

上関原子力発電所 1 号炉 原子力規制委員会設置法  
附則第 2 3 条第 4 項に基づく提出書

原子炉設置許可申請書 本文第九号及び添付書類九記載事項 比較表

平成 2 6 年 3 月  
中国電力株式会社

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
設置許可申請書 添付書類九	<p>1. 放射線防護に関する基本方針</p> <p>1.1 基本的考え方</p> <p>放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから周辺監視区域外の公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。</p> <p>さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「<u>発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針</u>」に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。</p> <p>なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物管理の運用については、今後、原子炉施設の最終的な詳細設計に合わせて更に十分検討の上、「原子炉等規制法」に基づく保安規定に定める。</p>	<p>九 発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項</p> <p>イ <u>核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法</u></p> <p>(1) <u>放射線防護に関する基本方針・具体的方法</u></p> <p>放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから周辺監視区域外の公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。</p> <p>さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「<u>発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針</u>」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>1.2 具体的方法</p> <p>(1) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮へい設備，換気空調設備，放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し，運用する。</p> <p>(2) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために，管理区域を設定して，立入りの制限を行い，外部放射線に係る線量当量，空气中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視してその結果を管理区域内の諸管理に反映するとともに必要な情報を管理区域の入口付近等に表示し，作業環境の整備に努める。</p> <p>(3) 放射線業務従事者に対しては，被ばく歴を把握し，常に線量を測定評価し線量の低減に努める。 さらに，各個人については定期的に健康診断を行って常に身体的状態を把握する。</p> <p>(4) 管理区域の外側には，周辺監視区域を設定して，この区域内では人の居住を禁止し，境界にさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。</p> <p>(5) 原子炉施設の保全のために，管理区域以外の場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定し，立入りの制限，物品の持ち出しの制限等を行う。</p> <p>(6) 気体及び液体廃棄物の放出については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき線量目標値の達成を可能とする範囲内で放出管理の目標値を定め，これを超えないように努める。</p>	<p>具体的方法については，以下のとおりとする。</p> <p>(i) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，遮蔽設備，換気空調設備，放射線管理施設及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し，運用する。</p> <p>(ii) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために，管理区域を設定して，立入りの制限を行い，外部放射線に係る線量当量，空气中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。</p> <p>(iii) 放射線業務従事者に対しては，線量を測定評価し線量の低減に努める。</p> <p>(iv) 管理区域の外側には，周辺監視区域を設定して，立入りを制限する。</p> <p>(v) 気体及び液体廃棄物の放出については，放出管理の目標値を定め，これを超えないように努める。</p>	
添付書類八 P.8-11-4	<p>11. 放射線防護設備及び放射線管理設備</p> <p>11.1 放射線防護設備</p> <p>11.1.2 設計方針</p> <p>(6) 周辺の放射線防護</p> <p>原子炉施設は通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空気カーマが，人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 50 <math>\mu</math>Gy を下回るように設計する。</p>	<p>なお，<u>発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）</u>は通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線（以下「直接線」という。）及びスカイシャインガンマ線（以下「スカイシャイン線」という。）による敷地境界外の空間線量率が十分に低減できるものとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2. 発電所の放射線管理</p> <p>2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定</p> <p>2.1.1 管理区域</p> <p>炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が<u>経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第 2 条）</u>に定められた値を超えるか、又はそのおそれのある区域はすべて管理区域とする。</p> <p>実際には部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して、<u>第 2.1-1 図に示すように原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、サービス建物、固体廃棄物貯蔵所等を管理区域とする。</u></p> <p>なお、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物及びサービス建物における管理区域は、添付書類八「11.1 放射線防護設備」に示す遮へい区分図の区分 A を除いた範囲とする。</p> <p>また、新燃料搬入時、使用済燃料輸送時等、<u>上記管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか、又はそのおそれのある区域が生じた場合は、一時管理区域とする。</u></p> <p>2.1.2 保全区域</p> <p>「<u>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</u>」（第 1 条）に基づき、原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域であって管理区域以外の区域を保全区域とする。</p> <p>2.1.3 周辺監視区域</p> <p>外部放射線に係る線量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が、<u>経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第 3 条及び第 9 条）</u>に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。周辺監視区域の境界は実際には管理上の便宜も考慮して<u>第 2.1-1 図に示すように設定する。</u></p>	<p>(2) 管理区域及び周辺監視区域の設定</p> <p>(i) 管理区域</p> <p>炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が「<u>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示</u>」（以下「<u>線量限度等を定める告示</u>」という。）に定められた値を超えるか、又はそのおそれのある区域はすべて管理区域とする。</p> <p>実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、サービス建物、固体廃棄物貯蔵所等に<u>管理区域を設定する。</u></p> <p>なお、新燃料搬入時、使用済燃料輸送時等、管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか、又はそのおそれのある区域が生じた場合は、一時管理区域とする。</p> <p>(ii) 周辺監視区域</p> <p>外部放射線に係る線量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が、「<u>線量限度等を定める告示</u>」に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。</p> <p>周辺監視区域の境界は実際には管理上の便宜も考慮して設定する。</p>	<p>保全区域の削除（設置許可運用ガイド）</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.2 管理区域内の管理</p> <p>管理区域については、「<u>「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第 8 条）</u>に従って、次の措置を講じる。</p> <p>(1) 壁、<u>さく</u>等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、かぎの管理等の措置を講じる。</p> <p>(2) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。</p> <p>(3) 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって、放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、<u>経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第 5 条）</u>に定める表面密度限度を超えないようにする。</p> <p>(4) 管理区域の<u>うち汚染又は汚染のおそれのある区域</u>から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が(3)の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</p> <p>また、<u>管理区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるので、これらのことを考慮して適切な管理を行う。</u></p> <p>2.2.1 遮へい及び換気</p> <p>放射線業務従事者等の放射線被ばくを防護するため、以下に述べるように遮へい及び換気を行う。</p> <p>(1) 遮へい</p> <p>放射線業務従事者を外部被ばくから防護するため、<u>添付書類八の「11.1.3.(1) 遮へい設備」に示す遮へい設計に基づき管理区域を区分する。また、機器、設備の補修作業においては、必要に応じ、コンクリートブロック、鉛、鋼板等でできた一時的遮へいを使用し、被ばく低減を図る。</u></p> <p>(2) 換 気</p> <p>放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、<u>添付書類八の「11.1.3(2) 換気空調設備」に示す換気空調設備により、空気中の放射性物質の濃度が十分低くなるようにするとともに、濃度に応じて適切な区域区分管理を行う。また、機器、設備の補修作業においては、必要に応じ、区画しフィルタ付局所排風機による換気を行い、被ばく低減を図る。</u></p>	<p>(3) 管理区域内の管理</p> <p>(i) 管理区域については、「<u>「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）</u>に従って、次の措置を講じる。</p> <p><u>a.</u> 壁、<u>柵</u>等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、かぎの管理等の措置を講じる。</p> <p><u>b.</u> 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。</p> <p><u>c.</u> 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって、放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、「<u>線量限度等を定める告示</u>」に定める表面密度限度を超えないようにする。</p> <p><u>d.</u> 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が <u>c.</u> の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</p> <p>(ii) 管理区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるので、<u>これらのことを考慮して以下に述べるように適切な管理を行う。</u></p> <p><u>a.</u> 放射線業務従事者等を外部被ばくから防護するため、<u>遮蔽設計</u>に基づき管理区域を区分する。</p> <p><u>b.</u> 放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、換気空調設備により、空気中の放射性物質の濃度が十分低くなるようにするとともに、濃度に応じて適切な<u>区域区分管理</u>を行う。</p>	<p>実用炉則との記載の整合</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.2.2 線量当量等の測定</p> <p>放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実に出来るようにするため放射線測定器により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。</p>	<p><u>c.</u> 放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実に出来るようにするため、プロセス放射線モニタリング設備、エリア放射線モニタリング設備、放射線サーベイ機器等により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。</p>	<p>管理区域の放射線レベル等の状況把握、放射線管理に用いられる機器の追記</p>
<p>本文第 5 号： P. 32</p>	<p>チ. 放射線管理施設の構造及び設備</p> <p>(1) 屋内管理用の主要な設備の種類</p> <p>(2) 放射線監視設備</p> <p>各系統の放射性物質の濃度及び原子炉格納容器、燃料取扱場所等の管理区域等の主要箇所等の外部放射線量率等を監視、測定するために、プロセス放射線モニタリング設備、エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベイ機器を設ける。</p>		
	<p>(1) 外部放射線に係る線量当量の測定</p> <p>a. エリア放射線モニタによる測定</p> <p>管理区域内の外部放射線に係る線量当量を把握するため、管理区域内の主要部分について外部放射線に係る線量当量率を測定し、放射線レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合、中央制御室、廃棄物処理制御室及び必要な箇所については現場において警報を出す。</p> <p>なお、警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は、通常のバックグラウンド値を基にして定める。</p> <p>エリア放射線モニタの主な設置場所は、添付書類八の「11.2 放射線管理施設」に示す。</p> <p>b. サーベイメータによる測定</p> <p>放射線業務従事者等が特に頻りに立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。</p> <p>サーベイメータとしては、次のものを使用する。</p> <p>β・γ線用サーベイメータ</p> <p>中性子線用サーベイメータ</p> <p>(2) 空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定</p> <p>管理区域内の空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度を把握するため、空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を測定する。</p> <p>a. 排気モニタによる測定</p> <p>以下の排気モニタにより建物内の空気中の放射性物質の濃度を常に監視し、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は、中央制御室において警報を出し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>なお、これらの排気モニタは、後に述べる気体廃棄物放出管理の目的も持っている。</p> <p>排気筒モニタ 原子炉棟排気モニタ</p> <p>b. サンプルングによる測定 放射線業務従事者等が特に頻繁に立ち入る箇所については、サンプルングにより空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を定期的及び必要の都度行う。</p> <p>(3) 系統内の放射能測定 原子炉施設が正常に運転されていることを確認するため、系統内の気体及び液体中の放射性物質の濃度を測定する。</p> <p>a. プロセス放射線モニタによる測定 プロセス放射線モニタは、空気中又は水中の放射性物質の濃度を常に監視し、放射能レベルが、あらかじめ設定された値を超えた場合は、中央制御室において警報を出し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。また、液体廃棄物処理系排水モニタについては、廃棄物処理制御室においても警報を出す。</p> <p>なお、警報は異常の発見を目的とするところから、その警報設定点は通常のバックグラウンド値を基にして定める。</p> <p>主なモニタは、添付書類八の「11.2 放射線管理設備」に示す。</p> <p>b. サンプルングによる測定 主な系統については、定期的及び必要の都度サンプルングにより放射性物質の濃度を測定する。</p> <p>2.2.3 人の出入管理</p> <p>(1) 管理区域への立入制限 管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ必要な場合に限るものとする。</p> <p>なお、管理区域への立入制限は、チェックポイントにおいて行う。</p> <p>(2) 出入管理の原則</p> <p>a. 管理区域の出入りはチェックポイントを経由して行う。</p> <p>b. 管理区域に立ち入る者には、所定の保護衣類、線量当量測定器等を着用させる。</p> <p>c. 管理区域のうち汚染又は汚染のおそれのある区域から退出する者には、体表面モニタ等によって表面汚染検査を行わせる。</p> <p>d. チェックポイントにおいて、管理区域の人の出入りを確認し、記録する。</p> <p>(3) 管理区域内での遵守事項</p> <p>a. 指定された場所以外では、飲食及び喫煙を禁止する。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>b. 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は、直ちに必要箇所へ連絡させ、その指示に従わせる。</p> <p>2.2.4 物品の出入管理  管理区域への物品の持ち込み及び持ち出しは、チェックポイントを経由して行う。ただし、燃料及び大型機器等の搬出入に際しては、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物等の機器搬入口に臨時の出入管理設備を設けて出入管理を行う。</p> <p>2.2.5 管理区域内の区分  管理区域は、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域である放射線管理区域と、表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域とに区分する。  さらに放射線管理区域は、その外部放射線に係る線量当量率の高低により、また、表面汚染密度又は空気中の放射性物質の濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、外部放射線に係る線量当量率に加え空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度の高低によりそれぞれ細区分し、段階的な出入管理を行うことにより管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が、容易かつ確実に行えるようにする。</p> <p>2.2.6 作業管理  管理区域での作業は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として原則として次のように行う。  (1) 事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用、時間制限等必要な条件を定め、放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。  また、必要に応じて事前に作業訓練を行うことも考慮する。  (2) 作業中には、必要に応じ、外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、必要な場合には、一時的遮へいの使用、除染等を行い、作業環境の保全に努める。  (3) 請負業者の作業管理については、当社放射線業務従事者に準じて行うほか、立会等により指導監督を行う。</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3 保全区域内の管理</p> <p>保全区域は、「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し，かつ，管理の必要性に応じて人の立入制限，かぎの管理，物品の持出制限等の措置を講じる。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.4 周辺監視区域内の管理</p> <p>「<u>「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」</u>（第 8 条）の規定に基づき，周辺監視区域は人の居住を禁止し，境界に<u>さく</u>又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。</p> <p>周辺監視区域の外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度は，<u>「経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」</u>（第 2 条）に定める値以下に保つ。</p> <p>具体的には，外部放射線に係る線量については，管理区域の外側において 3 か月について 1.3mSv を超えないよう管理する。空気中の放射性物質の濃度については，管理区域との境界を壁等によって区画するとともに，管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が容易に流出することのないよう換気系統及び排水系統を管理する。</p> <p>また，表面の放射性物質の密度については，「2.2 管理区域内の管理」に述べたように人及び物品の出入管理を十分に行う。</p> <p>これらの基準を満足していることを確認するために，管理区域外において，定期的に外部放射線に係る線量当量率及び外部放射線に係る線量当量の測定を行うとともに，必要に応じて，随時放射線サーベイを行う。</p> <p>なお，周辺監視区域境界外においては，経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第 3 条及び第 9 条）に定める線量限度及び濃度限度以下に管理するが，その方法については，「2.6 放射性廃棄物の放出管理」で述べる。</p> <p>また，その監視については，「3. 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視」で述べる。</p>	<p>(4) 周辺監視区域内の管理</p> <p>周辺監視区域については，「<u>「実用炉規則」</u>」の規定に基づき，人の居住を禁止し，境界に柵又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。</p> <p>周辺監視区域の外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度は，「<u>「線量限度等を定める告示」</u>」に定める値以下に保つ。<u>具体的には，以下に述べるように管理を行う。</u></p> <p>(i) 外部放射線に係る線量については，管理区域の外側において 3 か月について 1.3mSv を超えないよう管理する。</p> <p>(ii) 空気中の放射性物質の濃度については，管理区域との境界を壁等によって区画するとともに，管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気が容易に流出することのないよう換気系統を管理する。</p> <p>(iii) 表面の放射性物質の密度については，「(3) 管理区域内の管理」に述べたように人及び物品の出入管理を十分に行う。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.5 個人被ばく管理</p> <p>管理区域に立ち入る者の個人被ばく管理は、線量を常に測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。</p> <p>なお、請負業者の放射線業務従事者の個人被ばく管理については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に定められるものについて、当社の放射線業務従事者に準じて扱う。</p> <p>(1) 管理区域立入前の措置</p> <p>「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（第 1 条）に従って、原子炉の運転、原子炉施設の保全、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵、廃棄又は汚染の除去等の業務に従事する者であって、管理区域に立ち入る者を放射線業務従事者とする。</p> <p>また、放射線業務従事者に対しては、あらかじめ次のような措置を講じる。</p> <p>a. 放射線防護に関する教育、訓練を行う。</p> <p>b. 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。</p> <p>(2) 放射線業務従事者の線量限度</p> <p>放射線業務従事者の線量は、経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第 6 条）に定める線量限度を超えないようにする。</p> <p>(3) 線量の管理</p> <p>放射線業務従事者の線量が線量限度を超えないよう被ばく管理上必要な措置を講じる。</p> <p>a. 外部被ばくによる線量の評価</p> <p>(a) 放射線業務従事者の外部被ばくによる線量の評価は、管理区域内において、蛍光ガラス線量計等の線量当量測定器を着用させ、外部被ばくによる線量当量の積算値の定期的な測定等により行う。</p> <p>(b) 管理区域に立ち入る場合には、上記線量当量測定器の着用を確認するとともに、警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量当量をその日ごとに測定する。</p> <p>(c) 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて適切な測定器、例えば中性子線源取扱い作業などに関しては中性子用ポケット線量計等を着用させ、その都度線量当量の測定を行う。</p> <p>b. 内部被ばくによる線量の評価</p> <p>(a) 放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の評価は、ホールボディカウンタによる体外計測法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。</p> <p>(b) ホールボディカウンタによる測定は発電所入所時（放射線業務従事者として勤務を開始する時）、退所時並びに定期的及び必要に応</p>	<p>(5) 個人被ばく管理</p> <p>放射線業務従事者の個人被ばく管理は、線量を測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>じて行う。</p> <p>(c) 放射性物質の体内摂取が考えられる場合には、必要に応じてバイオアッセイを行う。</p> <p>c. 放射線業務従事者の線量評価結果は、本人に通知する。</p> <p>d. 個人の線量評価結果は、定期的に記録するとともに以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。</p> <p>なお、<u>見学者等管理区域に一時的に立ち入る者については、その都度警報付ポケット線量計等を着用させ、外部被ばくによる線量当量の測定により評価を行うほか、必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。</u></p> <p>(4) 健康管理</p> <p>a. 「労働安全衛生規則」（第44条及び第45条）による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」（第56条）の規定に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し、常にその健康状態を把握する。</p> <p>b. 健康診断結果及び線量の評価結果による医師の勧告等を考慮し、必要がある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。</p> <p>c. 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれがある場合は必要な応急措置をとる。</p>	<p>なお、<u>放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者については、外部被ばくによる線量当量の測定等により管理を行う。</u></p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p><u>2.6 放射性廃棄物の放出管理</u>  <u>発電所外に放出される気体及び液体廃棄物は、次に述べるように厳重に管理を行い、周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度が経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第9条）に定める値を超えないようにする。</u>  <u>さらに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理の目標値を定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づく測定を行い、これを超えないように努める。</u></p> <p><u>2.6.1 気体廃棄物</u>  <u>平常運転時に気体廃棄物を大気中に放出する場合は、すべて排気筒から放出することとし、次のような放出管理を行う。</u></p> <p><u>(1) 気体廃棄物の主要なものである蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器（以下「空気抽出器」という。）の排ガスについては、気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔（以下、「ホールドアップ塔」という。）によって放射能を減衰させた後、ホールドアップ塔排ガスモニタによりその放射性物質の濃度を連続的に監視しながら排気筒へ導く。</u></p> <p><u>(2) 各建物の排気については、換気空調系ごとにフィルタによる処理を行った後、排気筒又はサイトバンカ建物排気口へ導く。</u></p> <p><u>(3) 復水器真空ポンプ運転時の排ガスについては、グラウンド蒸気復水器及び復水器真空ポンプ排ガスモニタによりその放射性物質の濃度を連続的に監視しながら排気筒に導く。</u>  <u>これらの排気による放射性物質の環境放出量は、排気筒モニタによって連続監視する。この測定結果は、各系統のモニタの測定結果とともに中央制御室に指示、記録し、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は警報を出し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。</u>  <u>なお、排気筒モニタ等の警報設定点は、そのモニタのバックグラウンド値及び放出に関する管理の目標値を基にして定める。</u>  <u>また、放射性よう素、粒子状放射性物質及びトリチウムの環境放出量は、排気筒モニタのよう素用フィルタ、粒子用フィルタ及び試料水を定期的に回収し、その放射性物質の量を測定することにより監視する。</u>  <u>放出管理の具体的内容については、「4.2.3 放出管理」に述べる</u></p>	<p><u>(6) 放射性廃棄物の放出管理</u></p> <p>気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、<u>周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないように厳重な管理を行う。</u></p> <p>さらに、「<u>線量目標値に関する指針</u>」に基づき、<u>発電所から放出される放射性物質について放出管理の目標値を定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づく測定を行い、これを超えないように努める。</u></p> <p><u>(i) 気体廃棄物</u>  <u>平常運転時に気体廃棄物を大気中に放出する場合は、排気中の放射性物質の濃度を排気筒モニタによって連続監視する。</u></p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.6.2 液体廃棄物</p> <p>液体廃棄物は、添付書類八の「10.2 液体廃棄物処理系」で述べた処理を行った後、復水器冷却水と混合、希釈して放出する。</p> <p>これらの液体廃棄物を放出する場合にはあらかじめ、タンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定し、放出量を確認する。</p> <p>また、放出される液体中の放射性物質の濃度は、液体廃棄物処理系排水モニタによって常に監視する。<u>この液体廃棄物処理系排水モニタの測定結果は、中央制御室又は廃棄物処理制御室に指示、記録するとともに、放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は警報を出し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。</u></p> <p>液体廃棄物処理系排水モニタの警報設定点は、そのモニタのバックグラウンド値及び放出に関する管理の目標値を基にして定める。</p> <p>放出管理の具体的内容については、「4.3.3 放出管理」に述べる。</p>	<p>(ii) 液体廃棄物</p> <p><u>平常運転時に液体廃棄物を放出する場合にはあらかじめ、タンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定し、放出量を確認する。</u></p> <p>また、放出される液体中の放射性物質の濃度は、液体廃棄物処理系排水モニタによって常に監視する。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	変更理由
	<p>3. 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視</p> <p>「2.6 放射性廃棄物の放出管理」に述べたように、気体及び液体廃棄物の放出にあたっては、厳重な管理を行うが、<u>さらに、異常がないことの確認に資するため周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。</u></p>	<p>(7) 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視</p> <p><u>「(6) 放射性廃棄物の放出管理」で述べたように、放射性廃棄物の放出にあたっては、厳重な管理を行うが、異常がないことの確認に資するため、</u>周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	変更理由												
	<p>3.1 空間放射線量等の監視 空間放射線量, 空間放射線量率及び空気中の粒子状放射性物質濃度の測定は, 下表に示すように行う。</p> <table border="1" data-bbox="400 327 1436 936"> <thead> <tr> <th data-bbox="400 327 700 375">測定対象</th> <th data-bbox="700 327 928 375">測定頻度</th> <th data-bbox="928 327 1436 375">測定点及び監視</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="400 375 700 529">空間放射線量</td> <td data-bbox="700 375 928 529">1 回/3 か月</td> <td data-bbox="928 375 1436 529"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリングポイントを設定</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 529 700 688">空間放射線量率</td> <td data-bbox="700 529 928 688">常 時</td> <td data-bbox="928 529 1436 688"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近にモニタリングポストを設置</li> <li>・中央制御室で常時監視</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 688 700 936">粒子状放射性物質濃度</td> <td data-bbox="700 688 928 936">常 時</td> <td data-bbox="928 688 1436 936"> <ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近にダストモニタを設置</li> <li>・全 <math>\alpha</math>, <math>\beta</math> 線測定値を記録する</li> <li>・フィルタを定期的に回収し核種分析測定する</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>	測定対象	測定頻度	測定点及び監視	空間放射線量	1 回/3 か月	<ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリングポイントを設定</li> </ul>	空間放射線量率	常 時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近にモニタリングポストを設置</li> <li>・中央制御室で常時監視</li> </ul>	粒子状放射性物質濃度	常 時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近にダストモニタを設置</li> <li>・全 <math>\alpha</math>, <math>\beta</math> 線測定値を記録する</li> <li>・フィルタを定期的に回収し核種分析測定する</li> </ul>	<p>(i) 空間線量等の監視 空間線量, 空間線量率及び空気中の粒子状放射性物質濃度について, 測定頻度及び測定点を定めて監視を行う。 <u>なお, モニタリングポストにより測定した空間線量率は, 中央制御室で監視する。</u></p>	
測定対象	測定頻度	測定点及び監視													
空間放射線量	1 回/3 か月	<ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリングポイントを設定</li> </ul>													
空間放射線量率	常 時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近にモニタリングポストを設置</li> <li>・中央制御室で常時監視</li> </ul>													
粒子状放射性物質濃度	常 時	<ul style="list-style-type: none"> <li>・周辺監視区域境界付近にダストモニタを設置</li> <li>・全 <math>\alpha</math>, <math>\beta</math> 線測定値を記録する</li> <li>・フィルタを定期的に回収し核種分析測定する</li> </ul>													



