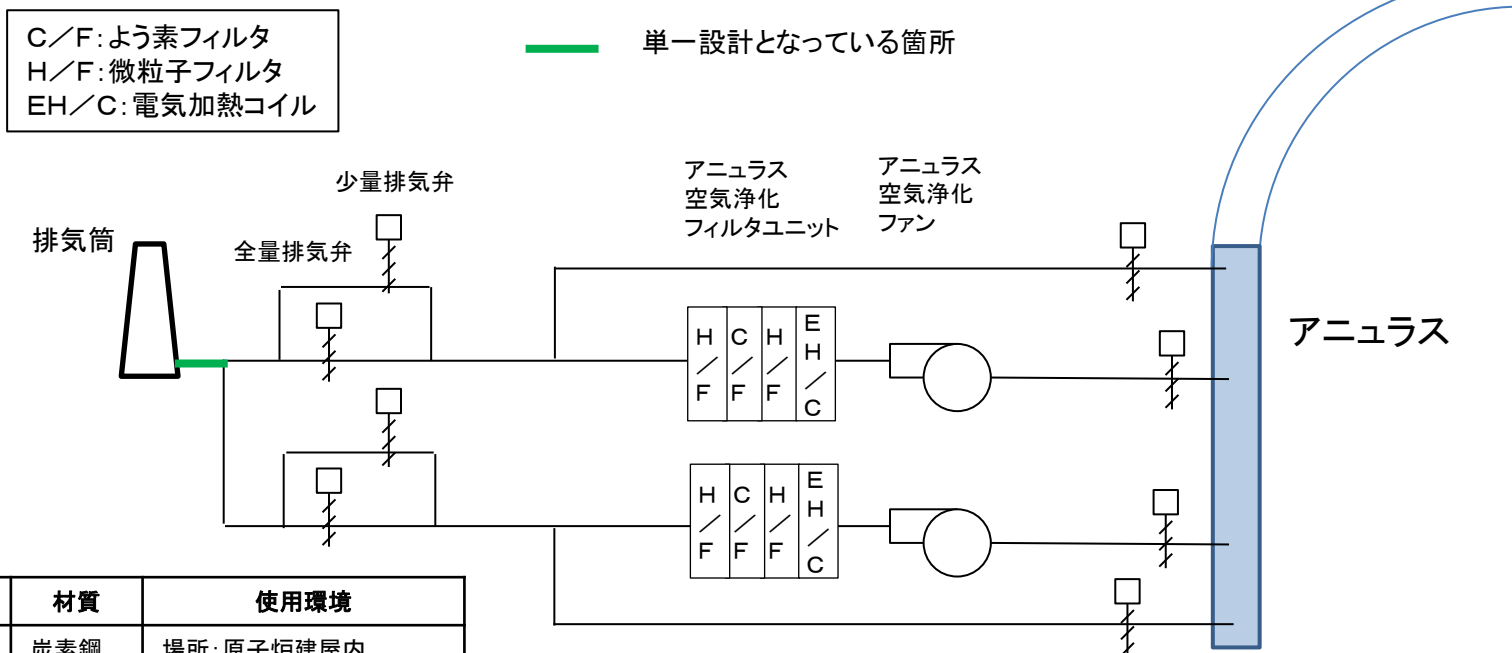
○ 評価結果

格納容器スプレイリング接続配管(格納容器立ち上がり配管部)に漏えいを想定した場合の評価結果は、現行許認可解析での動的機器の単一故障(格納容器スプレイ設備1系列の故障)を想定した場合より安全側の結果となった。



格納容器スプレイ配管・スプレイリングは、想定される故障を仮定しても、所定の安全機能を達成できる。

5. ② アニュラス空気浄化系ダクトについて (1 / 3) (格納容器内の放射性物質の濃度低減機能)



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

当該系統は、耐震Sクラス設計であり、信頼性は高い

○ 運転管理

✓ 通常運転時

通常は停止している。月に1回の定期試験において、アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラス空気浄化フィルタユニットに通気する。この時、アニュラス内の圧力に応じてアニュラス戻りダンパ開度が自動制御され、一定負圧(-0.196kPa)が維持される。定期試験では、手動で全量排気から少量排気に切り替えるが、自動制御で一定負圧(-0.196kPa)が維持される。この状態でフィルタ差圧、アニュラス内圧力を確認する。

