

第12条第2項は、重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、原則として多重性又は多様性及び独立性の確保を要求している。当該系統のうち静的機器については、長期間（24時間あるいは運転モードの切替え時点を境界とする。）において想定される静的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能が達成できるように設計することを要求している。

また、同条第6項においては、重要安全施設について、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こととした上で、共用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、この限りではないとしている。

さらに、同条第7項においては、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用原子炉施設における安全施設と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あることを要求している。

以上のことを要求しているため、以下の事項について対応状況を示す。

<p>(安全施設)</p> <p>第十二条 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。</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、多重性又は多用性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <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>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>(解釈)</p> <p>第12条(安全施設)</p> <p>1 第1項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「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」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。</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 （略）</p> <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 （略）</p> <p>4 第2項に規定する「単一故障」は、動적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적機器の単一故障を仮定しても、長期間では動적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。また、動적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。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>
--

- 6 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、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おいて、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。
- 7 第4項に規定する「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」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。
- 8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。
- 一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。
 - 二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。
 - 三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。
- 9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。
- | 構築物、系統及び機器 | 要求事項 |
|---------------------|---|
| 反応度制御系及び原子炉停止系 | 試験のできる設計であること |
| 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であること |
| 残留熱を除去する系統 | 試験のできる設計であること |
| 非常用炉心冷却系 | 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であること |
| 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統 | 試験のできる設計であること |
| 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であること
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こと |
| 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こと |
| 原子炉格納容器熱除去系 | 試験のできる設計であること |
| 原子炉格納施設雰囲気を制御する系統 | 試験のできる設計であること |
| 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であること |
| 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であること |
| 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こと |
- 10 第5項に規定する「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」とは、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、高速回転機器の破損、ガス爆発又は重量機器の落下等によって発生する飛散物をいう。なお、二次的飛散物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損又は機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。
また、上記の「発生する飛散物」の評価については、「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）等によること。
- 11 第6項に規定する「重要安全施設」については、「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」においてクラスMS－1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。（略）
- 12 第6項に規定する「安全性が向上する場合」とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して原子炉制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより安全性が向上するとの評価及び設計がなされた場合をいう。
- 13 第6項に規定する「共用」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。
- 14 第6項に規定する「相互に接続」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。

第12条 安全施設

1. 設置許可基準規則第十二条 適合への対応状況 12-3

1. 設置許可基準規則第十二条 適合への対応状況

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
<p>第十二条 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。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「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」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。</p>		

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容																								
<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、多重性又は多用性を確保し、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を含まれる。</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> <table><tr><td colspan="2">原子炉の緊急停止機能</td></tr><tr><td colspan="2">未臨界維持機能</td></tr><tr><td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td></tr><tr><td colspan="2">原子炉停止後における除熱のための</td></tr><tr><td rowspan="3">（PWR）</td><td>残留熱除去機能</td></tr><tr><td>二次系からの除熱機能</td></tr><tr><td>二次系への補給水機能</td></tr><tr><td rowspan="3">（BWR）</td><td>崩壊熱除去機能</td></tr><tr><td>原子炉が隔離された場合の注水機能</td></tr><tr><td>原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</td></tr><tr><td colspan="2">事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための</td></tr><tr><td rowspan="2">（PWR）</td><td>原子炉内高圧時における注水機能</td></tr><tr><td>原子炉内低圧時における注水機能</td></tr><tr><td rowspan="2">（BWR）</td><td>原子炉内高圧時における注水機能</td></tr><tr><td>原子炉内低圧時における注水機能</td></tr></table>	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		（PWR）	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	（BWR）	崩壊熱除去機能	原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		（PWR）	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	（BWR）	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	<p>【解釈2、3 関連】</p> <p>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、多重又は多様性及び独立性を有する設計とする。単一故障は、短期間では動的機器の単一故障を仮定し、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を仮定するものとする。ここで、長期間とは24時間以上を基本とする。</p>	<p>○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、多重性を有しない静的機器であって、設計基準事故が発生した場合に、長期間にわたり機能が要求される設備として、原子炉建屋ガス処理系配管の一部、中央制御室換気系ダクトの一部、格納容器スプレイ系のスプレイヘッダを抽出していることを以下のとおり確認している。</p> <p>2. 静的機器の単一故障</p> <p>2.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計機器の抽出</p> <p>東海第二発電所において、重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上若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系統を抽出した。</p> <div><div>重要度が特に高い安全機能を有する系統である（添付1）</div><div>YES</div><div>NO</div><div>① 多重性又は多様性及び独立性を有している（添付2）</div><div>YES</div><div>NO</div><div>② 長期間の機能要求がある（添付2）</div><div>YES</div><div>NO</div><div>対象系統（3系統）※</div><div>対象外</div></div> <p>※ 現有設備では、ディーゼル発電機の燃料系である軽油貯蔵タンクが1基（単一設計）であるが、今回の申請において軽油貯蔵タンクを2基に変更し、多重性を有する設計とする。</p> <p>抽出に当たっては、設置許可基準規則の解釈第12条第3項の表に規定された安全機能を有する系統を、「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」並びに社団法人日本電気協会「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」（JEAG4612-2010）及び「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」（JEAG4611-2009）に示される安全施設の中から選定した。その結果を添付</p>
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																										
（PWR）	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																									
（BWR）	崩壊熱除去機能																									
	原子炉が隔離された場合の注水機能																									
	原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能																									
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための																										
（PWR）	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																									
（BWR）	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																									