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	変更理由
	<p>3.2 環境試料の放射能監視  <u>周辺環境試料の放射能監視は、次のように行う。</u></p> <p>環境試料の種類：海水，海底土，土壌，陸上植物，海洋生物等  頻 度：原則として年 2～4 回とする。  測 定 核 種：核分裂生成物であるよう素（I-131）及びセシウム（Cs-137）並びに腐食生成物であるコバルト（Co-60）に重点をおく。</p> <p>なお，試料の分析は当社施設で行う。</p>	<p><u>(ii) 環境試料の放射能監視</u>  <u>周辺環境試料について，種類，頻度及び測定核種を定めて放射能監視を行う。</u></p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	変更理由
	<p>3.3 異常時における測定</p> <p>放射性廃棄物の放出は、排気筒モニタ、液体廃棄物処理系排水モニタ等により常時監視されており、その指示に万一異常があれば適切な措置をとるものとする。</p> <p>万一異常放出があった場合及び必要に応じ、機動性のある放射能観測車により敷地周辺の空間放射線量率及び放射性物質の濃度を測定し、その範囲、程度等の推定を敏速かつ確実に行う。</p> <p>放射能観測車には、空間放射線量率測定器、空気中の粒子状放射性物質濃度及び放射性よう素濃度測定用のサンプラと測定器、無線機等を備える。</p> <p><u>さらに、周辺監視区域境界付近に設けるモニタリングポストにより空間放射線量率を測定し、中央制御室で監視する。</u></p>	<p>(iii) 異常時における測定</p> <p>放射性廃棄物の放出は、排気筒モニタ、液体廃棄物処理系排水モニタ等により常時監視されており、その指示に万一異常があれば適切な措置をとるものとする。</p> <p>万一異常放出があった場合及び必要に応じ、機動性のある放射能観測車により敷地周辺の空間線量率及び放射性物質の濃度を測定し、その範囲、程度等の推定を敏速かつ確実に行う。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	変更理由
	<p>4. <u>放射性廃棄物処理</u></p> <p>4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方</p> <p>放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては「<u>実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則</u>」を遵守するとともに、「<u>発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針</u>」の考え方に基づくものとする。</p> <p>(1) 気体廃棄物については、その主なものである空気抽出器排ガスをホールドアップ塔に通し、排ガス中の放射能を十分減衰させ、監視しながら排気筒から大気に放出する。</p> <p>また、他の排気については下記の対策を講じることにより、排気中の放射性物質の低減を図った後、監視しながら排気筒から大気に放出する。</p> <p>a. 蒸気タービンのグランドシールに復水貯蔵タンクの水を加熱し蒸発させた放射性物質の濃度が十分低い蒸気を用いることにより、グランド部からの戻り蒸気が流入するグランド蒸気復水器からの排ガス中の放射性物質を無視できる程度とする。</p> <p>b. 復水器真空ポンプは原子炉の起動時、原子炉で発生した蒸気が復水器に流入するまで使用することとし、復水器真空ポンプからの排ガス中の放射性物質の濃度を十分低いものとする。</p> <p>c. 汚染の可能性のある区域からの換気空調設備の排気については、フィルタで処理することにより、排気中に含まれる粒子状放射性物質を無視できる程度とする。</p> <p>(2) 液体廃棄物については、液体廃棄物処理系において蒸留等の処理を行い、原則として放射性物質の濃度がごく低い廃液を除いては環境放出を行わず、補給水として再使用する。</p> <p>(3) 固体廃棄物は、その種類に応じてドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか、又は貯蔵槽等に貯蔵する。</p> <p>可燃性雑固体及び不燃性雑固体廃棄物は、仕分けし、可能なものは圧縮等により減容し、ドラム缶等に詰めて固体廃棄物貯蔵所に貯蔵保管するか、放射性物質が飛散しないような措置を講じて固体廃棄物貯蔵所に貯蔵保管する。</p> <p>使用済制御棒等の放射化された機器等は、燃料プールに貯蔵する。</p> <p>なお、必要に応じて、固体廃棄物は廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。</p>	<p>ロ 放射性廃棄物の廃棄に関する事項</p> <p>(1) 放射性廃棄物処理の基本的考え方</p> <p>放射性廃棄物処理施設の設計及び管理に際しては「<u>実用炉規則</u>」を遵守するとともに、「<u>線量目標値に関する指針</u>」の考え方に基づくものとする。</p>	<p>先行プラント反映に伴う削除</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>4.2 気体廃棄物処理</p> <p>4.2.1 気体廃棄物の発生源</p> <p>通常運転時に発生する気体廃棄物中の放射性物質として、炉心燃料中で核分裂の際に生成される放射性希ガス及びよう素並びに冷却材中の酸素、アルゴン等の放射化によって生成される気体状放射化生成物を考える。</p> <p>核分裂生成希ガス及びよう素は、燃料棒被覆管に損傷があれば冷却材中に漏えいし、気体状放射化生成物とともに主蒸気に移行してタービンに運ばれ、空気抽出器から気体廃棄物処理系へ移る。</p> <p>一方、ポンプ、弁等の機器からの漏えいによって換気空調設備の排気に一部の核分裂生成希ガス及びよう素が含まれる。</p> <p>通常運転時における気体廃棄物の主な放出経路は次のとおりである。 (第4.2-1図参照)</p> <p>(1) <u>空気抽出器排ガス</u></p> <p><u>空気抽出器排ガスに含まれる気体状の放射性廃棄物は、炉心燃料からの漏えいがある場合の核分裂生成希ガス及びよう素並びに酸素及びアルゴンの放射化により生成される気体状放射化生成物とからなる。</u></p> <p><u>この排ガスは、ホールドアップ塔に通して放射能を十分減衰させ、排ガスフィルタを通して排気筒から大気に放出する。</u></p> <p>(2) <u>換気空調設備排気</u></p> <p><u>ポンプ、弁等の機器からの漏えいによって原子炉建物、タービン建物等の排気に若干の核分裂生成希ガス及びよう素が混在する。換気空調設備排気は、通常はフィルタにより排気中の微粒子をろ過した後、排気筒から大気に放出する。</u></p> <p>(3) <u>復水真空ポンプ排ガス</u></p> <p><u>短時間停止後起動する場合で、復水器真空度確立のため復水真空ポンプを運転する場合には、復水器真空ポンプ排ガスに復水器に残留する核分裂生成希ガス及びよう素が含まれる。</u></p> <p><u>この排ガスは、排気筒から大気に放出する。</u></p> <p>4.2.2 気体廃棄物の推定放出量</p> <p>気体廃棄物として放出される放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の放出量の推定は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」により行う。</p> <p>4.2.2.1 気体廃棄物放出量推定のための前提</p> <p>(1) 原子炉施設の稼働率</p> <p>原子炉施設の稼働率は、年間80%とする。</p> <p>(2) 炉心燃料からの希ガス漏えい率及び冷却材中のよう素濃度</p> <p>炉心燃料から冷却材への全希ガス漏えい率（以下「全希ガス漏えい率」</p>	<p>(2) <u>気体廃棄物の発生源及び放出管理目標値</u></p> <p><u>気体廃棄物の主なものは、蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器（以下「空気抽出器」という。）の排ガス、換気空調設備排気及び復水器真空ポンプ排ガスである。</u></p> <p>比較表 P. 22 参照</p> <p>比較表 P. 22～23 参照</p>	<p>ガイドとの整合 放射性廃棄物の主な発 生源の追記</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考								
	<p>という。) f は、年間平均を想定した30分減衰換算値で、<math>3.7 \times 10^9 \text{Bq/s}</math>とする。(以下「f」を無次元の値として用いる。)</p> <p>希ガス各核種の漏えい率<math>R_i</math> (Bq/s) は、(4.2-1) 式で計算する。 これらの結果を第4.2-1表に示す。</p> $R_i = 2.62 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.4} \cdot e^{-\lambda_i t} \quad (4.2-1)$ <p>ここで、</p> <p><math>R_i</math> : 希ガスの核種 i の漏えい率 (Bq/s)  <math>f</math> : 全希ガス漏えい率 (<math>3.7 \times 10^9</math>)  <math>Y_i</math> : 核種 i の核分裂収率 (%)  <math>\lambda_i</math> : 核種 i の崩壊定数 (<math>s^{-1}</math>)  <math>t</math> : 炉心燃料から漏えい後の減衰時間 (s)</p> <table data-bbox="652 672 1365 861"> <tr> <td>換気系排気</td> <td><math>t = 1.8 \times 10^3 \text{s}</math></td> </tr> <tr> <td>復水器真空ポンプ排ガス</td> <td><math>t = 4.32 \times 10^4 \text{s}</math></td> </tr> <tr> <td>空気抽出器排ガス</td> <td><math>t = 1.44 \times 10^5 \text{s}</math> (Kr)</td> </tr> <tr> <td></td> <td><math>t = 2.59 \times 10^6 \text{s}</math> (Xe)</td> </tr> </table> <p>また、炉心燃料からのよう素の漏えい率<math>I_i</math> (Bq/s) は、(4.2-2) 式で計算し、冷却材中のよう素濃度<math>A_i</math> (Bq/g) は、(4.2-3) 式で計算する。</p> $I_i = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5} \quad (4.2-2)$ $A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)} \quad (4.2-3)$ <p>ここで、</p> <p><math>I_i</math> : 核種 i の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)  <math>f</math> : 全希ガス漏えい率 (<math>3.7 \times 10^9</math>)  <math>Y_i</math> : 核種 i の核分裂収率 (%)  <math>\lambda_i</math> : 核種 i の崩壊定数 (<math>s^{-1}</math>)  <math>A_i</math> : 核種 i の冷却材中濃度 (Bq/g)  <math>M</math> : 冷却材保有量 (g)  <math>\beta</math> : 原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 (<math>s^{-1}</math>)</p> $\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$ <p>DF : 原子炉冷却材浄化系の除染係数  FC : 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)  <math>\gamma</math> : よう素の主蒸気への移行率 (<math>s^{-1}</math>)</p> $\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$ <p>CF : よう素の主蒸気中への移行割合</p>	換気系排気	$t = 1.8 \times 10^3 \text{s}$	復水器真空ポンプ排ガス	$t = 4.32 \times 10^4 \text{s}$	空気抽出器排ガス	$t = 1.44 \times 10^5 \text{s}$ (Kr)		$t = 2.59 \times 10^6 \text{s}$ (Xe)	<p>比較表 P. 22～23 参照</p>	
換気系排気	$t = 1.8 \times 10^3 \text{s}$										
復水器真空ポンプ排ガス	$t = 4.32 \times 10^4 \text{s}$										
空気抽出器排ガス	$t = 1.44 \times 10^5 \text{s}$ (Kr)										
	$t = 2.59 \times 10^6 \text{s}$ (Xe)										

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>FS：主蒸気流量（g/s） パラメータ及び計算結果を第4.2-2表に示す。</p> <p>4.2.2.2 気体状放射化生成物の放出量 原子炉内で酸素及びアルゴンの放射化により生成された気体状放射化生成物は、空気抽出器排ガスとして抽出される。比較的半減期の長いアルゴン-41が、ホールドアップ塔通過後環境へ放出されることになるが、その推定放出率は、核分裂生成希ガスに比べて無視し得る程度である。</p> <p>4.2.2.3 放射性希ガス及び放射性よう素の放出量 (1) 放出量の計算方法 a. 空気抽出器排ガス中の希ガス及びよう素 空気抽出器排ガス中の希ガス及びよう素は、次により計算する。 (a) 復水器から空気抽出器に移行する希ガス及びよう素の割合は、それぞれ100%及び1%とする。 (b) 空気抽出器排ガスの減衰に用いられるホールドアップ塔の希ガスの保持時間は、キセノン30日間、クリプトン40時間とする。 (c) 空気抽出器排ガス中に含まれるよう素は、ホールドアップ塔により十分に減衰するので無視する。 b. 復水器真空ポンプの運転による排ガス中の希ガス及びよう素 復水器真空ポンプの運転による排ガス中の希ガス及びよう素は、次により計算する。 (a) 復水器真空ポンプの運転による排ガス中の希ガスの年間放出量は、<math>1.25 \times 10^4 \text{Bq}</math>に全希ガス漏えい率（各号炉<math>3.7 \times 10^9</math>）を乗じた値とし、放出回数は年間5回とする。この場合、放出希ガスの実効エネルギーは、(4.2-1)式を用い、減衰時間を12時間として計算した希ガスの核種組成から求める。 (b) 復水器真空ポンプの運転による排ガス中のよう素-131及びよう素-133の年間放出量は、ともに<math>0.4 \text{Bq}</math>に全希ガス漏えい率（<math>3.7 \times 10^9</math>）を乗じた値とし、放出回数は年間5回とする。 c. 換気系から放出される希ガス及びよう素 タービン建物等の換気系から放出される希ガス及びよう素は、次により計算する。 (a) 希ガスの放出量は、第4.2-3表の係数に炉心燃料からの希ガス各核種の漏えい率（Bq/s）を乗じて計算する。 この場合、放出希ガスの実効エネルギーは、(4.2-1)式を用い減衰時間を30分として計算した希ガスの核種組成から求める。 (b) よう素の放出量は、第4.2-3表の数値に4.2.2.1(2)で求めた冷却材中のよう素-131及びよう素-133の濃度（Bq/g）を乗じた値と</p>	<p>} 比較表 P. 22～23 参照</p> <p>} 比較表 P. 24 参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考						
	<p>する。</p> <p>d. 定期検査時に放出されるよう素-131 定期検査時のよう素-131の放出量は、2 Bqに全希ガス漏えい率(3.7×10<sup>9</sup>)を乗じた値とする。</p> <p>(2) 希ガス及びよう素の放出量</p> <p>a. 希ガスの放出量 希ガスの放出量及び実効エネルギーの計算結果は、第4.2-4表に示すとおりとなる。</p> <p>b. よう素の放出量 よう素の放出量の計算結果は、第4.2-5表に示すとおりとなる。</p> <p>4.2.3 放出管理 気体廃棄物の放出に当たっては、排気筒において放出放射性物質を測定し、周辺監視区域外における線量及び放射性物質の濃度が、経済産業省告示「<u>「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外における線量限度及び空气中の濃度限度を超えないようにするとともに「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、希ガス及びよう素の放出管理目標値を下表のように設定し、これを超えないように努める。</u></p> <table border="1" data-bbox="617 1060 1207 1312"> <thead> <tr> <th colspan="2">放出管理目標値 (Bq/y)</th> </tr> <tr> <th>希ガス</th> <th>よう素-131</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>4.0×10<sup>14</sup></td> <td>1.8×10<sup>10</sup></td> </tr> </tbody> </table>	放出管理目標値 (Bq/y)		希ガス	よう素-131	4.0×10 <sup>14</sup>	1.8×10 <sup>10</sup>	<p>比較表 P. 24 参照</p> <p>気体廃棄物の放出に当たっては、「<u>「イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法、(6) 放射性廃棄物の放出管理」に述べたように「線量目標値に関する指針」に基づき、放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の放出管理目標値を以下のように設定する。</u></p> <p>比較表 P. 25 参照</p>	
放出管理目標値 (Bq/y)									
希ガス	よう素-131								
4.0×10 <sup>14</sup>	1.8×10 <sup>10</sup>								
<p>添付書類九 再掲： P. 9-4-5</p>	<p>4.2.2 気体廃棄物の推定放出量 気体廃棄物として放出される放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の放出量の推定は、「<u>「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」により行う。</u></p>	<p>気体廃棄物として放出される希ガス及びよう素の年間放出量は、「<u>「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(以下「線量目標値に対する評価指針」という。)に基づき、以下により推定する。</u></p>							
<p>添付書類九 再掲： P. 9-4-5</p>	<p>4.2.2.1 気体廃棄物放出量推定のための前提</p> <p>(1) 原子炉施設の稼働率 原子炉施設の稼働率は、年間80%とする。</p> <p>(2) 炉心燃料からの希ガス漏えい率及び冷却材中のよう素濃度 炉心燃料から冷却材への全希ガス漏えい率（以下「全希ガス漏えい率」という。）fは、年間平均を想定した30分減衰換算値で、3.7×10<sup>9</sup>Bq/sとする。（以下「f」を無次元の値として用いる。）</p>								