✓ 事故時

事故時には非常用炉心冷却設備作動信号によりアニュラス空気浄化ファンが起動し、アニュラス内の負圧が達成される。アニュラス内の圧力に応じてアニュラス戻りダンパ開度が自動制御され、一定負圧(-0.196kPa)が維持される。非常用炉心冷却設備作動信号発信の30分後に全量排気から少量排気に切替り、負圧維持が継続される

5. ② アニュラス空気浄化系ダクトについて（2 / 3） （格納容器内の放射性物質の濃度低減機能）

使用条件、過去の損傷事例、保守点検により、不具合発生の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、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。

単一故障の想定としては、部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔を仮定し、ダクトから漏えいが発生することを想定することとした。

漏えいについては、万が一発生したとしても極微小なものにとどまるものと考えられるが、保守的にダクト流量の10%の漏えいを考慮した影響評価を行うこととした。

5. ② アニュラス空気浄化系ダクトについて (3 / 3) (格納容器内の放射性物質の濃度低減機能)

想定される故障モード:部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔
保守的に10%流量の漏えいを想定

○ 事故時の運転管理

巡視点検による外観確認や線量計による監視などにより、異常の有無を把握する。

○ 修復作業

ダクトの漏えいは、外観確認や周辺線量の変化等により、確実に検知することが可能。

故障モードとして想定している部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔からの漏えいの場合、一般に販売されている汎用のステンステープやパテ、鋼板による補修を行うが、作業に特殊な技能は要さず要員も少人数で対応可能であり、発電所構内にて手配可能であるため、7日程度(準備・点検5日+補修1日+余裕1日)で修復が可能であると考えられる。

○ 評価内容

設計基準事故(原子炉冷却材喪失)時において、修復期間中(単一故障の想定が必要な事象発生24時間後から、検知し復旧が必要な7日間)、本来、排気筒から高所放出される気体状の放射性物質を含む内部流体が漏えいにより、一部地上放出されるとして、敷地境界の被ばく評価を実施した。

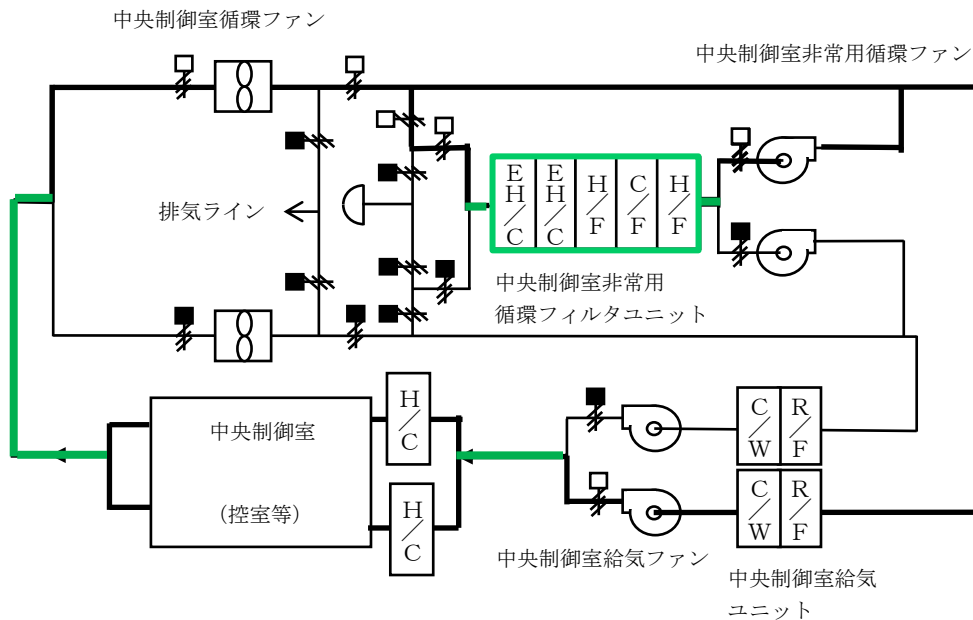
○ 評価結果

修復期間中、ダクト損傷部から漏れる内部流体は排気筒からの高所放出ではなく地上放出となるが、その影響はわずかであり、放出放射性物質による敷地境界の被ばく量(実効線量)は約0.13mSvからの変更はなかった。



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。

6. ③ 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 (1/4) (原子炉制御室非常用換気空調機能)



単一設計となっている箇所

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 (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