設置許可基準規則/解釈		基準適合への対応状況	審査資料記載内容
(BWR)	原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能		1に示す。 添付1で選定した系統について、多重性又は多様性及び独立性の有無並びに長期間にわたる要求の有無について整理した。整理した結果を添付2に示す。 添付2で整理した結果に基づき、重要度が特に高い安全機能を有する系統で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上若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以下の3系統を抽出した。
	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		(1) 原子炉建屋ガス処理系 ・単一設計箇所：配管の一部
	格納容器の冷却機能		(2) 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系） ・単一設計箇所：スプレイヘッド（サブプレッション・チェンパ側）
	格納容器内の可燃性ガス制御機能		(3) 中央制御室換気系 ・単一設計箇所：ダクトの一部
	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		【審査資料 p16～p17】
	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		
	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		(多重性) ○多重化するとしていることを系統概要図で示している。
	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		第2－1図 原子炉建屋ガス処理系系統概要図
	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能		第2－6図 格納容器スプレイ系（残留熱除去系）系統概要図
	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		第2－10図 中央制御室換気系系統概要図
	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		○多重化されていない静的機器を抽出していることを示している。
	事故時の原子炉の停止状態の把握機能		(1) 原子炉建屋ガス処理系 ・単一設計箇所：配管の一部
	事故時の炉心冷却状態の把握機能		(2) 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系） ・単一設計箇所：スプレイヘッド（サブプレッション・チェンパ側）
	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能		(3) 中央制御室換気系 ・単一設計箇所：ダクトの一部
	事故時のプラント操作のための情報の把握機能		○多重化されていない静的機器について系統概要図で示している。
			第2－1図 原子炉建屋ガス処理系系統概要図
			第2－6図 格納容器スプレイ系（残留熱除去系）系統概要図
			第2－10図 中央制御室換気系系統概要図