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考								
添付書類九 再掲： P.9-4-5～6	<p>希ガス各核種の漏えい率<math>R_i</math> (Bq/s) は、(4.2-1) 式で計算する。            これらの結果を第4.2-1表に示す。</p> $R_i = 2.62 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.4} \cdot e^{-\lambda_i t} \quad (4.2-1)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>R_i</math> : 希ガスの核種 <math>i</math> の漏えい率 (Bq/s)</li> <li><math>f</math> : 全希ガス漏えい率 (<math>3.7 \times 10^9</math>)</li> <li><math>Y_i</math> : 核種 <math>i</math> の核分裂収率 (%)</li> <li><math>\lambda_i</math> : 核種 <math>i</math> の崩壊定数 (<math>s^{-1}</math>)</li> <li><math>t</math> : 炉心燃料から漏えい後の減衰時間 (s)</li> </ul> <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td>換気系排気</td> <td><math>t = 1.8 \times 10^3 s</math></td> </tr> <tr> <td>復水器真空ポンプ排ガス</td> <td><math>t = 4.32 \times 10^4 s</math></td> </tr> <tr> <td>空気抽出器排ガス</td> <td><math>t = 1.44 \times 10^5 s</math> (Kr)</td> </tr> <tr> <td></td> <td><math>t = 2.59 \times 10^6 s</math> (Xe)</td> </tr> </table> <p>また、炉心燃料からのよう素の漏えい率<math>I_i</math> (Bq/s) は、(4.2-2) 式で計算し、冷却材中のよう素濃度<math>A_i</math> (Bq/g) は、(4.2-3) 式で計算する。</p> $I_i = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5} \quad (4.2-2)$ $A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)} \quad (4.2-3)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>I_i</math> : 核種 <math>i</math> の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)</li> <li><math>f</math> : 全希ガス漏えい率 (<math>3.7 \times 10^9</math>)</li> <li><math>Y_i</math> : 核種 <math>i</math> の核分裂収率 (%)</li> <li><math>\lambda_i</math> : 核種 <math>i</math> の崩壊定数 (<math>s^{-1}</math>)</li> <li><math>A_i</math> : 核種 <math>i</math> の冷却材中濃度 (Bq/g)</li> <li><math>M</math> : 冷却材保有量 (g)</li> <li><math>\beta</math> : 原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 (<math>s^{-1}</math>)</li> </ul> $\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$ <ul style="list-style-type: none"> <li>DF : 原子炉冷却材浄化系の除染係数</li> <li>FC : 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>\gamma</math> : よう素の主蒸気への移行率 (<math>s^{-1}</math>)</li> </ul> $\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$ <ul style="list-style-type: none"> <li>CF : よう素の主蒸気中への移行割合</li> <li>FS : 主蒸気流量 (g/s)</li> </ul> <p>パラメータ及び計算結果を第4.2-2表に示す。</p>	換気系排気	$t = 1.8 \times 10^3 s$	復水器真空ポンプ排ガス	$t = 4.32 \times 10^4 s$	空気抽出器排ガス	$t = 1.44 \times 10^5 s$ (Kr)		$t = 2.59 \times 10^6 s$ (Xe)		
換気系排気	$t = 1.8 \times 10^3 s$										
復水器真空ポンプ排ガス	$t = 4.32 \times 10^4 s$										
空気抽出器排ガス	$t = 1.44 \times 10^5 s$ (Kr)										
	$t = 2.59 \times 10^6 s$ (Xe)										



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
添付書類九 再掲： P.9-4-7～8	<p>4.2.2.3 放射性希ガス及び放射性よう素の放出量</p> <p>(1) 放出量の計算方法</p> <p>a. 空気抽出器排ガス中の希ガス及びよう素  <u>空気抽出器排ガス中の希ガス及びよう素は、次により計算する。</u></p> <p>(a) <u>復水器から空気抽出器に移行する希ガス及びよう素の割合は、それぞれ100%及び1%とする。</u></p> <p>(b) <u>空気抽出器排ガスの減衰に用いられるホールドアップ塔の希ガスの保持時間は、キセノン30日間、クリプトン40時間とする。</u></p> <p>(c) <u>空気抽出器排ガス中に含まれるよう素は、ホールドアップ塔により十分に減衰するので無視する。</u></p> <p>b. 復水器真空ポンプの運転による排ガス中の希ガス及びよう素</p> <p><u>復水器真空ポンプの運転による排ガス中の希ガス及びよう素は、次により計算する。</u></p> <p>(a) <u>復水器真空ポンプの運転による排ガス中の希ガスの年間放出量は、<math>1.25 \times 10^4 \text{Bq}</math>に全希ガス漏えい率 (<math>3.7 \times 10^9</math>) を乗じた値とし、放出回数は年間5回とする。この場合、放出希ガスの実効エネルギーは、(4.2-1) 式を用い、減衰時間を12時間として計算した希ガスの核種組成から求める。</u></p> <p>(b) <u>復水器真空ポンプの運転による排ガス中のよう素-131及びよう素-133の年間放出量は、ともに0.4Bqに全希ガス漏えい率 (<math>3.7 \times 10^9</math>) を乗じた値とし、放出回数は年間5回とする。</u></p> <p>c. 換気系から放出される希ガス及びよう素</p> <p><u>タービン建物等の換気系から放出される希ガス及びよう素は、次により計算する。</u></p> <p>(a) <u>希ガスの放出量は、第4.2-3表の係数に炉心燃料からの希ガス各核種の漏えい率 (Bq/s) を乗じて計算する。</u>  <u>この場合、放出希ガスの実効エネルギーは、(4.2-1) 式を用い減衰時間を30分として計算した希ガスの核種組成から求める。</u></p> <p>(b) <u>よう素の放出量は、第4.2-3表の数値に4.2.2.1(2)で求めた冷却材中のよう素-131及びよう素-133の濃度 (Bq/g) を乗じた値とする。</u></p> <p>d. 定期検査時に放出されるよう素-131  <u>定期検査時のよう素-131の放出量は、2 Bqに全希ガス漏えい率 (<math>3.7 \times 10^9</math>) を乗じた値とする。</u></p>	<p>(i) 空気抽出器排ガス中の放射性希ガス及び放射性よう素  <u>希ガスの放出量は、炉心燃料から冷却材への全希ガス漏えい率（以下「全希ガス漏えい率」という。）、放出されるまでの減衰時間等から希ガス各核種の漏えい率を算出し、原子炉施設の稼働率を考慮して求める。</u></p> <p>よう素は、<u>気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔により十分に減衰するので無視する。</u></p> <p>(ii) 復水器真空ポンプの運転による排ガス中の放射性希ガス及び放射性よう素</p> <p><u>希ガス及びよう素の放出量は、全希ガス漏えい率に係数を乗じて求める。</u></p> <p>(iii) 換気系から放出される放射性希ガス及び放射性よう素</p> <p><u>希ガスの放出量は、希ガス各核種の漏えい率に、漏えい係数を乗じ、原子炉施設の稼働率を考慮して求める。</u>  <u>通常運転時に放出されるよう素は、全希ガス漏えい率、冷却材保有量、原子炉冷却材浄化系のよう素除去率、よう素の主蒸気への移行率等から算出した冷却材中の濃度に、漏えい係数を乗じ、原子炉施設の稼働率を考慮して求める。また、定期検査時に放出されるよう素は、全希ガス漏えい率に係数を乗じて求める。</u></p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考						
添付書類九 再掲： P.9-4-9	4.2.3 放出管理 ・ ・ ・ 希ガス及びよう素の放出管理目標値を下表のように設定し，これを超えないように努める。 <table border="1" data-bbox="617 342 1207 596" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2">放出管理目標値 (Bq/y)</th> </tr> <tr> <th>希ガス</th> <th>よう素-131</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;"><math>4.0 \times 10^{14}</math></td> <td style="text-align: center;"><math>1.8 \times 10^{10}</math></td> </tr> </tbody> </table>	放出管理目標値 (Bq/y)		希ガス	よう素-131	$4.0 \times 10^{14}$	$1.8 \times 10^{10}$	<p style="color: red;">この年間放出量の結果から，気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値を以下のように設定し，これを超えないように努める。</p> <p style="color: red;">放出管理目標値 <math>4.0 \times 10^{14}</math>Bq/y (希ガス)  <math>1.8 \times 10^{10}</math>Bq/y (I-131)</p>	
放出管理目標値 (Bq/y)									
希ガス	よう素-131								
$4.0 \times 10^{14}$	$1.8 \times 10^{10}$								

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>4.3 液体廃棄物処理</p> <p>4.3.1 液体廃棄物の発生源</p> <p>液体廃棄物の主なものは、各建物の機器からのドレン、各建物の床ドレン、分析室等で発生する化学廃液、保護衣類等を除染する際に生じる洗濯廃液、手洗い時に生じる廃液等である。液体廃棄物処理系の放射性物質濃度等説明図を第4.3-1図に示す。</p> <p>(1) 機器ドレン・床ドレン廃液</p> <p>機器ドレン廃液は、ポンプ、弁等各機器からの漏えい水、サンプルラインの排出液等からなり、化学的純度は高く、脱塩水に近いが放射能レベルは通常高い（約<math>4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3</math>）。</p> <p>床ドレン廃液は、原子炉建物、ドライウエル、タービン建物等で発生し、機器ドレン廃液に比べ発生量は少ない。化学的純度は低く、放射能レベルは一定ではないが、比較的低い（約<math>4 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3</math>）。</p> <p>これらは、液体廃棄物処理系の低電導度廃液系（除染係数約<math>10^2</math>）で処理する。</p> <p>ろ過装置及び脱塩装置で処理した処理済液（約<math>4 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3</math>）は、復水貯蔵タンクに回収して再使用する。</p> <p>(2) 化学廃液</p> <p>化学廃液は、分析室ドレン等からなる。化学的純度は低く、酸性あるいはアルカリ性であることが多く、放射能レベルは一般に高い（約<math>4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3</math>）。</p> <p>これらは、液体廃棄物処理系の高電導度廃液系（除染係数約<math>10^3</math>）で処理する。</p> <p>濃縮装置及び脱塩装置で処理された処理済液（約<math>4 \text{Bq/cm}^3</math>）は、再使用するが、一部については放射性物質濃度が低いことを確認して環境に放出する場合（約<math>4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3</math>）もある。</p> <p>(3) 洗濯廃液</p> <p>洗濯廃液は、保護衣類等を除染する際に生じる洗濯廃液、手洗い時に生じる廃液等であり、化学的純度は低く、放射能レベルも低い（約<math>1 \text{Bq/cm}^3</math>）。</p> <p>これらは、液体廃棄物処理系の洗濯廃液系（除染係数約50）で処理する。ろ過装置で処理された処理済液（約<math>2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3</math>）は、放射性物質の濃度が低いことを確認し、環境に放出する。</p>	<p>(3) 液体廃棄物の発生源及び放出管理目標値</p> <p>液体廃棄物の主なものは、各建物の機器からのドレン、各建物の床ドレン、分析室等で発生する化学廃液、保護衣類等を除染する際に生じる洗濯廃液、手洗い時に生じる廃液等である。</p>	<p>ガイドとの整合</p> <p>放射性廃棄物の主な発生源の追記</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考			
	<p>4.3.2 液体廃棄物の推定発生量</p> <p>平常運転時に発生する液体廃棄物について、先行炉の運転実績及び設計運転条件を基に推定した発生量及び環境放出量を第4.3-1表に示す。</p> <p>なお、トリチウムの環境放出量については、先行炉の実績等を考慮すると年間<math>3.7 \times 10^{12}</math>Bq以下と推定される。</p> <p>液体廃棄物中の放射性物質による線量の評価を行う際には、液体廃棄物処理系統の運用の変動を考慮して液体廃棄物の年間放出量は、トリチウムを除き<math>3.7 \times 10^{10}</math>Bq、トリチウムは<math>3.7 \times 10^{12}</math>Bqとする。</p> <p>4.3.3 放出管理</p> <p>放射性液体廃棄物は、放射性物質の濃度のごく低いものを除き、原則として環境には放出せず、できる限り固化するか処理後再使用する。</p> <p>液体廃棄物処理系から廃液を環境に放出する際には、あらゆる場合、一時サンプルタンク等に貯留した後、廃液中の放射性物質の濃度を測定し、<u>復水器冷却水放水口における放射性物質の濃度が経済産業省告示「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないようにするとともに「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に基づき、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を下表のように設定し、これを超えないように努める。</u></p> <table border="1" data-bbox="635 1150 1193 1348" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="text-align: center;">放出管理目標値（<sup>3</sup>Hを除く）</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(Bq/y)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;"><math>3.7 \times 10^{10}</math></td> </tr> </table>	放出管理目標値（ <sup>3</sup> Hを除く）	(Bq/y)	$3.7 \times 10^{10}$	<p>放射性液体廃棄物は、放射性物質の濃度のごく低いものを除き、原則として環境には放出せず、できる限り固化するか処理後再使用する。</p> <p><u>液体廃棄物の放出に当たっては、「イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法、(6) 放射性廃棄物の放出管理」に述べたように「線量目標値に関する指針」に基づき、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を以下のように設定する。</u></p> <p style="text-align: center;">} 比較表 P. 28 参照</p>	
放出管理目標値（ <sup>3</sup> Hを除く）						
(Bq/y)						
$3.7 \times 10^{10}$						
<p>添付書類九 再掲： P. 9-4-12</p>	<p>4.3.2 液体廃棄物の推定発生量</p> <p>平常運転時に発生する液体廃棄物について、先行炉の運転実績及び設計運転条件を基に推定した発生量及び環境放出量を第4.3-1表に示す。</p> <p>なお、トリチウムの環境放出量については、先行炉の実績等を考慮すると年間<math>3.7 \times 10^{12}</math>Bq以下と推定される。</p> <p>液体廃棄物中の放射性物質による線量の評価を行う際には、液体廃棄物処理系の運用の変動を考慮して液体廃棄物の年間放出量は、トリチウムを除き<math>3.7 \times 10^{10}</math>Bq、トリチウムは<math>3.7 \times 10^{12}</math>Bqとする。</p>	<p><u>平常運転時に発生する液体廃棄物中の放射性物質量は、先行炉の運転実績を踏まえた発生廃液量及び放射性物質濃度から求める。</u></p> <p><u>年間の環境放出量については、上記の値を基礎に、除染係数等の液体廃棄物処理系の性能、処理水の運用方法等を考慮して計算する。</u></p> <p>液体廃棄物中の放射性物質による線量の評価においては、液体廃棄物処理系統の運用の変動を考慮して設定した年間放出量に基づき線量の計算を行う。</p>				

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考		
添付書類九 再掲： P.9-4-13	4.3.3 放出管理 ……に基づき、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を下表のように設定し、これを超えないように努める。  <table border="1" data-bbox="635 432 1193 630"> <tr> <td>放出管理目標値 (<sup>3</sup>Hを除く) (Bq/y)</td> </tr> <tr> <td>3.7×10<sup>10</sup></td> </tr> </table>	放出管理目標値 ( <sup>3</sup> Hを除く) (Bq/y)	3.7×10 <sup>10</sup>	<p>この年間放出量の結果から、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を以下のように設定し、これを超えないように努める。</p> <p><u>放出管理目標値 3.7×10<sup>10</sup>Bq/y (トリチウムを除く)</u></p>	
放出管理目標値 ( <sup>3</sup> Hを除く) (Bq/y)					
3.7×10 <sup>10</sup>					