当該系統は、耐震Sクラス設計であり、信頼性は高い

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

○ 運転管理

✓ 通常運転時

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニットをバイパスし、外気導入しながら中央制御室給気ファンと中央制御室循環ファンで、循環運転している。

月に1回の定期試験で、中央制御室非常用循環ファンを起動し、中央制御室非常用循環フィルタユニットに通気し、フィルタ差圧を確認する。このときは事故時を想定して、外気取入を停止し、循環運転を行う。

✓ 事故時

中央制御室換気系隔離信号により中央制御室非常用循環ファンが起動し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを介して系統内循環運転を行う

6. ③ 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（2／4） （原子炉制御室非常用換気空調機能）

使用条件、過去の損傷事例、保守点検により、不具合発生の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、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。

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。

ダクトの単一故障の想定としては、部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔を仮定し、漏えいが発生することを想定することとした。

漏えいについては、万が一発生したとしても極微小なものにとどまるものと考えられるが、保守的に事故時系統内循環時ダクト流量の10%の漏えいを考慮した影響評価を行うこととした。

6. ③ 中央制御室非常用循環フィルタユニットについて (3 / 4) (原子炉制御室非常用換気空調機能)

想定される故障モード:フィルタの閉塞

○ 事故時の運転管理

巡視点検による外観確認や差圧計などのパラメータを確認し、異常の有無を把握する。

○ 修復作業

フィルタの閉塞は、差圧計の確認により、確実に検知することが可能。

フィルタの予備品は、フィルタユニット近傍に保管することとなっており、取替え作業に特殊な技能を要することはなく、構内に常駐する要員で対応可能であり、隔離を含めて、余裕を見ても1日でフィルタの取替えが可能。

○ 評価内容

原子炉冷却材喪失(従来の仮想事故ベース)時(中央制御室の居住性評価の条件)において、フィルタ交換作業中(単一故障の想定が必要な事象発生24時間後から作業に必要な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ができないものとして、中央制御室内に外気として取り込まれた放射性物質による中央制御室内の運転員の被ばく評価を実施した。

○ 評価結果

フィルタ交換作業中よう素除去効果がない影響(中央制御室内の放射性物質)による中央制御室内での運転員の被ばく線量(実効線量)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。



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。

6. ③ 中央制御室非常用循環系ダクトについて(4/4) (原子炉制御室非常用換気空調機能)

想定される故障モード:部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔
保守的に10%流量の漏えいを想定

○ 事故時の運転管理

巡視点検による外観確認やエリアモニタの確認により、異常の有無を把握する。

○ 修復作業

ダクトの漏えいは、外観確認(保温の変形)や中央制御室の線量変化等により、確実に検知することが可能。故障モードとして想定している部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔からの漏えいの場合、一般に販売されている汎用のステンレステープやパテ、鋼板での補修となるが、作業に特殊な技能は要さず要員も少人数で対応可能であり、発電所構内にて手配可能であるため、下記の評価期間で修復が可能であると考えられる。(準備・点検14日程度+補修1日程度)

○ 評価内容

原子炉冷却材喪失(従来の仮想事故ベース)時(中央制御室の居住性評価の条件)において、単一故障の想定が必要な事象発生24時間後から、事象発生30日後まで中央制御室内のよう素除去効果が低下するものとして、放射性物質による中央制御室内の運転員の被ばく評価を行った。