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>(多様性)</p> <p>○共通要因故障の起因となるハザードについて、網羅的に検討され、重要度の特に高い安全機能を有する系統に対し設計上考慮する方針であること、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るよう設計上の配慮をはかっていることを示されている。</p> <p>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ている。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ことが示されている。</p> <p>【添付資料2 No. 18, 19 (残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系)】</p> <p>「残留熱除去系海水系、非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、二次格納施設外の環境条件に想定される自然環境においても、健全に動作するよう設計されている。(自然現象としては、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を想定する。)」</p> <p>【審査資料 p添付2-42】</p> <p>(独立性)</p> <p>○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が考えられ、設計上の考慮として、以下の通り整理されていることを示している。</p> <p>(1) 環境要因</p> <p>自動減圧系(逃がし安全弁)等は、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。</p> <p>(2) 相互依存要因</p> <p>共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており、独立性を有している。</p> <p>【審査資料 p添付2-1～p添付2-66】</p> <p>○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、系統の独立性を損われない設計としていることを示している。</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>【添付2 No.8（残留熱除去系（低圧注水モード）】</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）のA系とB系はタイラインにより接続しているが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており、重要度分類もMS－1で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。</p> <p>【審査資料 p添付2-21】</p> <p>【添付2 No.11（残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）】</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却モード）のA系とB系はタイラインにより接続しているが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており、重要度分類もMS－1で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。</p> <p>【審査資料 p添付2-28】</p> <p>【添付2 No.18, 19（残留熱除去系海水系及びディーゼル発電機海水系）】</p> <p>残留熱除去系海水系のA系とB系はタイラインにより接続しているが、タイラインの破損により同時に系統機能を喪失しないために適切に弁を設置している。当該ラインは主配管と同じ耐震Sクラスで設計されており、重要度分類についても主配管から隔離弁までの範囲はMS－1相当で設計しており主配管と同等の信頼性を有している。</p> <p>なお、隔離弁は手動弁であり、施錠により弁ハンドルを固定し誤操作防止措置を講じている。</p> <p>【審査資料 p添付2-42】</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、当該系統を構成する機械又は器具の構造、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る。各系列又は各系列相互間は、離隔距離をとるか、必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離するとともに、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、若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方針であることを示している。</p> <p>【審査資料 重要度の特に高い安全機能を有する系統・機器 整理票】</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
<p>2 (解釈)</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。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。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>【解釈4，5 関連】</p> <p>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、単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される格納容器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、最も過酷な条件になる全周破断を想定する。この故障においては、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。</p> <p>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、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「添付資料十3．4 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、2日間とする。</p> <p>中央制御室換気系のうち単一設計とする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、最も過酷な条件となる全周破断を想定する。この故障においては、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、想定される単一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、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、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、2日間とする。</p>	<p>○「原子炉建屋ガス処理系配管の一部」、「中央制御室換気系ダクトの一部」については、故障の除去又は修復が確実に可能とし安全機能を喪失しないため「単一故障を仮定しない」としている。</p> <p>「格納容器スプレイ系スプレイヘッダ」については、単一の設計としても「他の機能により代替可能であり安全機能が確実に代替」または「他の機能に期待しなくても安全機能が確保」することで安全機能を喪失しないため「多重性の要求を適用しない」としている。</p> <p>2.2 静的機器の基準適合性確認</p> <p>設置許可基準規則の解釈第12条の第5項に以下の記載がある。</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>上記内容から、単一故障を仮定しなくてもよい場合及び多重性の要求が適用されない場合の条件は以下のとおりとなる。</p> <p>① 単一故障が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確実に除去又は修復できる。</p> <p>② 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。</p> <p>③ 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る。</p> <p>2.1 で抽出した静的機器について、①～③の条件に照らして基準適合性を確認した結果、第2-1表に示すとおりとなった。</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容																							
		<div>第 2-1 表 静的機器の基準適合性確認結果一覧</div> <table><tr><th rowspan="2">系統</th><th rowspan="2">対象機器</th><th colspan="3">適合条件</th></tr><tr><th>①</th><th>②</th><th>③</th></tr><tr><td>原子炉建屋ガス処理系</td><td>配管の一部</td><td>○</td><td>－</td><td>－</td></tr><tr><td>格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系)</td><td>スプレイヘッダ (サブプレッション・チェンバ側)</td><td>－</td><td>－</td><td>○</td></tr><tr><td>中央制御室換気系</td><td>ダクトの一部</td><td>○</td><td>－</td><td>－</td></tr></table> <div>【審査資料 p18～p19】</div>	系統	対象機器	適合条件			①	②	③	原子炉建屋ガス処理系	配管の一部	○	－	－	格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系)	スプレイヘッダ (サブプレッション・チェンバ側)	－	－	○	中央制御室換気系	ダクトの一部	○	－	－
系統	対象機器	適合条件																							
		①	②	③																					
原子炉建屋ガス処理系	配管の一部	○	－	－																					
格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系)	スプレイヘッダ (サブプレッション・チェンバ側)	－	－	○																					
中央制御室換気系	ダクトの一部	○	－	－																					