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>4.4 固体廃棄物処理</p> <p>4.4.1 固体廃棄物の種類とその発生量</p> <p>固体廃棄物には、使用済樹脂、濃縮廃液等をドラム缶詰め処理したもの、使用済フィルタ、布、紙等の雑固体廃棄物及び使用済制御棒等の放射化された機器等がある。液体廃棄物発生量及び設計運転条件から推定した固体廃棄物の種類別推定発生量を第4.4-1表に示す。</p> <p>固体廃棄物の取扱いは、添付書類八の「10.3.3 主要機能」による。</p> <p>4.4.2 保管管理</p> <p>固体廃棄物を詰めたドラム缶等は、敷地内の固体廃棄物貯蔵所に貯蔵保管し、その後必要な措置をとる。</p> <p>また、一部の不燃性雑固体廃棄物は放射性物質が飛散しないような措置を講じて固体廃棄物貯蔵所に貯蔵保管し、その後必要な措置をとる。</p> <p>使用済制御棒等の放射化された機器等は、燃料プールに貯蔵し、その後必要な措置をとる。</p> <p>固体廃棄物貯蔵所は、管理区域とし、周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。</p>	<p>(4) 固体廃棄物の保管管理</p> <p>固体廃棄物には、使用済樹脂、濃縮廃液等をドラム缶詰め処理したもの、使用済フィルタ、布、紙等の雑固体廃棄物及び使用済制御棒等がある。</p> <p>固体廃棄物を詰めたドラム缶等は、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵所に貯蔵保管し、その後必要な措置をとる。</p> <p>また、一部の不燃性雑固体廃棄物は放射性物質が飛散しないような措置を講じて固体廃棄物貯蔵所に貯蔵保管し、その後必要な措置をとる。</p> <p>使用済制御棒等の放射化された機器等は、燃料プールに貯蔵し、その後必要な措置をとる。</p> <p>固体廃棄物貯蔵所は、管理区域とし、周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。</p>	<p>ガイドとの整合</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																										
	<p>5. 平常運転時における一般公衆の受ける線量評価</p> <p>「<u>発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針</u>」に基づき、気体廃棄物中の希ガスからのγ線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「<u>発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針</u>」に従って評価する。</p> <p>5.1 線量の計算</p> <p>5.1.1 気体廃棄物中の放射性希ガスのγ線に起因する実効線量</p> <p>5.1.1.1 連続放出の場合</p> <p>(1) 計算のための前提条件</p> <p>a. 年間平均放出率</p> <p>第4.2-4表に示した空気抽出器及び換気系からの希ガス放出率並びに原子炉施設の稼働率（80％）を基に算出した年間平均の希ガス放出率と実効エネルギーを下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="557 926 1258 1058"> <tr> <td>希ガス放出率 (Bq/s)</td> <td>約 <math>1.1 \times 10^7</math></td> </tr> <tr> <td>γ線実効エネルギー (MeV)</td> <td>約 <math>2.9 \times 10^{-1}</math></td> </tr> </table>	希ガス放出率 (Bq/s)	約 $1.1 \times 10^7$	γ線実効エネルギー (MeV)	約 $2.9 \times 10^{-1}$	<p>ハ 敷地境界外における実効線量の算定の条件及び結果</p> <p>「<u>線量目標値に関する指針</u>」に基づき、気体廃棄物中の希ガスからのγ線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「<u>線量目標値に対する評価指針</u>」に従って評価する。</p> <p>(1) 線量の評価条件</p> <p>(i) 気体廃棄物中の放射性希ガスのγ線に起因する実効線量</p> <p>a. 年間放出量及びγ線実効エネルギー</p> <p>(a) 連続放出の場合</p>																							
希ガス放出率 (Bq/s)	約 $1.1 \times 10^7$																												
γ線実効エネルギー (MeV)	約 $2.9 \times 10^{-1}$																												
<p>添付書類九 図表： P.9-4-19</p>	<p>第 4.2-4 表 放射性希ガス放出量及び実効エネルギー</p> <table border="1" data-bbox="397 1184 1466 1759"> <thead> <tr> <th>放出経路</th> <th>γ線実効エネルギー (MeV)</th> <th>希ガス放出率 (Bq/s)</th> <th>希ガス放出量 (Bq/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器</td> <td>約 <math>5.5 \times 10^{-2}</math></td> <td>約 <math>7.7 \times 10^6</math></td> <td>約 <math>1.9 \times 10^{14}</math></td> </tr> <tr> <td>復水器真空ポンプ</td> <td>約 <math>2.5 \times 10^{-1}</math></td> <td>—</td> <td>約 <math>4.6 \times 10^{13}</math></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">換気系</td> <td>タービン建物</td> <td>約 <math>3.7 \times 10^6</math></td> <td>約 <math>9.3 \times 10^{13}</math></td> </tr> <tr> <td>原子炉建物</td> <td>約 <math>1.3 \times 10^6</math></td> <td>約 <math>3.3 \times 10^{13}</math></td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建物</td> <td>約 <math>1.3 \times 10^6</math></td> <td>約 <math>3.3 \times 10^{13}</math></td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 <math>2.9 \times 10^{-1} \text{ ※}</math></td> <td>—</td> <td>約 <math>4.0 \times 10^{14}</math></td> </tr> </tbody> </table>	放出経路	γ線実効エネルギー (MeV)	希ガス放出率 (Bq/s)	希ガス放出量 (Bq/y)	蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $7.7 \times 10^6$	約 $1.9 \times 10^{14}$	復水器真空ポンプ	約 $2.5 \times 10^{-1}$	—	約 $4.6 \times 10^{13}$	換気系	タービン建物	約 $3.7 \times 10^6$	約 $9.3 \times 10^{13}$	原子炉建物	約 $1.3 \times 10^6$	約 $3.3 \times 10^{13}$	廃棄物処理建物	約 $1.3 \times 10^6$	約 $3.3 \times 10^{13}$	合計	約 $2.9 \times 10^{-1} \text{ ※}$	—	約 $4.0 \times 10^{14}$	<p><u>空気抽出器及び換気系からの希ガスの年間放出量及びγ線実効エネルギーは、約 <math>3.5 \times 10^{14}</math> Bq/y 及び約 <math>2.9 \times 10^{-1}</math> MeV とする。</u></p>	
放出経路	γ線実効エネルギー (MeV)	希ガス放出率 (Bq/s)	希ガス放出量 (Bq/y)																										
蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $7.7 \times 10^6$	約 $1.9 \times 10^{14}$																										
復水器真空ポンプ	約 $2.5 \times 10^{-1}$	—	約 $4.6 \times 10^{13}$																										
換気系	タービン建物	約 $3.7 \times 10^6$	約 $9.3 \times 10^{13}$																										
	原子炉建物	約 $1.3 \times 10^6$	約 $3.3 \times 10^{13}$																										
	廃棄物処理建物	約 $1.3 \times 10^6$	約 $3.3 \times 10^{13}$																										
合計	約 $2.9 \times 10^{-1} \text{ ※}$	—	約 $4.0 \times 10^{14}$																										
	<p>b. 放出源の有効高さ</p> <p>下表に、排気筒の地上高、出口直径及び吹出し速度を示す。</p>																												

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考						
	<table border="1" data-bbox="566 212 1299 342"> <thead> <tr> <th>地上高 (m)</th> <th>出口直径 (m)</th> <th>吹出し速度 (m/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 57</td> <td>約 2.8</td> <td>約 28</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="477 380 1472 453">放出源の有効高さは、排気筒の地上高さに吹上げ高さを加算したものを風洞実験により補正した値（第5.1-1表に示す。）とする。</p> <p data-bbox="501 468 1169 499">なお、吹上げ高さは、下記の式により計算する。</p> $\Delta H = 3 \frac{W}{U} \cdot D$ <p data-bbox="501 602 605 634">ここで、</p> <p data-bbox="575 646 902 678"><math>\Delta H</math> : 吹上げ高さ (m)</p> <p data-bbox="602 688 931 720"><math>W</math> : 吹出し速度 (m/s)</p> <p data-bbox="602 730 961 762"><math>D</math> : 排気筒出口直径 (m)</p> <p data-bbox="587 772 1139 835"><math>\frac{1}{U}</math> : 風向別年間風速逆数の平均 (s/m)</p> <p data-bbox="451 852 632 884">c. 気象条件</p> <p data-bbox="471 896 1472 970">気象条件は、現地における2005年1月から2005年12月までの観測による実測値を使用する。</p> <p data-bbox="471 984 1472 1106">ただし、静穏（通常の風速計で観測した風速が0.5m/s未満）の場合は、風速を0.5m/sとし、風速0.5～2.0m/sのときの風向出現頻度（第5.1-2表に示す。）に応じて各風向に比例配分する。</p> <p data-bbox="471 1121 1472 1243">年間平均濃度の計算には、第5.1-3表に示す風向別大気安定度別風速逆数の総和を、排気筒有効高さの計算には、第5.1-4表に示す風向別風速逆数の平均を使用する。</p> <p data-bbox="451 1257 691 1289">d. 線量計算地点</p> <p data-bbox="471 1302 1472 1423">線量の計算は、排気筒を中心として16方位に分割した陸側12方位の敷地境界外について行い、希ガスの<math>\gamma</math>線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。</p> <p data-bbox="471 1438 1472 1512">また、陸側12方位の周辺監視区域境界外についても、希ガスの<math>\gamma</math>線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。</p> <p data-bbox="501 1526 1267 1558">なお、参考として海側についても方位ごとに計算を行う。</p> <p data-bbox="471 1572 961 1604">これらの地点は、第5.1-1図に示す。</p> <p data-bbox="409 1619 694 1650">(2) 線量の計算方法</p> <p data-bbox="445 1663 1472 1736">排気筒から放出された希ガスの放射性雲による計算地点における空気カーマ率は、(5.1-1)式により計算する。</p> $D = K_i \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') \, dx' dy' dz' \quad (5.1-1)$ <p data-bbox="445 1841 549 1873">ここで、</p> <p data-bbox="492 1885 1365 1917"><math>D</math> : 計算地点 (x, y, 0) における空気カーマ率 (<math>\mu</math> Gy/h)</p>	地上高 (m)	出口直径 (m)	吹出し速度 (m/s)	約 57	約 2.8	約 28	<p data-bbox="1584 1209 1822 1241">比較表 P. 34 参照</p>	
地上高 (m)	出口直径 (m)	吹出し速度 (m/s)							
約 57	約 2.8	約 28							



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書 (補正後)	備考
	<p> <math>K_1</math> : 空気カーマ率への換算係数 <math>(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}})</math>  <math>E</math> : <math>\gamma</math> 線の実効エネルギー (MeV/dis)  <math>\mu_{\text{en}}</math> : 空気に対する <math>\gamma</math> 線の線エネルギー吸収係数 (<math>\text{m}^{-1}</math>)  <math>\mu</math> : 空気に対する <math>\gamma</math> 線の線減衰係数 (<math>\text{m}^{-1}</math>)  <math>r</math> : 放射性雲中の点 (<math>x', y', z'</math>) から計算地点 (<math>x, y, 0</math>) までの距離 (m)  <math>B(\mu r)</math> : 空気に対する <math>\gamma</math> 線の再生係数  <math>B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3</math>  ただし, <math>\mu_{\text{en}}, \mu, \alpha, \beta, \gamma</math> については, 0.5MeV の <math>\gamma</math> 線に対する値を用い, 以下のとおりとする。  <math>\mu_{\text{en}} = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1})</math>      <math>\mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})</math>  <math>\alpha = 1.000</math>      <math>\beta = 0.4492</math>      <math>\gamma = 0.0038</math>  <math>\chi(x', y', z')</math> : 放射性雲中の点 (<math>x', y', z'</math>) における濃度 (<math>\text{Bq}/\text{m}^3</math>)  なお, <math>\chi(x', y', z')</math> は, (5.1-2) 式により計算する。  <math display="block">\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[\exp\left\{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right] \quad (5.1-2)</math>  ここで,  <math>Q</math> : 放出率 (<math>\text{Bq}/\text{s}</math>)  <math>U</math> : 放出源高さを代表する風速 (<math>\text{m}/\text{s}</math>)  <math>H</math> : 放出源の有効高さ (m)  <math>\sigma_y</math> : 濃度分布の <math>y'</math> 方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 濃度分布の <math>z'</math> 方向の拡がりのパラメータ (m)  計算地点における年間の実効線量は, 計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の <math>\gamma</math> 線からの空気カーマを合計して, 次の (5.1-3) 式により計算する。  <math display="block">H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot \bar{f}_0 \cdot (\overline{D_L} + \overline{D_{L-1}} + \overline{D_{L+1}}) \quad (5.1-3)</math>  ここで,  <math>H_\gamma</math> : 計算地点における実効線量 (<math>\mu\text{Sv}/\text{y}</math>)  <math>K_2</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (<math>\mu\text{Sv}/\mu\text{Gy}</math>)  <math>f_h</math> : 家屋の遮へい係数  <math>f_0</math> : 居住係数  <math>\overline{D_L}, \overline{D_{L-1}}, \overline{D_{L+1}}</math> : 計算地点を含む方位 (<math>L</math>) 及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の <math>\gamma</math> 線による空気カーマ (<math>\mu\text{Gy}/\text{y}</math>)。これらは (5.1-1) 式から得られる空気カーマ率 <math>D</math> を放出モード, 大気安定 </p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																										
	<p>度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。</p> <p>5.1.1.2 間欠放出の場合</p> <p>(1) 計算のための前提条件</p> <p>a. 年間放出量及び放出回数</p> <p>復水器真空ポンプからの希ガスの年間放出量及び実効エネルギーは、<u>第4.2-4表に示すとおりとする。</u></p> <p>放出回数は、各号炉とも年間5回とする。</p>	<p>(b) 間欠放出の場合</p> <p>復水器真空ポンプからの希ガスの年間放出量及び<math>\gamma</math>線実効エネルギーは、<u>約<math>4.6 \times 10^{13}</math>Bq/y及び約<math>2.5 \times 10^{-1}</math>MeVとする。</u></p>																											
<p>添付書類九 図表： P.9-4-19</p>	<p>第 4.2-4 表 放射性希ガス放出量及び実効エネルギー</p> <table border="1" data-bbox="397 709 1466 1285"> <thead> <tr> <th>放出経路</th> <th><math>\gamma</math>線実効エネルギー (MeV)</th> <th>希ガス放出率 (Bq/s)</th> <th>希ガス放出量 (Bq/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器</td> <td>約 <math>5.5 \times 10^{-2}</math></td> <td>約 <math>7.7 \times 10^6</math></td> <td>約 <math>1.9 \times 10^{14}</math></td> </tr> <tr> <td>復水器真空ポンプ</td> <td>約 <math>2.5 \times 10^{-1}</math></td> <td>—</td> <td>約 <math>4.6 \times 10^{13}</math></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">換気系</td> <td>タービン建物</td> <td>約 <math>8.2 \times 10^{-1}</math></td> <td>約 <math>3.7 \times 10^6</math></td> </tr> <tr> <td>原子炉建物</td> <td>約 <math>2.2 \times 10^{-1}</math></td> <td>約 <math>1.3 \times 10^6</math></td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建物</td> <td>約 <math>2.2 \times 10^{-1}</math></td> <td>約 <math>1.3 \times 10^6</math></td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 <math>2.9 \times 10^{-1}</math> ※</td> <td>—</td> <td>約 <math>4.0 \times 10^{14}</math></td> </tr> </tbody> </table>	放出経路	$\gamma$ 線実効エネルギー (MeV)	希ガス放出率 (Bq/s)	希ガス放出量 (Bq/y)	蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $7.7 \times 10^6$	約 $1.9 \times 10^{14}$	復水器真空ポンプ	約 $2.5 \times 10^{-1}$	—	約 $4.6 \times 10^{13}$	換気系	タービン建物	約 $8.2 \times 10^{-1}$	約 $3.7 \times 10^6$	原子炉建物	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^6$	廃棄物処理建物	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^6$	合計	約 $2.9 \times 10^{-1}$ ※	—	約 $4.0 \times 10^{14}$		
放出経路	$\gamma$ 線実効エネルギー (MeV)	希ガス放出率 (Bq/s)	希ガス放出量 (Bq/y)																										
蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $7.7 \times 10^6$	約 $1.9 \times 10^{14}$																										
復水器真空ポンプ	約 $2.5 \times 10^{-1}$	—	約 $4.6 \times 10^{13}$																										
換気系	タービン建物	約 $8.2 \times 10^{-1}$	約 $3.7 \times 10^6$																										
	原子炉建物	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^6$																										
	廃棄物処理建物	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^6$																										
合計	約 $2.9 \times 10^{-1}$ ※	—	約 $4.0 \times 10^{14}$																										
	<p>b. 放出源の有効高さ</p> <p>5.1.1.1(1) b. と同じとする。</p>																												