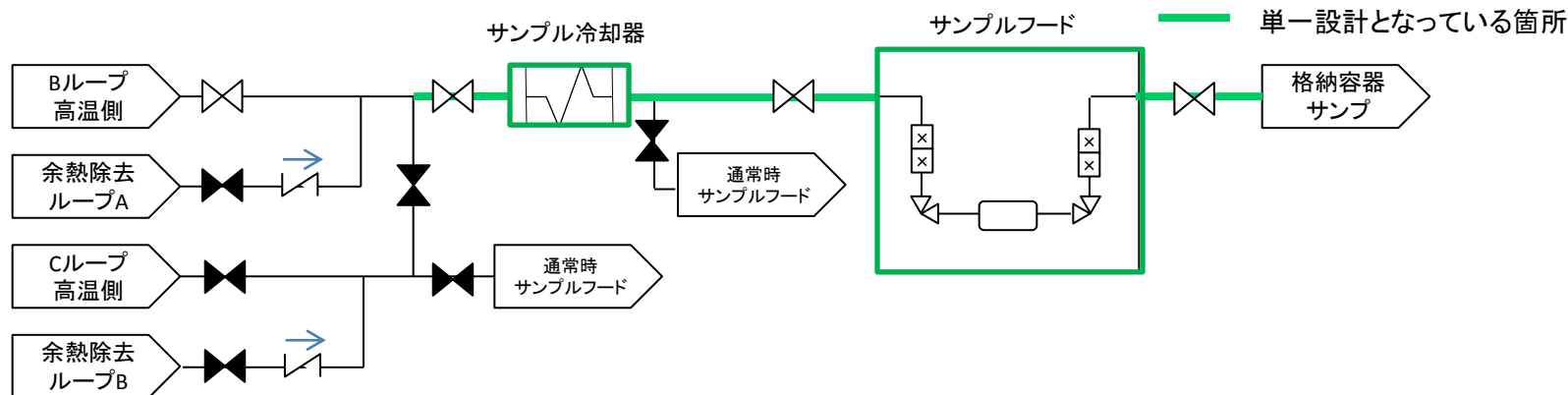
○ 評価結果

修復期間中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)による中央制御室内での運転員の被ばく量(実効線量)は約8.9mSvから約16mSvへの増加となった。

以上から、ダクト漏えいを検知し、補修するまでの中央制御室のよう素除去効果の低下による影響はあるものの、判断目安の実効線量100mSvに対しては十分な裕度があることを確認した。



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。



○ 事故時サンプリングラインの目的

事故時には原子炉に負の反応度を付与するため、高濃度のほう酸水を炉心に注入する。事故時サンプリングラインは、事故収束までに炉水中のほう素濃度を把握するため一次冷却材を試料採取するラインであり、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ために用いる。

○ 一次冷却材喪失事故（大破断）時の状況

1次冷却材喪失事故後、24時間が経過した時点では、ほう酸注入タンク、蓄圧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、破断口からの漏れい水は格納容器下部に溜まり、そのほう酸水が再び炉心に注入されることから、原子炉格納容器内の水は、燃料取替用水ピット等から注入したほう酸水と事故前の一次冷却材が混合されたものに置換されている。

○ 事故時サンプリングラインの代替方法

原子炉格納容器下部に溜まった水の水位を再循環サンプ水位計で計測する。計測した水位から格納容器に注入されたほう酸水の水量より、保守的に誤差を考慮しほう素濃度を評価することにより、原子炉格納容器内水のほう素濃度を把握することができる。

したがって、計器誤差など不確実性を考慮しても、原子炉格納容器内水のほう素濃度（＝炉水中のほう素濃度）が未臨界維持に必要なほう素濃度を上回るほう素濃度であることを把握できる。



他の系統を用いて、その機能を代替できる

8. 設置・許可基準との比較

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・解釈	静的機器の単一故障についての影響評価
<p>(安全施設) 第十二条</p> <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つて、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>【解釈】</p> <p>2 第2項の「単一故障」は、従属要因に基づく多重故障に含まれる。</p> <p>3 第2項に規定する「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、上記の指針を踏まえ、以下に示す機能を有するものとする。</p> <p>一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止機能 未臨界維持機能 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 原子炉停止後における除熱のための <ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去機能 二次系からの除熱機能 二次系への補給水機能 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための <ul style="list-style-type: none"> 原子炉内高圧時における注水機能 原子炉内低圧時における注水機能 格納容器内の放射性物質の濃度低減機能 格納容器の冷却機能 格納容器内の可燃性ガス制御機能 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 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 非常用の交流電源機能 非常用の直流電源機能 非常用の計測制御用直流電源機能 補機冷却機能 冷却用海水供給機能 原子炉制御室非常用換気空調機能 圧縮空気供給機能 	<p>重要度が特に高い安全機能を有する系統、設備の静的機器のうち、アニュラス空気浄化系のダクトの一部、中央制御室非常用循環フィルタユニットおよびダクトの一部、格納容器スプレイ配管・スプレイリング、事故時サンプリングラインが単一設計となっている。</p> <p>これらの設備については、評価の結果から、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、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または修復できることが確実であること、また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確認ことを確認した。</p>

8. 設置・許可基準との比較

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・解釈	静的機器の単一故障についての影響評価
<p>二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能 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 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 事故時の原子炉の停止状態の把握機能 事故時の炉心冷却状態の把握機能 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能 事故時のプラント操作のための情報の把握機能 <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かを仮定しても、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、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。</p> <p>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。</p> <p>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>同上</p>