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>○原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉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全周破断を想定していることを以下のとおり確認している。</p> <p>また、中央制御室換気系の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全周破断を想定していることを以下のとおり確認している。</p> <p>(原子炉建屋ガス処理系配管の一部)</p> <p>2.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性</p> <p>(2) 対象機器の影響評価</p> <p>b. 故障の仮定</p> <p>原子炉建屋ガス処理系配管の一部について、影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所を故障を検討した。上述のとおり、当該配管については軽微な腐食程度しか考えられず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても、全周破断の発生は考えられない。</p> <p>しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全周破断を仮定する。</p> <p>なお、原子炉建屋ガス処理系の建屋からの吸込部は床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない、配管径も大きいことから閉塞が発生することはない。</p> <p style="text-align: right;">【審査資料 p25】</p> <p>(中央制御室換気空調系ダクトの一部)</p> <p>2.5 中央制御室換気系の基準適合性</p> <p>(2) 対象機器の影響評価</p> <p>b. 故障の仮定</p> <p>中央制御室換気系ダクトの一部について、影響評価を実施する上で仮定する単一設計箇所を故障を検討した。上述のとおり、当該ダクトについては健全性を確保しており、軽微な腐食程度しか考えられず、運転条件、環境条件等から最も過酷な条件を想定したとしても、全周破断の発生は考えられない。</p> <p>しかしながら、系統機能を喪失させる故障を仮定する観点から、全周破断を仮定する。</p> <p>なお、中央制御室換気系ダクトは、吸込部が中央制御室床面より離れた位置に配置しており、大きな異物が系統に流入することはない、ダクト口径も大きいことから閉塞が発生することはない。</p> <p style="text-align: right;">【審査資料 p50】</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>○いずれの故障においても、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としている。</p> <p>(原子炉建屋ガス処理系配管の一部)</p> <p>2.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性</p> <p>(3) 故障箇所の修復</p> <p>a. 検知性</p> <p>事故発生後、中央制御室ではパラメータ（系統流量、原子炉建屋差圧、放射線モニタ等）を監視しており、各区分の配管に全周破断が発生した場合は、パラメータ変動の確認により異常を検知し、現場確認（視覚、聴覚、触覚）により破断箇所を特定する。</p> <p>b. 修復性</p> <p>配管の修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順により修復を行う。</p> <p>なお、現場確認により、単一設計箇所と二重化された箇所で配管の形状（直管、エルボ管、分岐管）に違いはないことを確認しており、修復方法も様々な配管形状に対応できる工法であることから、いずれの箇所で故障が発生した場合でも修復可能である。</p> <p>① 準備作業（修復用資機材運搬等）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・修復用資機材は発電所構内に保管する。 ・修復用資機材は使用環境（耐圧性、耐熱性）を考慮した仕様のものを準備する。 <p>② 修復箇所の作業性を確保する（高所の場合は足場を設置する）。</p> <p>③ 破断面のバリ等の凹凸を除去し、チェーンブロック等により芯合せを行う。</p> <p>④ 配管破断箇所に、修復用資機材（補修用パテ、クランプ等）を取り付ける。</p> <div data-bbox="1406 1107 1971 1321"> </div> <p>第2-5図 配管修復イメージ</p> <p>修復は破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることか</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>ら、足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。</p> <p style="text-align: right;">【審査資料 p34～35】</p> <p>(中央制御室換気空調系ダクトの一部)</p> <p>2.5 中央制御室換気系の基準適合性</p> <p>(3) 故障箇所の修復</p> <p>a. 検知性</p> <p>中央制御室換気系ダクト(単一設計箇所及び二重化された部分)に全周破断が発生した場合は、中央制御室での確認(中央制御室エリア放射線モニタの指示値上昇、通風口からの破断音)及び現場確認(視覚、聴覚、触覚)により、全周破断箇所の特定は可能である。なお、故障の位置や大きさによっては中央制御室での検知は困難であるが、巡視点検により異常の有無を現場で検知することができる。</p> <p>b. 修復性</p> <p>ダクトの修復作業は、破断箇所を特定した後、あらかじめ用意した修復用資機材を用いて、以下の手順で行う。修復作業の一例を第2-13図に示す。</p> <p>なお、現場確認により、単一設計箇所と二重化された箇所でダクトの形状(直管、エルボ管、分岐管、床貫通部)に違いはないことを確認しており、修復方法も様々なダクト形状に対応できる工法であることから、いずれの箇所でも故障が発生した場合でも修復可能である。</p> <p>なお、現場確認により、単一設計箇所と二重化された箇所でダクトの形状(直管、エルボ管、分岐管、床貫通部)に違いはないことを確認しており、修復方法も様々なダクト形状に対応できる工法であることから、いずれの箇所でも故障が発生した場合でも修復可能である。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 準備作業(修復用資機材運搬等) <ul style="list-style-type: none"> ・修復用資機材は発電所構内に保管する。 ・修復用資機材は使用環境(耐圧性、耐熱性)を考慮した仕様のものを準備する。 ② 修復箇所の作業性を確保する(高所の場合は足場を設置する)。 ③ 破断面のバリ等の凹凸を除去する。 ④ ダクト破断箇所に、修復用資機材(ゴムシート、当て板等)を取り付ける。 <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">第2-13図 ダクトの修復イメージ</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>修復は破断箇所を特定した後に行うため、足場設置箇所が限定できることから、足場の組立作業を含めても2日間程度で修復可能である。</p> <p style="text-align: right;">【審査資料 p56～57】</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>○安全上支障のない期間については、修復作業を2日間とし、その間における周辺の公衆に対する放射線被ばくは、「添付資料十3. 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とすることができること。</p> <p>(原子炉建屋ガス処理系配管の一部)</p> <p>2.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性</p> <p>(2) 対象個所の影響評価</p> <p>c. 仮定した故障による影響評価</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去した後に、原子炉建屋内ガスを環境へ放出することで、原子炉施設周辺の一般公衆の放射線被ばくを低減させるものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、非居住区域境界外の被ばく評価を行う。</p> <p>前提とする事故については、設置許可申請書添付書類十の安全評価で、原子炉建屋ガス処理系の機能を期待している原子炉冷却材喪失及び燃料集合体の落下とする。</p> <p>(c) 評価条件</p> <p>i) 原子炉冷却材喪失</p> <p>原子炉冷却材喪失において、動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、追加で単一設計箇所での静的機器の故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第2-6表に示す。なお、評価に当たっては、原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし、配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。</p> <p>ii) 燃料集合体の落下</p> <p>燃料集合体の落下において、動的機器の単一故障を仮定したベースケースと、追加で静的機器の単一故障を考慮した影響評価の評価条件の比較を第2-7表に示す。なお、評価に当たっては、原子炉建屋ガス処理系配管の破断箇所の修復は行わないものとし、配管破断後は破断箇所からの放出が続くものとする。</p> <p>(d) 評価結果</p> <p>i) 原子炉冷却材喪失</p> <p>原子炉冷却材喪失について単一設計箇所の静的機器の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②（非常用ガス再循環系－非常用ガス処理系連絡配管）が全周破断した場合の評価結果は、第2-8表に示すとおり約1.0×10^{-2} mSvであり、判断基準（実効線量5mSv以下）を満足</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>することを確認した。</p> <p>ii) 燃料集合体の落下</p> <p>燃料集合体の落下について単一設計箇所(静的機器)の故障を考慮した影響評価において、原子炉建屋ガス処理系配管のうち区分②(非常用ガス再循環系ー非常用ガス処理系連絡配管)が全周破断した場合の評価結果は、第2-9表に示すとおり約5.9×10^{-2} mSvであり、判断基準(実効線量5mSv以下)を満足することを確認した。</p> <p style="text-align: right;">【審査資料 p25～p32】</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>○当該作業に係る作業員の被ばくは緊急時作業に係る線量限度以下とすることができるとしている。</p> <p>(原子炉建屋ガス処理系配管の一部)</p> <p>2.3 原子炉建屋ガス処理系の基準適合性</p> <p>(3) 故障箇所の修復</p> <p>c. 修復作業での被ばく評価</p> <p>原子炉建屋ガス処理系の静的機器の単一故障を想定し、修復作業における被ばく評価を実施した。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系の配管修復を行う際の前提を、条件が厳しくなる燃料集合体の落下として、以下の条件で被ばく評価を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故発生から20日後の線量率を用いる。 ・ 1人当たりの作業時間を4時間とする。 ・ 作業場所は単一設計箇所でフィルタに最も接近するフィルタから2mの位置とする。 ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。 <p>評価の結果、作業員の被ばく線量は約52mSvとなり、災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると、それを下回っていることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">【審査資料 p35～p36】</p> <p>(中央制御室換気系ダクトの一部)</p> <p>2.5 中央制御室換気系の基準適合性</p> <p>(2) 対象機器の影響評価</p> <p>c. 仮定した故障による影響評価</p> <p>中央制御室換気系は、事故時に発生する雰囲気ガスに含まれる放射性物質をフィルタにて除去することにより、運転員の被ばくを低減するものである。このため、静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として、運転員の被ばく評価を行う。</p> <p>運転員の被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号）（以下「内規」という。）に従い実施することとし、前提とする事故については、内規に示される、主蒸気管破断（仮想事故）及び原子炉冷却材喪失（仮想事故）を評価対象とする。</p> <p>(d) 評価結果</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
		<p>主蒸気管破断（仮想事故）を前提とした事故発生後 30 日間について、中央制御室換気系ダクトの単一設計箇所を考慮した運転員の線量評価の結果は約 2.7mSv であり、判断基準（実効線量 100mSv 以下）を満足することを確認した。評価結果を第 2-21 表に示す。なお、原子炉冷却材喪失（仮想事故）については約 2.1mSv となった。</p> <p style="text-align: right;">【審査資料 p51～p55】</p> <p>(3) 故障箇所の修復</p> <p>c. 修復作業での被ばく評価</p> <p>中央制御室換気系ダクトの修復を行う際の前提を条件が厳しくなる主蒸気管破断（仮想事故）として、以下の条件で被ばく評価を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故発生から24時間後の線量率を用いる。 ・ 1人当たりの作業時間を12時間とする。 ・ 作業場所は単一設計箇所でフィルタに最も接近するフィルタから2mの位置とする。 ・ 保守的にマスク等の防護装備の効果は見込まない。 <p>評価の結果、作業員の被ばく線量は約6.2×10^{-1} mSvとなり、災害発生時の復旧作業であることから緊急作業時の線量限度（100mSv）と比較すると、それを下回っていることを確認した。評価結果を第2-22表に示す。</p> <p style="text-align: right;">【審査資料 p57～p58】</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