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
添付書類九 再掲： P.9-5-2～3	<p>5.1.1.1 連続放出の場合</p> <p>(1) 計算のための前提条件</p> <p><u>c.</u> 気象条件</p> <p>気象条件は、現地における2005年1月から2005年12月までの観測による実測値を使用する。</p> <p>ただし、静穏（通常の風速計で観測した風速が0.5m/s未満）の場合は、風速を0.5m/sとし、風速0.5～2.0m/sのときの風向出現頻度（第5.1-2表に示す。）に応じて各風向に比例配分する。</p> <p>年間平均濃度の計算には、第5.1-3表に示す風向別大気安定度別風速逆数の総和を、排気筒有効高さの計算には、第5.1-4表に示す風向別風速逆数の平均を使用する。</p> <p><u>d.</u> 線量計算地点</p> <p>線量の計算は、排気筒を中心として16方位に分割した陸側12方位の敷地境界外について行い、希ガスの<math>\gamma</math>線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。</p> <p>また、陸側12方位の周辺監視区域境界外についても、希ガスの<math>\gamma</math>線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。</p> <p>なお、参考として海側についても方位ごとに計算を行う。</p> <p>これらの地点は、第5.1-1図に示す。</p>	<p><u>b.</u> 気象条件</p> <p>気象条件は、現地における 2005 年 1 月から 2005 年 12 月までの観測による実測値を使用する。</p> <p><u>c.</u> 計算地点</p> <p>線量の計算は、排気筒を中心として16方位に分割した陸側12方位の敷地境界外について行い、希ガスの<math>\gamma</math>線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。</p>	
	<p><u>c.</u> 気象条件</p> <p>5.1.1.1(1) c. と同じ気象データを用い、年間平均濃度の計算には、第5.1-4表に示す風向別大気安定度別風速逆数の平均を、排気筒有効高さの計算には第5.1-4表に示す風向別風速逆数の平均を使用する。</p> <p><u>d.</u> 線量計算地点</p> <p>5.1.1.1(1) d. と同じとする。</p> <p>(2) 線量の計算方法</p> <p>計算地点を含む方位及びその隣接方位に対する風向出現頻度（3方位の風向出現頻度の合計）並びに年間放出回数を基に、その3方位に向かう合計回数を二項確率分布の信頼度を67%として求め、更にこれを3方位の風向出現頻度で比例配分する。</p> <p>以上の方法で求めた3方位に向かう合計回数を第5.1-5表に示す。あわせて、隣接方位への風向も含めた風向出現頻度を第5.1-5表に示す。</p> <p>計算地点における空気カーマ率、実効線量は、(5.1-1) 及び (5.1-3) 式により計算する。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																								
	<p>5.1.1.3 計算結果</p> <p>敷地境界外陸側12方位について希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果は、第5.1-6表に示すとおりである。これによれば、陸側12方位の敷地境界外のうち、希ガスのγ線による実効線量が最大となるのは排気筒の東約340mの敷地境界であり、その実効線量は年間約6.0μSvである。</p> <p>また、周辺監視区域境界外陸側12方位及び参考として海側4方位について希ガスのγ線による実効線量の計算を行った結果は、第5.1-7表に示すとおりである。これによれば、陸側12方位の周辺監視区域境界外のうち、希ガスのγ線による実効線量が最大となるのは排気筒の東約260mの周辺監視区域境界であり、その実効線量は年間約6.4μSvである。</p> <p>5.1.2 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量</p> <p>5.1.2.1 計算のための前提条件</p> <p>(1) 放射性物質の年間放出量</p> <p>トリチウムを除き年間<math>3.7 \times 10^{10}</math>Bq、トリチウムは年間<math>3.7 \times 10^{12}</math>Bqとする。</p> <p>なお、トリチウムを除く放射性物質の核種組成は、次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="397 1008 1359 1390"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>組成 (%)</th> <th>核種</th> <th>組成 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><math>^{51}\text{Cr}</math></td> <td>2</td> <td><math>^{89}\text{Sr}</math></td> <td>2</td> </tr> <tr> <td><math>^{54}\text{Mn}</math></td> <td>40</td> <td><math>^{90}\text{Sr}</math></td> <td>1</td> </tr> <tr> <td><math>^{59}\text{Fe}</math></td> <td>7</td> <td><math>^{131}\text{I}</math></td> <td>2</td> </tr> <tr> <td><math>^{58}\text{Co}</math></td> <td>3</td> <td><math>^{134}\text{Cs}</math></td> <td>5</td> </tr> <tr> <td><math>^{60}\text{Co}</math></td> <td>30</td> <td><math>^{137}\text{Cs}</math></td> <td>8</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 海水中における放射性物質の濃度</p> <p>海水中における放射性物質の濃度は、復水器冷却水放水口の濃度とし、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した値とする。</p> <p>年間の復水器冷却水量は、循環水ポンプの稼働率を80%として、約<math>2.3 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}</math>である。</p> <p>この場合、上記の年間放出量、核種組成及び年間の復水器冷却水放出量から算出した復水器冷却水放水口における放射性物質の年間平均濃度は次のとおりである。</p>	核種	組成 (%)	核種	組成 (%)	$^{51}\text{Cr}$	2	$^{89}\text{Sr}$	2	$^{54}\text{Mn}$	40	$^{90}\text{Sr}$	1	$^{59}\text{Fe}$	7	$^{131}\text{I}$	2	$^{58}\text{Co}$	3	$^{134}\text{Cs}$	5	$^{60}\text{Co}$	30	$^{137}\text{Cs}$	8	<p>(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量</p> <p>a. 年間放出量</p> <p>液体廃棄物中に含まれる放射性物質の年間放出量は、トリチウムを除き<math>3.7 \times 10^{10}</math>Bq/y、トリチウムは<math>3.7 \times 10^{12}</math>Bq/yとする。</p> <p>b. 海水中における放射性物質の濃度</p> <p>海水中における放射性物質の濃度は、復水器冷却水放水口の濃度とし、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した値とする。</p> <p>なお、年間の復水器冷却水量は、循環水ポンプの稼働率を考慮した値、約<math>2.3 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}</math>を用いる。</p>	
核種	組成 (%)	核種	組成 (%)																								
$^{51}\text{Cr}$	2	$^{89}\text{Sr}$	2																								
$^{54}\text{Mn}$	40	$^{90}\text{Sr}$	1																								
$^{59}\text{Fe}$	7	$^{131}\text{I}$	2																								
$^{58}\text{Co}$	3	$^{134}\text{Cs}$	5																								
$^{60}\text{Co}$	30	$^{137}\text{Cs}$	8																								

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																								
	<table border="1" data-bbox="581 216 1282 863"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>年間平均濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td><sup>51</sup>Cr</td><td>約 3.2×10<sup>-7</sup></td></tr> <tr><td><sup>54</sup>Mn</td><td>約 6.4×10<sup>-6</sup></td></tr> <tr><td><sup>59</sup>Fe</td><td>約 1.1×10<sup>-6</sup></td></tr> <tr><td><sup>58</sup>Co</td><td>約 4.8×10<sup>-7</sup></td></tr> <tr><td><sup>60</sup>Co</td><td>約 4.8×10<sup>-6</sup></td></tr> <tr><td><sup>89</sup>Sr</td><td>約 3.2×10<sup>-7</sup></td></tr> <tr><td><sup>90</sup>Sr</td><td>約 1.6×10<sup>-7</sup></td></tr> <tr><td><sup>131</sup>I</td><td>約 3.2×10<sup>-7</sup></td></tr> <tr><td><sup>134</sup>Cs</td><td>約 8.0×10<sup>-7</sup></td></tr> <tr><td><sup>137</sup>Cs</td><td>約 1.3×10<sup>-6</sup></td></tr> <tr><td><sup>3</sup>H</td><td>約 1.6×10<sup>-3</sup></td></tr> </tbody> </table> <p data-bbox="400 913 756 945">5.1.2.2 線量の計算方法</p> <p data-bbox="415 955 1469 1039">実効線量の計算は次により行い，計算に用いるパラメータ等は，第5.1-8表～第5.1-10表に示す値とする。</p> <p data-bbox="430 1050 1469 1123">ただし，液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量については，「5.1.3 放射性よう素に起因する実効線量」において計算する。</p> $H_w = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \quad (5.1-4)$ $A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (5.1-5)$ <p data-bbox="445 1270 549 1302">ここで，</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>H_w</math> : 海産物を摂取した場合の年間の実効線量 (<math>\mu</math> Sv/y)</li> <li>365 : 年間日数への換算係数 (d/y)</li> <li><math>K_{wi}</math> : 核種 i の実効線量係数 (<math>\mu</math> Sv/Bq)</li> <li><math>A_{wi}</math> : 核種 i の摂取率 (Bq/d)</li> <li><math>C_{wi}</math> : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)</li> <li><math>(CF)_{ik}</math> : 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 (<math>\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}</math>)</li> <li><math>W_k</math> : 海産物 k の摂取量 (g/d)</li> <li><math>f_{mk}</math> : 海産物 k の市場希釈係数</li> <li><math>f_{ki}</math> : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比</li> </ul> $f_{ki} = e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_k} \quad (\text{海藻類以外の海産物に対して})$ $f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365} (1 - e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}})$	核種	年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<sup>51</sup> Cr	約 3.2×10 <sup>-7</sup>	<sup>54</sup> Mn	約 6.4×10 <sup>-6</sup>	<sup>59</sup> Fe	約 1.1×10 <sup>-6</sup>	<sup>58</sup> Co	約 4.8×10 <sup>-7</sup>	<sup>60</sup> Co	約 4.8×10 <sup>-6</sup>	<sup>89</sup> Sr	約 3.2×10 <sup>-7</sup>	<sup>90</sup> Sr	約 1.6×10 <sup>-7</sup>	<sup>131</sup> I	約 3.2×10 <sup>-7</sup>	<sup>134</sup> Cs	約 8.0×10 <sup>-7</sup>	<sup>137</sup> Cs	約 1.3×10 <sup>-6</sup>	<sup>3</sup> H	約 1.6×10 <sup>-3</sup>		
核種	年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )																										
<sup>51</sup> Cr	約 3.2×10 <sup>-7</sup>																										
<sup>54</sup> Mn	約 6.4×10 <sup>-6</sup>																										
<sup>59</sup> Fe	約 1.1×10 <sup>-6</sup>																										
<sup>58</sup> Co	約 4.8×10 <sup>-7</sup>																										
<sup>60</sup> Co	約 4.8×10 <sup>-6</sup>																										
<sup>89</sup> Sr	約 3.2×10 <sup>-7</sup>																										
<sup>90</sup> Sr	約 1.6×10 <sup>-7</sup>																										
<sup>131</sup> I	約 3.2×10 <sup>-7</sup>																										
<sup>134</sup> Cs	約 8.0×10 <sup>-7</sup>																										
<sup>137</sup> Cs	約 1.3×10 <sup>-6</sup>																										
<sup>3</sup> H	約 1.6×10 <sup>-3</sup>																										

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																												
	<p style="text-align: center;">(海藻類に対して)</p> <p><math>T_{ri}</math> : 核種 i の物理的半減期 (d)  <math>t_k</math> : 海産物 k (海藻類を除く。) の採取から摂取までの期間 (d)</p> <p>5.1.2.3 計算結果  液体廃棄物中に含まれる放射性物質 (よう素を除く。) による実効線量は、約 <math>3.6 \mu\text{Sv/y}</math> となる。</p> <p>5.1.3 放射性よう素に起因する実効線量  実効線量の計算は、次により行い、計算に用いるパラメータ等は、第 5.1-8表～第5.1-10表に示す値とする。</p> <p>5.1.3.1 気体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量  5.1.3.1.1 年平均地上空気中濃度の計算  (1) 計算のための前提条件  a. よう素放出量  (a) 連続放出分  第4.2-5表に示した換気系からのよう素放出量及び原子炉施設の稼働率 (80%) を基に算出した年間平均のよう素放出率を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="528 1081 1222 1255"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>放出率 (Bq/s)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><math>^{131}\text{I}</math></td> <td>約 <math>5.2 \times 10^2</math></td> </tr> <tr> <td><math>^{133}\text{I}</math></td> <td>約 <math>7.8 \times 10^2</math></td> </tr> </tbody> </table>	核種	放出率 (Bq/s)	$^{131}\text{I}$	約 $5.2 \times 10^2$	$^{133}\text{I}$	約 $7.8 \times 10^2$	<p>(iii) 気体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量  a. 年間放出量</p> <p>(a) 連続放出の場合  換気系からのよう素の年間放出量は、<math>\text{I}-131</math>について約 <math>1.6 \times 10^{10}\text{Bq/y}</math>、<math>\text{I}-133</math>について約 <math>2.5 \times 10^{10}\text{Bq/y}</math> とする。</p>																							
核種	放出率 (Bq/s)																														
$^{131}\text{I}$	約 $5.2 \times 10^2$																														
$^{133}\text{I}$	約 $7.8 \times 10^2$																														
添付書類九 図表： P. 9-4-20	<p style="text-align: center;">第 4.2-5 表 放射性よう素の放出量</p> <table border="1" data-bbox="397 1375 1418 1871"> <thead> <tr> <th rowspan="2">放出経路</th> <th colspan="2"><math>^{131}\text{I}</math></th> <th colspan="2"><math>^{133}\text{I}</math></th> </tr> <tr> <th>放出率 (Bq/s)</th> <th>放出量 (Bq/y)</th> <th>放出率 (Bq/s)</th> <th>放出量 (Bq/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水器真空ポンプ</td> <td>—</td> <td>約 <math>1.5 \times 10^9</math></td> <td>—</td> <td>約 <math>1.5 \times 10^9</math></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">換気系</td> <td>運転時</td> <td>約 <math>3.5 \times 10^2</math></td> <td>約 <math>9.7 \times 10^2</math></td> <td>約 <math>2.5 \times 10^{10}</math></td> </tr> <tr> <td>定検時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>—</td> <td>約 <math>1.8 \times 10^{10}</math></td> <td>—</td> <td>約 <math>2.6 \times 10^{10}</math></td> </tr> </tbody> </table>	放出経路	$^{131}\text{I}$		$^{133}\text{I}$		放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	復水器真空ポンプ	—	約 $1.5 \times 10^9$	—	約 $1.5 \times 10^9$	換気系	運転時	約 $3.5 \times 10^2$	約 $9.7 \times 10^2$	約 $2.5 \times 10^{10}$	定検時	—	—	—	合計	—	約 $1.8 \times 10^{10}$	—	約 $2.6 \times 10^{10}$		
放出経路	$^{131}\text{I}$		$^{133}\text{I}$																												
	放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)																											
復水器真空ポンプ	—	約 $1.5 \times 10^9$	—	約 $1.5 \times 10^9$																											
換気系	運転時	約 $3.5 \times 10^2$	約 $9.7 \times 10^2$	約 $2.5 \times 10^{10}$																											
	定検時	—	—	—																											
合計	—	約 $1.8 \times 10^{10}$	—	約 $2.6 \times 10^{10}$																											

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																														
	<p>(b) 間欠放出分 復水器真空ポンプからのよう素の年間放出量は、<u>第4.2-5表の値とする。</u> これを下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="581 445 1282 621"> <thead> <tr> <th>核 種</th> <th>放出率 (Bq/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><sup>131</sup>I</td> <td>約 1.5×10<sup>9</sup></td> </tr> <tr> <td><sup>133</sup>I</td> <td>約 1.5×10<sup>9</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>また、放出回数は、各号炉とも年間5回とする。</p>	核 種	放出率 (Bq/y)	<sup>131</sup> I	約 1.5×10 <sup>9</sup>	<sup>133</sup> I	約 1.5×10 <sup>9</sup>	<p>(b) 間欠放出の場合 復水器真空ポンプからのよう素の年間放出量は、<u>I-131について、約1.5×10<sup>9</sup>Bq/y、I-133について、約1.5×10<sup>9</sup>Bq/yとする。</u></p>																									
核 種	放出率 (Bq/y)																																
<sup>131</sup> I	約 1.5×10 <sup>9</sup>																																
<sup>133</sup> I	約 1.5×10 <sup>9</sup>																																
<p>添付書類九 図表： P.9-4-20</p>	<p style="text-align: center;">第 4.2-5 表 放射性よう素の放出量</p> <table border="1" data-bbox="418 772 1445 1268"> <thead> <tr> <th rowspan="2">放 出 経 路</th> <th colspan="2"><sup>131</sup>I</th> <th colspan="2"><sup>133</sup>I</th> </tr> <tr> <th>放出率 (Bq/s)</th> <th>放出量 (Bq/y)</th> <th>放出率 (Bq/s)</th> <th>放出量 (Bq/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水器真空ポンプ</td> <td>—</td> <td>約 1.5×10<sup>9</sup></td> <td>—</td> <td>約 1.5×10<sup>9</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">換気系</td> <td>運転時</td> <td>約 3.5×10<sup>2</sup></td> <td>約 8.9×10<sup>9</sup></td> <td>約 9.7×10<sup>2</sup></td> <td>約 2.5×10<sup>10</sup></td> </tr> <tr> <td>定検時</td> <td>—</td> <td>約 7.4×10<sup>9</sup></td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>合 計</td> <td>—</td> <td>約 1.8×10<sup>10</sup></td> <td>—</td> <td>約 2.6×10<sup>10</sup></td> </tr> </tbody> </table>	放 出 経 路	<sup>131</sup> I		<sup>133</sup> I		放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	復水器真空ポンプ	—	約 1.5×10 <sup>9</sup>	—	約 1.5×10 <sup>9</sup>	換気系	運転時	約 3.5×10 <sup>2</sup>	約 8.9×10 <sup>9</sup>	約 9.7×10 <sup>2</sup>	約 2.5×10 <sup>10</sup>	定検時	—	約 7.4×10 <sup>9</sup>	—	—	合 計	—	約 1.8×10 <sup>10</sup>	—	約 2.6×10 <sup>10</sup>		
放 出 経 路	<sup>131</sup> I		<sup>133</sup> I																														
	放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)																													
復水器真空ポンプ	—	約 1.5×10 <sup>9</sup>	—	約 1.5×10 <sup>9</sup>																													
換気系	運転時	約 3.5×10 <sup>2</sup>	約 8.9×10 <sup>9</sup>	約 9.7×10 <sup>2</sup>	約 2.5×10 <sup>10</sup>																												
	定検時	—	約 7.4×10 <sup>9</sup>	—	—																												
合 計	—	約 1.8×10 <sup>10</sup>	—	約 2.6×10 <sup>10</sup>																													
	<p>b. 放出源の有効高さ 5.1.1.1(1) b. と同じとする。</p> <p>c. 気象条件 <u>連続放出の場合は、5.1.1.1(1) c. と同じとする。また、間欠放出の場合は、5.1.1.2(1) c. と同じとする。</u></p> <p>d. 計算地点 敷地境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。</p> <p>(2) 計算方法 a. 連続放出の場合 計算地点における年平均地上空気中濃度<math>\bar{\chi}</math>は、(5.1-2)式を用い、隣接方位からの寄与も考慮して、次の(5.1-6)式により計算する。</p>	<p>b. 気象条件 <u>「(i) 気体廃棄物中の放射性希ガスの<math>\gamma</math>線に起因する実効線量、b. 気象条件」と同じとする。</u></p> <p>c. 計算地点 敷地境界外であって、年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。</p>																															

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	$\bar{x} = \sum_j \bar{x}_{jL} + \sum_j \bar{x}_{jL-1} + \sum_j \bar{x}_{jL+1} \quad (5.1-6)$ <p>ここで、  j : 大気安定度 (A~F)  L : 計算地点を含む方位</p> <p>b. 間欠放出の場合  計算地点における年平均地上空気中濃度の算出に当たっては、連続放出の場合と同様、隣接方位からの寄与も含める。  また、計算地点を含む方位へ向かう放出回数の計算は、5.1.1.2(2)の希ガスの間欠放出の場合と同じ方法による。</p> <p>(3) 計算結果  敷地境界外陸側 12 方位で気体廃棄物中に含まれるよう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点は、排気筒の東約 340 m であり、この地点におけるよう素-131 及びよう素-133 の年平均地上空気中濃度の計算結果を、第 5.1-11 表に示すとおり約 <math>1.5 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3</math> 及び約 <math>2.2 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3</math> である。</p> <p>5.1.3.1.2 線量の計算  (1) 被ばく経路と計算式  空気中のよう素による被ばく経路は、吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取があり、線量評価の対象年令グループは、成人、幼児及び乳児として、次の計算式を用いる。</p> <p>吸入摂取</p> $H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad (5.1-7)$ $A_{Ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \quad (5.1-8)$ <p>葉菜摂取</p> $H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Vi} \cdot A_{Vi} \quad (5.1-9)$ $A_{Vi} = M_v \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_d \cdot F_{vi} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_h} t_v} \cdot \bar{x}_i \quad (5.1-10)$ <p>牛乳摂取</p> $H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Mi} \cdot A_{Mi} \quad (5.1-11)$ $A_{Mi} = M_M \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_r \cdot F_{Mi} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_h} t_M} \cdot \bar{x}_i \quad (5.1-12)$ <p>ここで、  H<sub>I</sub> : 吸入摂取による年間の実効線量 (μ Sv/y)  H<sub>V</sub> : 葉菜摂取による年間の実効線量 (μ Sv/y)</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p> <math>H_M</math> : 牛乳摂取による年間の実効線量 (<math>\mu\text{Sv/y}</math>)  <math>365</math> : 年間日数への換算係数 (d/y)  <math>K_{Ii}</math> : 核種 <math>i</math> の吸入摂取による実効線量係数 (<math>\mu\text{Sv/Bq}</math>)  <math>K_{Ti}</math> : 核種 <math>i</math> の経口摂取による実効線量係数 (<math>\mu\text{Sv/Bq}</math>)  <math>T_{ri}</math> : 核種 <math>i</math> の物理的半減期 (d)  <math>A_{Ii}</math> : 核種 <math>i</math> の吸入による摂取率 (Bq/d)  <math>A_{Vi}</math> : 核種 <math>i</math> の葉菜による摂取率 (Bq/d)  <math>A_{Mi}</math> : 核種 <math>i</math> の牛乳による摂取率 (Bq/d)  <math>M_a</math> : 呼吸率 (<math>\text{cm}^3/\text{d}</math>)  <math>M_V</math> : 葉菜の摂取量 (g/d)  <math>M_M</math> : 牛乳の摂取量 (ml/d)  <math>f_m</math> : 市場希釈係数  <math>f_t</math> : 葉菜及び牧草の栽培期間の年間比  <math>f_d</math> : 葉菜の除染係数  <math>f_f</math> : 飼料の混合比  <math>F_{Vi}</math> : 核種 <math>i</math> の空気中から葉菜に移行する割合 (<math>\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}</math>)  <math>F_{Mi}</math> : 核種 <math>i</math> の空気中から牛乳に移行する割合 (<math>\frac{\text{Bq/ml}}{\text{Bq/cm}^3}</math>)  <math>\bar{C}_i</math> : 核種 <math>i</math> の年平均地上空気中濃度 (<math>\text{Bq/cm}^3</math>)  <math>t_v</math> : 葉菜の採取から摂取までの期間 (d)  <math>t_M</math> : 牛乳の採取から摂取までの期間 (d) </p> <p>5.1.3.1.3 計算結果</p> <p>吸入摂取，葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量の計算結果を第5.1－12表に示す。</p> <p>これによれば，気体廃棄物中のよう素の吸入摂取，葉菜摂取及び牛乳摂取による年間の実効線量は，成人で約<math>0.1\mu\text{Sv/y}</math>，幼児で約<math>0.9\mu\text{Sv/y}</math>，乳児で約<math>0.7\mu\text{Sv/y}</math>である。</p> <p>5.1.3.2 液体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量</p> <p>5.1.3.2.1 線量の計算</p> <p>次の計算式を用いて計算する。</p> <p>(1) 海藻類を摂取する場合</p> $H_{WT} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{wi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad (5.1-13)$ $A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_k \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (5.1-14)$		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	$A_s = C_{ws} \cdot \sum_k (CF)_k \cdot W_k \quad (5.1-15)$ <p>ここで、</p> <p><math>H_{WT}</math> : 海産物を摂取した場合の年間の実効線量 (<math>\mu Sv/y</math>)</p> <p><math>K_3</math> : 実効線量への換算係数 (<math>\frac{dis \cdot g \cdot \mu Sv}{MeV \cdot Bq \cdot y}</math>)</p> <p><math>q_S</math> : 甲状腺中の安定よう素量 (g)</p> <p><math>A_{wi}</math> : 核種 i の摂取率 (Bq/d)</p> <p><math>A_s</math> : 安定よう素の摂取率 (g/d)</p> <p><math>(SEE)_i</math> : 核種 i の甲状腺に対する比実効エネルギー (<math>\frac{MeV}{g \cdot dis}</math>)</p> <p><math>f_{Si}</math> : 核種 i の甲状腺中比放射能の減衰係数</p> <p><math>C_{wi}</math> : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)</p> <p><math>(CF)_k</math> : よう素の海産物 k に対する濃縮係数 (<math>\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}</math>)</p> <p><math>W_k</math> : 海産物 k の摂取量 (g/d)</p> <p><math>f_{mk}</math> : 海産物 k の市場希釈係数</p> <p><math>f_{ki}</math> : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比</p> <p><math>f_{ki} = e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_k}</math> (海藻類以外の海産物に対して)</p> <p><math>f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365} (1 - e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}})</math> (海藻類に対して)</p> <p><math>T_{ri}</math> : 核種 i の物理的半減期 (d)</p> <p><math>t_k</math> : 海産物 k (海藻類を除く。) の採取から摂取までの期間 (d)</p> <p><math>C_{ws}</math> : 海水中の安定よう素の濃度 (g/cm<sup>3</sup>)</p> <p>(2) 海藻類を摂取しない場合</p> $H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \quad (5.1-16)$ $A_{Fi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_k \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (5.1-17)$ <p>ここで、</p> <p><math>H_F</math> : 海産物 (海藻類を除く。) を摂取した場合の年間の実効線量 (<math>\mu Sv/y</math>)</p> <p>365 : 年間日数への換算係数 (d/y)</p> <p><math>K_{Ti}</math> : 核種 i の経口摂取による実効線量係数 (<math>\mu Sv/Bq</math>)</p> <p><math>A_{Fi}</math> : 核種 i の摂取率 (Bq/d)</p> <p><math>C_{wi}</math> : 海水中の核種 i の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(CF)<sub>k</sub> : よう素の海産物 k に対する濃縮係数 <math>(\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3})</math></p> <p>W<sub>k</sub> : 海産物 k (海藻類を除く。) の摂取量 (g/d)</p> <p>f<sub>mk</sub> : 海産物 k の市場希釈係数</p> <p>f<sub>ki</sub> : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比</p> $f_{ki} = e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} t_k}$ <p>T<sub>ri</sub> : 核種 i の物理的半減期 (d)</p> <p>t<sub>k</sub> : 海産物 k (海藻類を除く。) の採取から摂取までの期間 (d)</p> <p>5.1.3.2.2 計算結果</p> <p>計算結果を第5.1-13表に示す。これによれば、1号、2号及び3号炉による液体廃棄物中に含まれるよう素による実効線量は、海藻類を摂取する場合、成人で約0.02 μSv/y、幼児で約0.06 μSv/y、乳児で約0.07 μSv/yとなる。</p> <p>また、海藻類を摂取しない場合は、成人で約0.02 μSv/y、幼児で約0.05 μSv/y、乳児で約0.03 μSv/yとなる。</p> <p>5.1.3.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれる放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量</p> <p>5.1.3.3.1 線量の計算</p> <p>次の計算式を用いて計算する。</p> <p>(1) 海藻類を摂取する場合</p> $H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad (5.1-18)$ <p>ここで、</p> <p>H<sub>T</sub> : 年間の実効線量 (μSv/y)</p> <p>K<sub>3</sub> : 実効線量への換算係数 <math>(\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}})</math></p> <p>A<sub>i</sub> : 核種 i の摂取率 (Bq/d)</p> <p>(A<sub>i</sub> = 0.90 · A<sub>Ii</sub> + A<sub>Vi</sub> + A<sub>Mi</sub> + A<sub>Wi</sub>)</p> <p>A<sub>s</sub> : 安定よう素の摂取率 (g/d)</p> <p>(5.1-15) 式から得られる値を用いる。</p> <p>q<sub>s</sub> : 甲状腺中の安定よう素量 (g)</p> <p>(SEE)<sub>i</sub> : 核種 i の甲状腺に対する比実効エネルギー <math>(\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}})</math></p> <p>f<sub>si</sub> : 核種 i の甲状腺中比放射能の減衰係数</p> <p>(2) 海藻類を摂取しない場合</p> $H_{TF} = 365 \cdot \sum_i \{K_{Ti} \cdot A_{Ti} + K_{Fi} \cdot (A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Fi})\} \quad (5.1-19)$		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>ここで、</p> <p><math>H_{TF}</math> : 年間の実効線量 (<math>\mu Sv/y</math>)</p> <p>365 : 年間日数への換算係数 (d/y)</p> <p><math>K_{Ti}</math> : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 (<math>\mu Sv/Bq</math>)</p> <p><math>K_{Ti}</math> : 核種 i の経口摂取による実効線量係数 (<math>\mu Sv/Bq</math>)</p> <p>5.1.3.3.2 計算結果</p> <p>計算結果を第 5.1-13 表に示す。これによれば、気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量は、海藻類を摂取する場合、成人で約 <math>0.02 \mu Sv/y</math>、幼児で約 <math>0.09 \mu Sv/y</math>、乳児で約 <math>0.1 \mu Sv/y</math> となる。</p> <p>また、海藻類を摂取しない場合は、成人で約 <math>0.2 \mu Sv/y</math>、幼児で約 <math>0.9 \mu Sv/y</math>、乳児で約 <math>0.7 \mu Sv/y</math> となる。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>5.2 線量の評価結果</p> <p>敷地境界外における気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量，液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量は，それぞれ約 6.0 μSv/y，約 3.6 μSv/y 及び約 0.87 μSv/y となり，合計約 10 μSv/y である。</p> <p>この値は，「<u>発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針</u>」に示される線量目標値 50 μSv/y を下回る。</p>	<p>(2) 線量の評価結果</p> <p>敷地境界外における気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量，液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素を同時に摂取する場合の実効線量は，それぞれ約 6.0 μSv/y，約 3.6 μSv/y 及び約 0.87 μSv/y となり，合計約 10 μSv/y である。</p> <p>この値は，「<u>線量目標値に関する指針</u>」に示される線量目標値 50 μSv/y を下回る。</p>	
<p>添付書類八 P.8-11-4</p>	<p>11. 放射線防護設備及び放射線管理設備</p> <p>11.1 放射線防護設備</p> <p>11.1.2 設計方針</p> <p>(6) 周辺の放射線防護</p> <p>原子炉施設は通常運転時において原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空気カーマが，人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 50 μGy を下回るように設計する。</p>	<p>なお，<u>原子炉施設の設計及び管理によって，通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマが，人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 50 μGy を下回るようにする。</u></p>	<p>添付八より，直接線及びスカイシャイン線に関わる設計上の考慮を記載</p>

上関原子力発電所 1 号炉 原子力規制委員会設置法  
附則第 2 3 条第 4 項に基づく提出書

原子炉設置許可申請書 本文第十号及び添付書類十記載事項 比較表

平成 2 6 年 3 月  
中国電力株式会社

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
設置許可申請書 添付書類十	<p>1. <u>安全評価に関する基本方針</u></p> <p>1.1 基本的考え方</p> <p>本原子炉施設の安全評価の目的は、以下のとおりである。</p> <p>(1) 安全設計の基本方針の妥当性の確認</p> <p>本原子炉が、固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。</p> <p>(2) 立地条件の適否の確認</p> <p>万一、重大な事故が発生したとしても、工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し、発電所周辺の一般公衆との離隔に関する妥当性を確認する。</p> <p>原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下「安全設計審査指針」という。）により、また、原子炉の立地条件の適否は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価審査指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS性能評価指針」という。）、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「反応度投入事象評価指針」という。）等に基づいて行う。なお、「安全設計審査指針」及び「安全評価審査指針」の適用に当たっては、「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」（以下「重要度分類審査指針」という。）も併せて参照する。</p> <p>本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について解析し、評価を行う。</p> <p>一方、本原子炉施設の立地条件の適否を判断する上では、「原子炉立地審査指針」に基づき、「重大事故」及び「仮想事故」について評価を行う。</p>	<p>十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項</p> <p>イ 運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(1) 基本方針</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>1.1.1 運転時の異常な過渡変化</p> <p>1.1.1.1 定義</p> <p>「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生じる異常な状態に至る事象であって、これらの発生する原因として以下のものが考えられる。</p> <p>(1) ある弁 1 個の誤開放又は誤閉止（逆止弁は、通常の流れの方向に対して閉止することはないと仮定する。）</p> <p>(2) ある単一機器の誤起動又は誤停止</p> <p>(3) ある単一の制御機器の誤動作又は誤操作</p> <p>(4) ある単一の電気系故障</p> <p>(5) ある単一の運転員誤操作</p> <p>これらの原因により、原子炉圧力の変動、原子炉冷却材（以下「冷却材」という。）温度の変動、冷却材量の変動、冷却材流量の変動及び炉心反応度の変動が生じる。</p> <p>これらのパラメータは、もし制御されず放置された場合には、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷を与える可能性のあるものである。</p> <p>原子炉圧力の上昇は、それが制御されない場合には、炉心内ボイドを減少させ、正の反応度投入による急速な出力上昇を来し、燃料の過熱による損傷を引き起こし、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損させる可能性につながる。冷却材（減速材）温度の低下は、減速材密度の上昇を来し、原子炉に正の反応度投入を引き起こす。冷却材量の減少及び冷却材流量の減少は、いずれも燃料の冷却不十分につながり、それが制御されない場合には、やはり燃料の過熱による損傷を引き起こすことが考えられる。冷却材流量の増加は、炉心内ボイドを減少させ、正の反応度投入による出力上昇を来すことが考えられる。正の反応度投入は、原子炉出力上昇につながり、燃料の過熱による破損につながる。</p> <p>1.1.1.2 評価事象</p> <p>本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「<u>安全評価審査指針</u>」に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p>	<p>(i) 評価事象</p> <p>本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「<u>発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針</u>」（以下「<u>安全評価審査指針</u>」という。）に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には以</p>	<p>記載の適正化</p>



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>    a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>    b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>    a. 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>    b. 外部電源喪失</p> <p>    c. 給水加熱喪失</p> <p>    d. 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</p> <p>(3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>    a. 負荷の喪失</p> <p>    b. 主蒸気隔離弁の誤閉止</p> <p>    c. 給水制御系の故障</p> <p>    d. 原子炉圧力制御系の故障</p> <p>    e. 給水流量の全喪失</p> <p>    なお、「安全評価審査指針」においては、評価すべき具体的な事象として「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」が選定されているが、本原子炉においては、原子炉冷却材再循環系の配管がないことから同事象は選定しない。</p> <p>1.1.1.3 判断基準</p> <p>    想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。</p> <p>(1) 最小限界出力比（以下「MCPR」という。）が燃料の許容設計限界 1.07以上であること。</p> <p>(2) 燃料被覆管は、機械的に破損しないこと。すなわち燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪が、1%（以下「1%塑性歪」という。これは線出力密度が設計用出力履歴の169%となることに相当する。）以下であること。なお、解析に当たっては、表面熱流束が定格値の169%以下となることを確認することにより、線出力密度が設計用出力履歴の169%以下となることとした。</p> <p>(3) 燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された燃料の許容設計限界以下であること。</p>	<p>下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>    なお、「安全評価審査指針」においては、評価すべき具体的な事象として「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」が選定されているが、本原子炉においては、原子炉冷却材再循環系の配管がないことから同事象は選定しない。</p> <p>a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>    原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>    出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>    原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>    外部電源喪失</p> <p>    給水加熱喪失</p> <p>    原子炉冷却材流量制御系の誤動作</p> <p>c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>    負荷の喪失</p> <p>    主蒸気隔離弁の誤閉止</p> <p>    給水制御系の故障</p> <p>    原子炉圧力制御系の故障</p> <p>    給水流量の全喪失</p> <p>(ii) 判断基準</p> <p>    想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。</p> <p>a. 最小限界出力比（以下「MCPR」という。）が燃料の許容設計限界1.07以上であること。</p> <p>b. 燃料被覆管は、機械的に破損しないこと。すなわち燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪が、1%（以下「1%塑性歪」という。これは表面熱流束169%に相当する。）以下であること。</p> <p>c. 燃料エンタルピは、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「反応度投入事象評価指針」という。）</p>	<p>記載の適正化</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 8.62MPa[gage]の1.1倍の圧力9.48MPa[gage]以下であること。</p> <p>なお、上記の判断基準のほかに、想定した「運転時の異常な過渡変化」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、以下に述べる各「運転時の異常な過渡変化」の説明の中でその具体的な基準を記述する。</p>	<p>に示された燃料の許容設計限界以下であること。</p> <p>d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である8.62MPa[gage]の1.1倍の圧力9.48MPa[gage]以下であること。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>1.1.2 事 故</p> <p>1.1.2.1 定 義</p> <p>「事故」とは、「1.1.1 運転時の異常な過渡変化」で記載する「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。</p> <p>1.1.2.2 評価事象</p> <p>本原子炉において評価する「事故」は、「安全評価審査指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p> <p>(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>    a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>    b. 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>    c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着</p> <p>(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>    a. 制御棒落下</p> <p>(3) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>    a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>    b. 主蒸気管破断</p> <p>    c. 燃料集合体の落下</p> <p>    d. 原子炉冷却材喪失</p> <p>    e. 制御棒落下</p> <p>(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>    a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>    b. 可燃性ガスの発生</p> <p>    c. 動荷重の発生</p> <p>    なお、原子炉冷却材ポンプの軸固着については、本原子炉では、原子炉冷却材流量の喪失の評価に十分包絡されるため事象の解析を省略する。</p> <p>1.1.2.3 判断基準</p> <p>想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当で</p>	<p>比較表 P. 55 参照</p> <p>比較表 P. 56 参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>あることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>(2) 燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値を超えないこと。</p> <p>(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 8.62MPa[gage]の1.2倍の圧力10.34MPa[gage]以下であること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 310kPa[gage]以下であること。</p> <p>(5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。ただし、「著しい放射線被ばくのリスク」については、「安全評価審査指針」によることとする。</p> <p>なお、上記の判断基準のほかに、想定した「事故」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、以下に述べる各「事故」の説明の中でその具体的な基準を記述する。</p> <p>1.1.3 重大事故及び仮想事故</p> <p>1.1.3.1 定義</p> <p>「重大事故」及び「仮想事故」とは、「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する観点から想定する必要がある事象をいう。</p> <p>1.1.3.2 評価事象</p> <p>本原子炉において評価する「重大事故」及び「仮想事故」は、「安全評価審査指針」に基づき以下の事象とする。</p> <p>(1) 重大事故</p> <p>前記「事故」の解析結果を参考として、それらの「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、「安全評価審査指針」に従い、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内放出に係る事故として原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を、また、格納容器外放出に係る事故として主蒸気管破断をそれぞれ想定する。</p> <p>(2) 仮想事故</p> <p>「重大事故」として取り上げた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。</p> <p>1.1.3.3 判断基準</p> <p>原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は、「原子炉立地審査指針」に従い以下のとおりとする。</p>	<p>比較表 P. 56 参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考								
	<p>(1) 原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。  「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、「重大事故」の場合について次の線量を用いる。</p> <table data-bbox="504 367 1142 451"> <tr> <td>甲状腺（小児）に対して</td> <td>1.5 Sv</td> </tr> <tr> <td>全身 に対して</td> <td>0.25 Sv</td> </tr> </table> <p>(2) 原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。  「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、「仮想事故」の場合について次の線量を用いる。</p> <table data-bbox="504 640 1142 724"> <tr> <td>甲状腺（成人）に対して</td> <td>3 Sv</td> </tr> <tr> <td>全身 に対して</td> <td>0.25 Sv</td> </tr> </table> <p>(3) 原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。  「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして、「仮想事故」の場合における全身線量の積算値に対して 2 万人Svを参考とする。</p>	甲状腺（小児）に対して	1.5 Sv	全身 に対して	0.25 Sv	甲状腺（成人）に対して	3 Sv	全身 に対して	0.25 Sv		
甲状腺（小児）に対して	1.5 Sv										
全身 に対して	0.25 Sv										
甲状腺（成人）に対して	3 Sv										
全身 に対して	0.25 Sv										