	<p>単一設計とするスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）を有する格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）については、安全機能に最も影響を与え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格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）1系列の不作動を、静的機器の単一故障としてスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断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。また、静的機器の単一故障としてスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断を仮定しても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。</p> <p>単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部及び中央制御室換気系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。</p>	<p>○格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）スプレイヘッダ（サブプレッションチェンバ側）は、単一の設計としても「他の機能に期待しなくても安全機能が確保」または「他の機能により代替可能であり安全機能が確実に代替」されることを以下のとおり、確認している。</p> <p>【格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）】</p> <p>2.4 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系）の基準適合性</p> <p>(2) 対象機器の影響評価</p> <p>c. 仮定した故障による影響評価</p> <p>格納容器スプレイ冷却系は、事故時に上昇する格納容器の圧力、温度を低減するものであることから、単一設計箇所での静的機器の故障を仮定した場合の影響評価として格納容器の圧力、温度の評価を行う。</p> <p>前提とする事故については、設置許可申請書添付書類十の安全評価で、格納容器スプレイ冷却系の機能を期待している原子炉冷却材喪失とする。</p> <p>(d) 評価結果</p> <p>第2-15表、第2-8図及び第2-9図に示すとおり、仮に単一設計箇所であるスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断によるスプレイ機能の喪失を仮定した場合であっても、格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を超えないことを確認した。</p> <p>(3) 機能の代替性</p> <p>静的機器であるスプレイヘッダの故障を考慮した場合には、本来、動的機器の故障を考慮する必要がなく、残留熱除去系2系統の作動に期待できる。</p> <p>格納容器の冷却機能における代替性を確認する観点から、単一故障としてスプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）の全周破断を想定し、残留熱除去系2系統の作動に期待する解析を実施した。評価条件及び評価結果を添付6に示す。</p> <p>当該評価結果より、スプレイヘッダ（サブプレッション・チェンバ側）に単一故障が発生し、機能喪失したとしても、残留熱除去系2系統にてドライウェルスプレイを行うか、又は1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統をサブプレッション・プール冷却モードで運転することで、格納容器の冷却機能を代替できることを確認した。また、単一故障としての想定は、既設置許可で実施している動的機器の単一故障を想定する評価の方が、静的機器の単一故障を想定する評価に比べて保守的であることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
<p>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。</p> <p>(解釈)</p> <p>6 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、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おいて、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。</p>	<p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、さらされると考えられる全ての環境条件において、その機能が発揮できる設計とする。</p>	<p>—</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容				
<p>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。</p> <p>(解釈)</p> <p>7 第4項に規定する「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」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。</p> <p>一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p> <p>二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p> <table><tr><td>構築物、系統及び機器</td><td>要求事項</td></tr><tr><td>反応度制御系及び原子</td><td>試験のできる設計であること</td></tr></table>	構築物、系統及び機器	要求事項	反応度制御系及び原子	試験のできる設計であること	<p>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、必要性及びプラントに与える影響を考慮して適切な方法により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設計とする。</p>	<p>—</p>
構築物、系統及び機器	要求事項					
反応度制御系及び原子	試験のできる設計であること					