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>1.2 解析に当たって考慮する事項</p> <p>1.2.1 解析に当たって考慮する範囲</p> <p>想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、本原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定する。</p> <p>「運転時の異常な過渡変化」の解析については、通常運転時の熱的制限値を定める観点より、「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」を除く解析では、核特性及び燃料棒機械特性等について解析結果を厳しめに与える条件を設定する 9×9 燃料（A 型）及び 9×9 燃料（B 型）の混在炉心を考慮した評価を行う。「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」の解析では、9×9 燃料（A 型）及び 9×9 燃料（B 型）の熱水力特性がほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核的特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはないと考えられるため、代表的に 9×9 燃料（A 型）のみ及び 9×9 燃料（B 型）のみで構成された炉心について、解析条件を厳しく与え、評価を行う<sup>(1)</sup>。「事故」については、9×9 燃料（A 型）及び 9×9 燃料（B 型）の熱水力特性がほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核的特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはないと考えられるため、代表的に 9×9 燃料（A 型）のみ及び 9×9 燃料（B 型）のみで構成された炉心について、解析条件を厳しく与え、評価を行う<sup>(1)</sup>。ただし、燃料集合体の落下については、評価結果が厳しくなる燃料の組合せを考慮した評価を行う。</p> <p>また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。</p> <p>1.2.2 安全機能に対する仮定</p> <p>(1) 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮するものは、原則として「重要度分類審査指針」において定める MS-1 に属するもの及び MS-2 に属するものによる機能とする。ただし、MS-3 に属するものであっても、多重性を備えた設計としていること等、信頼性が十分であるものについては、これを含める。解析に当たって考慮する安全機能を第 1.2-1 表及び第 1.2-2 表に示す。</p>	<p>比較表 P. 51 および P. 120 参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																	
添付書類十 図表： P10-1-23	<p>第 1.2-1 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能            （運転時の異常な過渡変化）</p> <table border="1" data-bbox="427 302 1418 1075"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能</th> <th>構築物，系統又は機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">MS-1</td> <td>原子炉の緊急停止機能</td> <td>制御棒及び制御棒駆動系 （スクラム機能）</td> </tr> <tr> <td>未臨界維持機能</td> <td>制御棒及び制御棒駆動系 （未臨界維持機能）</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>安全保護系 （原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">MS-3</td> <td>原子炉圧力の上昇の緩和機能</td> <td>主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能） タービンバイパス系</td> </tr> <tr> <td>出力上昇の抑制機能</td> <td>原子炉再循環流量制御系 （ポンプトリップ機能） 原子炉核計装系 （起動領域モニタ（原子炉周期短制御棒引抜阻止機能）及び制御棒引抜監視装置）</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材再循環流量の低下の緩和機能</td> <td>原子炉冷却材再循環ポンプMGセット</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 解析に当たっては，想定された事象に加えて，「事故」に対処するために必要な系統，機器について，原子炉停止，炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に，解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合，事象発生後短期間にわたっては動的機器について，また，長期間にわたっては動的機器又は静的機器について，単一故障を考える。ただし，事象発生前から動作しており，かつ，発生後も引き続き動作する機器については，原則として故障を仮定しない。静的機器については，単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合，その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合，又は，その故障の発生確率が十分低い場合においては，故障を仮定しない。</p> <p>(3) 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については，適切な時間的余裕を考慮する。</p> <p>(4) 安全保護系の動作を期待する場合においては，安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても，その動作が解析の結果に有意の影響を与えるものについては，同様とする。</p>	分類	機能	構築物，系統又は機器	MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 （スクラム機能）	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 （未臨界維持機能）	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	安全保護系 （原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）	MS-3	原子炉圧力の上昇の緩和機能	主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能） タービンバイパス系	出力上昇の抑制機能	原子炉再循環流量制御系 （ポンプトリップ機能） 原子炉核計装系 （起動領域モニタ（原子炉周期短制御棒引抜阻止機能）及び制御棒引抜監視装置）	原子炉冷却材再循環流量の低下の緩和機能	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット	<p>(iii) 事故に対処するために必要な施設  <u>事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち，解析に当たって考慮するものを以下に示す。</u></p> <p>a. <u>解析に当たって考慮する主要な安全機能（MS-1）</u></p> <p>(a) 原子炉の緊急停止機能        制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能）</p> <p>(b) 未臨界維持機能        制御棒及び制御棒駆動系（未臨界維持機能）</p> <p>(c) 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        安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）</p> <p>b. <u>解析に当たって考慮する主要な安全機能（MS-3）</u></p> <p>(a) 原子炉圧力の上昇の緩和機能        主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）        タービンバイパス系</p> <p>(b) 出力上昇の抑制機能        原子炉再循環流量制御系（ポンプトリップ機能）        原子炉核計装系（起動領域モニタ（原子炉周期短制御棒引抜阻止機能）及び制御棒引抜監視装置）</p> <p>(c) 原子炉冷却材再循環流量の低下の緩和機能        原子炉冷却材再循環ポンプMGセット</p>	
分類	機能	構築物，系統又は機器																		
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 （スクラム機能）																		
	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 （未臨界維持機能）																		
	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	安全保護系 （原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）																		
MS-3	原子炉圧力の上昇の緩和機能	主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能） タービンバイパス系																		
	出力上昇の抑制機能	原子炉再循環流量制御系 （ポンプトリップ機能） 原子炉核計装系 （起動領域モニタ（原子炉周期短制御棒引抜阻止機能）及び制御棒引抜監視装置）																		
	原子炉冷却材再循環流量の低下の緩和機能	原子炉冷却材再循環ポンプMGセット																		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(5) 「事故」の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合には、外部電源が利用できない場合も考慮する。</p> <p>(6) 原子炉のスクラムの効果を期待する場合には、スクラムを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度値を有する制御棒（同一水圧制御ユニットに属する 1 組又は 1 本）が、全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。</p> <p>1.2.3 解析に使用するモデル及びパラメータ</p> <p>解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。ただし、これらは評価目的の範囲内で合理的なものを用いる。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕を見込んで解析を行う。</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>1.3 解析に使用する計算プログラム</p> <p>「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「事故」の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第 1.3-1 表及び第 1.3-2 表に示す。表中のコードの概要を以下に記載する。</p> <p>(1) REDY<sup>(2)(3)</sup> 及び BANDIX<sup>(4)</sup></p> <p>プラント動特性解析コード REDY 及び BANDIX は、プラント安定性、「運転時の異常な過渡変化」及び原子炉冷却材流量の喪失を解析するコードである。本コードは、炉心、原子炉圧力容器（以下「圧力容器」という。）、圧力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系（以下「再循環系」という。）、主蒸気管、タービン系等のプラント全体を模擬し、6 群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力学の挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、炉心入口流量（以下「炉心流量」という。）等の初期条件、原子炉、主蒸気管等のデータ、核データ、燃料棒データ、各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原子炉圧力、炉心流量、原子炉水位等の時間変化が求められる。</p> <p>(2) SCAT<sup>(2)(3)(5)(6)</sup> 及び FRANCESCO<sup>(7)</sup></p> <p>単チャンネル熱水力解析コード SCAT 及び FRANCESCO は、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における燃料の熱的余裕を解析するコードである。本コードは、単一チャンネルを模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて、燃料棒には半径方向だけの熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力学の挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初期条件、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、沸騰遷移相関式に基づく限界出力比（CPR）、各ノードでの冷却材流量、クオリティ等の時間変化が求められる。</p> <p>(3) 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード<sup>(8)(9)</sup></p> <p>三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードは、沸騰水型原子炉の炉心核熱水力特性を解析するコードで、三次元の拡散方程式により原子炉全体の出力分布や実効増倍率を計算する。さらに、その出力分布を基に熱的評価計算及び燃焼計算を行う。本コードの用途は多岐にわたり、制御棒運用計画、燃焼度管理、原子炉停止余裕の計算等に使用される。出力運転時の計算では、ボイドの発生によるボイド分布を考慮した出力分布となるよう収束計算を行う。</p> <p>本コードの入力は、炉心の幾何学的形状、単位燃料集合体核計算で得</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>られた核定数，熱水力計算に必要なデータ，制御棒パターン，炉心熱出力等の炉心状態を表すデータであり，出力として炉心出力分布，ボイド分布，燃焼度分布，実効増倍率等が求められる。</p> <p>(4) I S C O R <sup>(10)</sup> 及び T H R P <sup>(11)</sup></p> <p>炉心熱水力解析コード I S C O R 及び T H R P は，定常状態における炉心内の熱水力特性を解析するコードであり，炉心内の全燃料集合体を幾つかにタイプ分けし，各タイプごと及び炉心全体の熱水力特性を計算する。</p> <p>具体的には，与えられた出力分布を用いて，各燃料集合体への冷却材流量配分を，燃料集合体入口と出口間の圧力差が全燃料集合体において等しくなるように繰り返し計算により求め，熱的余裕，炉心圧力損失等の熱水力特性を計算する。</p> <p>本コードの入力は，炉心熱出力，炉心流量等の炉心状態を表すデータ，出力分布に関するデータ，燃料集合体の幾何学的形状及びその他熱水力計算に必要なデータであり，出力として限界出力比，圧力損失，ボイド分布等が求められる。</p> <p>(5) A P E X <sup>(12)</sup> 及び E U R E K A - N <sup>(13)</sup></p> <p>反応度投入事象解析コード A P E X 及び E U R E K A - N は，原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き及び制御棒落下を解析するコードである。本コードは，熱的現象を断熱としており，炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による動特性方程式で表し，出力の炉心空間分布を A P E X では二次元（R - Z）拡散方程式で，E U R E K A - N では三次元（X - Y - Z）拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は，出力分布に比例するものとし，A P E X では炉心平均エンタルピが，E U R E K A - N では炉心最大エンタルピがある程度上昇する間（エンタルピステップ）は，出力分布は一定としている。また，投入反応度としては，制御棒価値，スクラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが，このドップラ反応度は，A P E X では二次元拡散計算による出力分布を，E U R E K A - N では三次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p> <p>本コードの入力は，炉心の幾何学的形状，各種中性子断面積，拡散係数，ドップラ係数，炉心动特性パラメータ等の核データ，制御棒反応度の時間変化等であり，出力として，中性子束分布，エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。</p> <p>(6) L A M B <sup>(5)(6)</sup> 及び L A B E L <sup>(7)</sup></p> <p>短期間熱水力過渡変化解析コード L A M B 及び L A B E L は，短期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードであり，圧力容器に接続する各種一次系配管の破断事故を取り扱うことができる。本コードは，圧力容器及び再循環系を 7 ノードに分割し，質量，運動量及びエネルギー保</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>存則に基づく方程式を解くことにより、定常状態から事故発生後数十秒間の各ノード内冷却材の質量、圧力及びエンタルピ、ノード間の冷却材流量等の時間変化を計算する。炉心流量の変化としては、破断直後からの原子炉冷却材再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）のコーストダウンによる流量の変化等を詳細に計算することができる。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、再循環ポンプ特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、ブローダウン中の燃料棒の限界出力過渡変化解析に使用する原子炉圧力、炉心流量及び炉心入口エンタルピの時間変化、破断口からの流出流量等が求められる。</p> <p>(7) SAFER<sup>(14)</sup> 及び SALUTE<sup>(7)</sup></p> <p>長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER 及び SALUTE は、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードであり、圧力容器に接続する各種一次系配管の破断事故及び原子炉冷却材流量の喪失を取り扱うことができる。本コードは、原子炉内を 9 ノードに分割し、原子炉圧力及び各ノードの水位変化を計算する。また、各種の非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）の性能特性を入力することにより、それらの性能を評価することができる。炉内冷却材量の評価に当たっては上部タイプレート、炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象（以下「CCFL」という。）及び炉心上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が炉心下部プレナムに落下する現象（CCFLブレークダウン）を考慮することができる。</p> <p>また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃料ペレット、燃料被覆管等の温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝達係数を考慮でき、また SAFER では燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネルボックスの輻射を、SALUTE では燃料棒間の輻射を考慮することができる。</p> <p>また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（以下「ジルコニウム-水反応」という。）を Baker-Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管のふくれと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、ECCS の特性、想定破断の位置及び破</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>断面積等であり，出力として，原子炉圧力，原子炉水位，燃料被覆管最高温度，燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>(8) 短期間格納容器圧力応答解析コード<sup>(15)(16)</sup></p> <p>短期間格納容器圧力応答解析コードは，LOCA直後の冷却材ブローダウン期間中の格納容器内圧力及び温度の変化を解析するコードである。本コードは，格納容器をドライウェルとサプレッションチェンバの2ノードに分割し，各ノードについて質量及びエネルギー保存則に基づく方程式，運動方程式並びに状態方程式を解くことにより，格納容器内圧力及び温度を計算する。なお，格納容器内構造物との間の熱の授受は，保守的に考慮していない。</p> <p>本コードの入力は，格納容器内各部の圧力，温度，湿度等の初期条件，自由空間体積，流路面積及び流路抵抗並びに一次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量であり，出力として格納容器内圧力及び温度の時間変化が求められる。</p> <p>(9) 長期間格納容器圧力応答解析コード<sup>(16)</sup></p> <p>長期間格納容器圧力応答解析コードは，LOCA後冷却材ブローダウン期間以降の格納容器スプレイ冷却系作動期間中における長期間格納容器内圧力及び温度の変化を解析するコードである。本コードは，格納容器をドライウェルとサプレッションチェンバの2ノードに分割し，各ノードについて，質量及びエネルギー保存則に基づく方程式，運動方程式並びに状態方程式を解くことにより，格納容器内圧力及び温度を計算する。また，ECCSモデル，格納容器スプレイモデル及び熱交換器モデルが組み込まれている。</p> <p>本コードの入力は，格納容器内各部の圧力，温度，湿度等の初期条件，自由空間体積，流路面積及び流路抵抗のほか，ECCS流量，格納容器スプレイ流量，熱交換器容量，海水温度等であり，出力として，格納容器内圧力及び温度の時間変化が求められる。</p> <p>(10) 可燃性ガス濃度解析コード<sup>(17)(18)(19)</sup></p> <p>可燃性ガス濃度解析コードは，LOCA後の格納容器内の可燃性ガス濃度を解析するコードである。本コードは，格納容器をドライウェルとサプレッションチェンバの2ノードに分割し，各ノードについて，水素及び酸素の濃度変化を質量バランスの式により計算する。各ノード間のガスの移動は，圧力バランスの式により求める。水素及び酸素の発生源としては，ジルコニウム-水反応（水素）及び水の放射線分解（水素及び酸素）を考慮する。また，可燃性ガス濃度制御系のモデルが組み込まれている。</p> <p>本コードの入力は，格納容器内各部の圧力，温度，湿度等の初期条件，自由空間体積，流路面積及び流路抵抗のほか，ジルコニウム-水反応割合，水の放射線分解率並びに可燃性ガス濃度制御系容量及び作動時間で</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	あり，出力として，格納容器内の水素及び酸素濃度の時間変化が求められる。		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>1.4 参考文献</p> <p>(1) 「沸騰水型原子力発電所 混在炉心を考慮した安全評価手法」 （東北電力株式会社，東京電力株式会社，中部電力株式会社，北陸電力株式会社，中国電力株式会社，日本原子力発電株式会社，株式会社東芝，株式会社日立製作所，原子燃料工業株式会社，平成10年4月）</p> <p>(2) 「沸騰水型原子力発電所 プラント動特性解析手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-014 訂2，昭和63年3月）</p> <p>(3) Linford, R. B., “Analytical Methods of Plant Transient Evaluations for the General Electric Boiling Water Reactor”, NEDO-10802, February 1973.</p> <p>(4) 「BWRプラント動特性解析手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-07，平成2年5月）</p> <p>(5) “General Electric Company Analytical Model for Loss-of-Coolant Analysis in accordance with 10CFR50 Appendix K”, NEDO-20566, January 1976.</p> <p>(6) 「沸騰水型原子力発電所 非常用炉心冷却系（ECCS）性能解析モデルについて」 （株式会社日立製作所，HLR-018 訂3，平成10年5月）</p> <p>(7) 「BWRの非常用炉心冷却系解析手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-010改訂1，平成10年5月）</p> <p>(8) 「沸騰水形原子力発電所 3次元核熱水力計算手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-006 訂1，昭和59年9月）</p> <p>(9) 「BWRの3次元核熱水力設計計算手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-03，平成6年4月）</p> <p>(10) 「沸騰水形原子力発電所 原子炉の熱設計手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-008，昭和52年4月）</p> <p>(11) 「BWRの熱水力設計計算手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-02，平成2年5月）</p> <p>(12) 「沸騰水型原子力発電所 反応度投入事象解析手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-012 訂3，平成11年2月）</p> <p>(13) 「BWRの反応度投入事象解析手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-09，平成6年4月）</p> <p>(14) 「沸騰水型原子力発電所 非常用炉心冷却系（ECCS）の新性能評価手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-032 訂3，平成10年5月）</p> <p>(15) Bilanin, W. J., “The General Electric Mark III Pressure Suppression Containment System Analytical Model”, NEDO-20533, June 1974.</p> <p>(16) 「沸騰水型原子力発電所 原子炉格納容器過渡変化の解析モデルについて」</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(株)日立製作所, H L R - 016 訂1, 昭和63年3月)</p> <p>(17) Wilson, R. M. and Slifer, B. C., "Hydrogen Generation and The General Electric Boiling Water Reactor", NEDO-10723, February 1973.</p> <p>(18) 「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御系について」 (株)日立製作所, H L R - 019 訂3, 昭和63年4月)</p> <p>(19) 「BWRの可燃性ガス濃度解析手法について」 (原子燃料工業株式会社, N L R - 17, 平成8年12月)</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2. 運転時の異常な過渡変化の解析</p> <p>2.1 序</p> <p>本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、原子炉施設において発生する可能性のある「運転時の異常な過渡変化」に対して、その発生原因と対策及び保護機能を説明し、過渡変化の解析と結果の評価を行い、判断基準への適合性を検討する。</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.2 解析方法及び解析条件</p> <p>2.2.1 解析方法</p> <p>解析方法は第 1.3-1 表に示すとおり、主に以下の計算コードを用いる。</p> <p>(1) プラント全体の過渡応答</p> <p>「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べたプラント動特性解析コード (REDY<sup>(1)</sup> 及び BANDIX<sup>(2)</sup>)</p> <p>(2) 過渡時の MCPR 解析</p> <p>「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた単チャンネル熱水力解析コード (SCAT<sup>(1)</sup> 及び FRANCESCO<sup>(3)</sup>) 又は炉心熱水力解析コード (ISCOR<sup>(4)</sup> 及び THRP<sup>(5)</sup>)</p> <p>2.2.2 解析条件</p> <p>(1) 原子炉の初期条件については、特に断らない限り以下のとおりとする。圧力上昇率等を有意に厳しく見積もるため原子炉熱出力は4,005MW（定格出力の約102%）、<u>炉心流量</u>は<math>47.0 \times 10^3 \text{ t/h}</math>（定格流量の90%）を仮定した。また、MCPRは1.22、燃料棒最大線出力密度（以下「最大線出力密度」という。）は44.0kW/mを仮定している。<u>再循環ポンプ</u>は通常運転時の10台運転を仮定している。</p> <p>(2) 原子炉再循環流量制御系（以下「再循環流量制御系」という。）については、特に断らない限り自動運転モードとする。ただし、手動運転モードの場合に結果が有意に厳しくなるものについては手動運転モードを仮定する。</p> <p>(3) 作動を要求される安全機能の単一故障については、特に断らない限り安全保護系の単一故障を仮定するが、多重性を備えた設計であるため、その安全保護機能は維持できる。</p>	<p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 原子炉の初期条件等</p> <p>a. <u>原子炉の初期条件</u>については、特に断らない限り以下のとおりとする。圧力上昇率等を有意に厳しく見積もるため原子炉熱出力は4,005MW（定格出力の約102%）、<u>炉心入口流量</u>（以下「炉心流量」という。）は<math>47.0 \times 10^3 \text{ t/h}</math>（定格流量の90%）を仮定した。また、MCPRは1.22、燃料棒最大線出力密度（以下「最大線出力密度」という。）は44.0kW/mを仮定している。<u>原子炉冷却材再循環ポンプ</u>（以下「再循環ポンプ」という。）は通常運転時の10台運転を仮定している。</p> <p>b. <u>原子炉再循環流量制御系</u>（以下「再循環流量制御系」という。）については、特に断らない限り自動運転モードとする。ただし、手動運転モードの場合に結果が有意に厳しくなるものについては手動運転モードを仮定する。</p> <p>c. <u>作動を要求される安全機能の単一故障</u>については、特に断らない限り安全保護系の単一故障を仮定するが、多重性を備えた設計であるため、その安全保護機能は維持できる。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																																																														
	<p>(4) その他の解析条件 安全保護系の設定点等，解析に用いる主な条件を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="400 325 1424 1470"> <thead> <tr> <th data-bbox="400 325 926 378">項 目</th> <th data-bbox="926 325 1424 378">数 値 等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="400 378 926 472">(1) 初期運転条件（定格出力の約 102% の場合）</td> <td data-bbox="926 378 1424 472"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 472 926 514">a. 原子炉熱出力</td> <td data-bbox="926 472 1424 514">4,005MW</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 514 926 556">b. 最大熱流束</td> <td data-bbox="926 514 1424 556">9 × 9 燃料（A型） 1,250kW/m<sup>2</sup> [44.0kW/m]</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="926 556 1424 598">9 × 9 燃料（B型） 1,270kW/m<sup>2</sup> [44.0kW/m]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 598 926 640">c. MCPR</td> <td data-bbox="926 598 1424 640">1.22</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 640 926 682">d. 炉心流量</td> <td data-bbox="926 640 1424 682">47.0 × 10<sup>3</sup>t/h</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 682 926 724">e. 原子炉給水温度</td> <td data-bbox="926 682 1424 724">217℃</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 724 926 766">f. 原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）</td> <td data-bbox="926 724 1424 766">7.17MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 766 926 808">g. 主蒸気流量</td> <td data-bbox="926 766 1424 808">7.82 × 10<sup>3</sup>t/h</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 808 926 850">(2) 安全保護系設定値<sup>注1)</sup></td> <td data-bbox="926 808 1424 850"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 850 926 892">a. 原子炉圧力高スクラム<sup>注2)</sup></td> <td data-bbox="926 850 1424 892">7.52MPa[gage] (0.55 秒)<sup>注3)</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 892 926 934">b. 原子炉水位低スクラム</td> <td data-bbox="926 892 1424 934">ドライヤスカート下端から<sup>注4)</sup> +61 cm (1.05 秒) (レベル 3)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 934 926 976">c. 中性子束高スクラム 出力領域</td> <td data-bbox="926 934 1424 976"></td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 976 926 1018">    中性子束として</td> <td data-bbox="926 976 1424 1018">定格出力の 102% の 120% (0.09 秒)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 1018 926 1060">    熱流束（相当）として</td> <td data-bbox="926 1018 1424 1060">第 2.2-1 図 (0.09 秒)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 1060 926 1102">d. 原子炉周期短スクラム</td> <td data-bbox="926 1060 1424 1102">原子炉周期 10 秒 (0.20 秒)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 1102 926 1144">e. 主蒸気隔離弁閉スクラム</td> <td data-bbox="926 1102 1424 1144">90%ストローク位置 (0.06 秒)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 1144 926 1186">f. 主蒸気止め弁閉スクラム</td> <td data-bbox="926 1144 1424 1186">90%ストローク位置 (0.06 秒)</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	数 値 等	(1) 初期運転条件（定格出力の約 102% の場合）		a. 原子炉熱出力	4,005MW	b. 最大熱流束	9 × 9 燃料（A型） 1,250kW/m <sup>2</sup> [44.0kW/m]		9 × 9 燃料（B型） 1,270kW/m <sup>2</sup> [44.0kW/m]	c. MCPR	1.22	d. 炉心流量	47.0 × 10 <sup>3</sup> t/h	e. 原子炉給水温度	217℃	f. 原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	7.17MPa[gage]	g. 主蒸気流量	7.82 × 10 <sup>3</sup> t/h	(2) 安全保護系設定値 <sup>注1)</sup>		a. 原子炉圧力高スクラム <sup>注2)</sup>	7.52MPa[gage] (0.55 秒) <sup>注3)</sup>	b. 原子炉水位低スクラム	ドライヤスカート下端から <sup>注4)</sup> +61 cm (1.05 秒) (レベル 3)	c. 中性子束高スクラム 出力領域		中性子束として	定格出力の 102% の 120% (0.09 秒)	熱流束（相当）として	第 2.2-1 図 (0.09 秒)	d. 原子炉周期短スクラム	原子炉周期 10 秒 (0.20 秒)	e. 主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置 (0.06 秒)	f. 主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置 (0.06 秒)	<p>d. その他の解析条件 安全保護系の設定点等，解析に用いる主な条件を以下に示す。</p> <p>(a) 初期運転条件（定格出力の約102%の場合）</p> <table data-bbox="1573 819 2478 1753"> <tbody> <tr> <td>原子炉給水温度</td> <td>217℃</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）</td> <td>7.17MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>主蒸気流量</td> <td>7.82 × 10<sup>3</sup>t/h</td> </tr> <tr> <td>(b) 安全保護系設定値</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力高スクラム</td> <td>7.52MPa[gage] (スクラム遅れ時間0.55秒)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位低スクラム</td> <td>ドライヤスカート下端から+61cm (スクラム遅れ時間1.05秒) (レベル 3)</td> </tr> <tr> <td>中性子束高スクラム（出力領域）</td> <td></td> </tr> <tr> <td>    中性子束として</td> <td>定格出力の約102%の120% (スクラム遅れ時間0.09秒)</td> </tr> <tr> <td>    熱流束（相当）として</td> <td>第1図 (スクラム遅れ時間0.09秒)</td> </tr> <tr> <td>原子炉周期短スクラム</td> <td>原子炉周期10秒 (スクラム遅れ時間0.20秒)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁閉スクラム</td> <td>90%ストローク位置 (スクラム遅れ時間0.06秒)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気止め弁閉スクラム</td> <td>90%ストローク位置 (スクラム遅れ時間0.06秒)</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉給水温度	217℃	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	7.17MPa[gage]	主蒸気流量	7.82 × 10 <sup>3</sup> t/h	(b) 安全保護系設定値		原子炉圧力高スクラム	7.52MPa[gage] (スクラム遅れ時間0.55秒)	原子炉水位低スクラム	ドライヤスカート下端から+61cm (スクラム遅れ時間1.05秒) (レベル 3)	中性子束高スクラム（出力領域）		中性子束として	定格出力の約102%の120% (スクラム遅れ時間0.09秒)	熱流束（相当）として	第1図 (スクラム遅れ時間0.09秒)	原子炉周期短スクラム	原子炉周期10秒 (スクラム遅れ時間0.20秒)	主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置 (スクラム遅れ時間0.06秒)	主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置 (スクラム遅れ時間0.06秒)	
項 目	数 値 等																																																																
(1) 初期運転条件（定格出力の約 102% の場合）																																																																	
a. 原子炉熱出力	4,005MW																																																																
b. 最大熱流束	9 × 9 燃料（A型） 1,250kW/m <sup>2</sup> [44.0kW/m]																																																																
	9 × 9 燃料（B型） 1,270kW/m <sup>2</sup> [44.0kW/m]																																																																
c. MCPR	1.22																																																																
d. 炉心流量	47.0 × 10 <sup>3</sup> t/h																																																																
e. 原子炉給水温度	217℃																																																																
f. 原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	7.17MPa[gage]																																																																
g. 主蒸気流量	7.82 × 10 <sup>3</sup> t/h																																																																
(2) 安全保護系設定値 <sup>注1)</sup>																																																																	
a. 原子炉圧力高スクラム <sup>注2)</sup>	7.52MPa[gage] (0.55 秒) <sup>注3)</sup>																																																																
b. 原子炉水位低スクラム	ドライヤスカート下端から <sup>注4)</sup> +61 cm (1.05 秒) (レベル 3)																																																																
c. 中性子束高スクラム 出力領域																																																																	
中性子束として	定格出力の 102% の 120% (0.09 秒)																																																																
熱流束（相当）として	第 2.2-1 図 (0.09 秒)																																																																
d. 原子炉周期短スクラム	原子炉周期 10 秒 (0.20 秒)																																																																
e. 主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置 (0.06 秒)																																																																
f. 主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置 (0.06 秒)																																																																
原子炉給水温度	217℃																																																																
原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	7.17MPa[gage]																																																																
主蒸気流量	7.82 × 10 <sup>3</sup> t/h																																																																
(b) 安全保護系設定値																																																																	
原子炉圧力高スクラム	7.52MPa[gage] (スクラム遅れ時間0.55秒)																																																																
原子炉水位低スクラム	ドライヤスカート下端から+61cm (スクラム遅れ時間1.05秒) (レベル 3)																																																																
中性子束高スクラム（出力領域）																																																																	
中性子束として	定格出力の約102%の120% (スクラム遅れ時間0.09秒)																																																																
熱流束（相当）として	第1図 (スクラム遅れ時間0.09秒)																																																																
原子炉周期短スクラム	原子炉周期10秒 (スクラム遅れ時間0.20秒)																																																																
主蒸気隔離弁閉スクラム	90%ストローク位置 (スクラム遅れ時間0.06秒)																																																																
主蒸気止め弁閉スクラム	90%ストローク位置 (スクラム遅れ時間0.06秒)																																																																