設置許可基準規則/解釈		基準適合への対応状況	審査資料記載内容
炉停止系 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であること		
残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること		
非常用炉心冷却系	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であること		
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること		
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であること 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こと		
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こと		
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること		
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること		
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であること		
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であること		
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こと		

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
<p>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。</p> <p>(解釈)</p> <p>10 第5項に規定する「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」とは、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、高速回転機器の破損、ガス爆発又は重量機器の落下等によって発生する飛散物をいう。なお、二次的飛散物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損又は機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。また、上記の「発生する飛散物」の評価については、「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）等によること。</p>	<p>第5項について</p> <p>(1) 格納容器内の配管の破損（破断又は漏えい）時に、破損した配管がジェット反力によるホッピングによって他の主要配管、格納容器を損傷しないよう、必要に応じて適宜破損した配管の動きを制限する構造物を設ける設計とする。</p> <p>(2) 格納容器は、流出流体のジェット力及び流出流体の加熱による熱応力に対して耐えられるように設計する。</p> <p>(3) 安全施設のうち、独立性を要求されているものは、各系統相互の隔離距離又は障壁によって分離し、ある区分で発生した飛散物が他の区分の構築物、系統及び機器に影響を与えず、かつ、ある区分の内部発生飛散物による配管の破損、機器の故障等の二次的影響が他の区分に波及しないこと、及び1区分の損傷により安全機能が喪失されない設計とする。</p> <p>(4) 非常用炉心冷却系の各ポンプ等が配置してある原子炉建屋最下階（地下2階）は、何らかの原因で原子炉建屋内に溢水事故が発生したとしても、非常用炉心冷却系の機能が喪失しないように、区分毎（区分Ⅰ、Ⅱ及びⅢ）に隔壁を設ける設計とする。</p> <p>(5) タービンミサイルについては、蒸気タービン及び発電機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の損傷確率を低くすることによって、発電用原子炉の安全を損なう可能性を極めて低くする設計とする。</p> <p>(6) 再循環ポンプは、原子炉再循環配管破断を想定しても、ポンプミサイルが生じないように、破壊限界に対し十分な強度をもつ設計とする。</p> <p>(7) ガス爆発、重量機器の落下等については、LOCA時の水素濃度が燃焼限度以下であることの確認や、クレーン落下防止設計等により飛来物が発生しないことの確認、あるいは飛来物が発生しても原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>—</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
<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>(解釈)</p> <p>1 1 第6項に規定する「重要安全施設」については、「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」においてクラスMS－1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。</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 ・原子炉停止後の除熱機能 ・炉心冷却機能 ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。） ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ・安全上特に重要な関連機能（ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。） <p>1 2 第6項に規定する「安全性が向上する場合」とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して原子炉制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより安全性が向上するとの評価及び設計がなされた場合をいう。</p> <p>1 3 第6項に規定する「共用」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。</p>	<p>今回の変更申請においては該当しない。</p>	<p>—</p>

設置許可基準規則/解釈	基準適合への対応状況	審査資料記載内容
<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>（解釈）</p> <p>1 4 第6項に規定する「相互に接続」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>