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請		設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																																									
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="400 195 926 239">項 目</th> <th data-bbox="926 195 1427 239">数 値 等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" data-bbox="400 239 1427 283">(3) その他</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 283 926 327">a. 主蒸気隔離弁閉止時間</td> <td data-bbox="926 283 1427 327">3 秒</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 327 926 371">b. 主蒸気隔離弁閉止特性</td> <td data-bbox="926 327 1427 371">第 2. 2-2 図</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 371 926 415">c. 主蒸気止め弁閉止時間</td> <td data-bbox="926 371 1427 415">0. 1 秒</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 415 926 459">d. 蒸気加減弁閉止時間</td> <td data-bbox="926 415 1427 459">0. 075 秒</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 459 926 504">e. タービンバイパス弁容量</td> <td data-bbox="926 459 1427 504">定格蒸気流量の 33%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 504 926 548">f. スクラム反応度曲線</td> <td data-bbox="926 504 1427 548">添付書類八の第 3. 4. 1-2 図</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 548 926 636">g. スクラム時挿入時間<sup>注5)</sup></td> <td data-bbox="926 548 1427 636">全ストロークの 60%で 1. 71 秒 全ストロークの 100%で 3. 70 秒</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 636 926 680">h. 減速材ボイド係数<sup>注6)</sup></td> <td data-bbox="926 636 1427 680">添付書類八の第 3. 4. 1-5 図(1)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 680 926 724">i. ドップラ係数<sup>注6)</sup></td> <td data-bbox="926 680 1427 724">添付書類八の第 3. 4. 1-3 図(1)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 724 926 825">j. 原子炉水位高（タービントリップ）設定点</td> <td data-bbox="926 724 1427 825">ドライヤスカート下端から+165cm (レベル 8)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 825 926 972">k. 原子炉水位低 (原子炉冷却材再循環ポンプ 5 台トリップ) 設定点</td> <td data-bbox="926 825 1427 972">ドライヤスカート下端から+61cm (レベル 3)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 972 926 1073">Gセット 1 台トリップ) 設定点</td> <td data-bbox="926 972 1427 1073">ドライヤスカート下端から-59cm (レベル 2)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 1073 926 1394">1. 主蒸気逃がし安全弁設定点<sup>注7)</sup></td> <td data-bbox="926 1073 1427 1394">第 1 段：7. 66MPa[gage]×1 個 第 2 段：7. 73MPa[gage]×1 個 第 3 段：7. 80MPa[gage]×4 個 第 4 段：7. 87MPa[gage]×4 個 第 5 段：7. 94MPa[gage]×3 個 第 6 段：8. 01MPa[gage]×3 個</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	数 値 等	(3) その他		a. 主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒	b. 主蒸気隔離弁閉止特性	第 2. 2-2 図	c. 主蒸気止め弁閉止時間	0. 1 秒	d. 蒸気加減弁閉止時間	0. 075 秒	e. タービンバイパス弁容量	定格蒸気流量の 33%	f. スクラム反応度曲線	添付書類八の第 3. 4. 1-2 図	g. スクラム時挿入時間 <sup>注5)</sup>	全ストロークの 60%で 1. 71 秒 全ストロークの 100%で 3. 70 秒	h. 減速材ボイド係数 <sup>注6)</sup>	添付書類八の第 3. 4. 1-5 図(1)	i. ドップラ係数 <sup>注6)</sup>	添付書類八の第 3. 4. 1-3 図(1)	j. 原子炉水位高（タービントリップ）設定点	ドライヤスカート下端から+165cm (レベル 8)	k. 原子炉水位低 (原子炉冷却材再循環ポンプ 5 台トリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から+61cm (レベル 3)	Gセット 1 台トリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から-59cm (レベル 2)	1. 主蒸気逃がし安全弁設定点 <sup>注7)</sup>	第 1 段：7. 66MPa[gage]×1 個 第 2 段：7. 73MPa[gage]×1 個 第 3 段：7. 80MPa[gage]×4 個 第 4 段：7. 87MPa[gage]×4 個 第 5 段：7. 94MPa[gage]×3 個 第 6 段：8. 01MPa[gage]×3 個	<p data-bbox="1567 239 1736 273">(c) その他</p> <table data-bbox="1635 283 2436 636"> <tbody> <tr> <td data-bbox="1635 283 1973 327">主蒸気隔離弁閉止時間</td> <td data-bbox="2030 283 2092 327">3 秒</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1635 371 1941 415">主蒸気止め弁閉止時間</td> <td data-bbox="2030 371 2110 415">0. 1 秒</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1635 415 1911 459">蒸気加減弁閉止時間</td> <td data-bbox="2030 415 2139 459">0. 075 秒</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1635 459 1970 504">タービンバイパス弁容量</td> <td data-bbox="2030 459 2297 504">定格蒸気流量の 33%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1635 504 1911 548">スクラム反応度曲線</td> <td data-bbox="2030 504 2119 548">第 2 図</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1635 548 1911 592">スクラム時挿入時間</td> <td data-bbox="2030 548 2436 636">全ストロークの 60%で 1. 71 秒 全ストロークの 100%で 3. 70 秒</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1537 1003 1762 1037">比較表 P. 22 参照</p>	主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒	主蒸気止め弁閉止時間	0. 1 秒	蒸気加減弁閉止時間	0. 075 秒	タービンバイパス弁容量	定格蒸気流量の 33%	スクラム反応度曲線	第 2 図	スクラム時挿入時間	全ストロークの 60%で 1. 71 秒 全ストロークの 100%で 3. 70 秒	
項 目	数 値 等																																												
(3) その他																																													
a. 主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒																																												
b. 主蒸気隔離弁閉止特性	第 2. 2-2 図																																												
c. 主蒸気止め弁閉止時間	0. 1 秒																																												
d. 蒸気加減弁閉止時間	0. 075 秒																																												
e. タービンバイパス弁容量	定格蒸気流量の 33%																																												
f. スクラム反応度曲線	添付書類八の第 3. 4. 1-2 図																																												
g. スクラム時挿入時間 <sup>注5)</sup>	全ストロークの 60%で 1. 71 秒 全ストロークの 100%で 3. 70 秒																																												
h. 減速材ボイド係数 <sup>注6)</sup>	添付書類八の第 3. 4. 1-5 図(1)																																												
i. ドップラ係数 <sup>注6)</sup>	添付書類八の第 3. 4. 1-3 図(1)																																												
j. 原子炉水位高（タービントリップ）設定点	ドライヤスカート下端から+165cm (レベル 8)																																												
k. 原子炉水位低 (原子炉冷却材再循環ポンプ 5 台トリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から+61cm (レベル 3)																																												
Gセット 1 台トリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から-59cm (レベル 2)																																												
1. 主蒸気逃がし安全弁設定点 <sup>注7)</sup>	第 1 段：7. 66MPa[gage]×1 個 第 2 段：7. 73MPa[gage]×1 個 第 3 段：7. 80MPa[gage]×4 個 第 4 段：7. 87MPa[gage]×4 個 第 5 段：7. 94MPa[gage]×3 個 第 6 段：8. 01MPa[gage]×3 個																																												
主蒸気隔離弁閉止時間	3 秒																																												
主蒸気止め弁閉止時間	0. 1 秒																																												
蒸気加減弁閉止時間	0. 075 秒																																												
タービンバイパス弁容量	定格蒸気流量の 33%																																												
スクラム反応度曲線	第 2 図																																												
スクラム時挿入時間	全ストロークの 60%で 1. 71 秒 全ストロークの 100%で 3. 70 秒																																												
<p data-bbox="468 1440 1427 1518">注 1) 実際の設定値は、添付書類八の第 7. 1-1 表に基づき、詳細設計の段階で決定される。</p> <p data-bbox="468 1528 1427 1654">注 2) 実際の設定点から設定誤差を考慮し 1% 高目にとり、更に(1) f. の原子炉圧力と定格出力運転時の原子炉圧力の差分に相当する 0. 1MPa 高くとしている。</p> <p data-bbox="468 1665 1427 1709">注 3) 安全保護系設定値の ( ) 内の時間は、スクラム遅れ時間を示す。</p> <p data-bbox="468 1719 1427 1797">注 4) ドライヤスカート下端(原子炉圧力容器零レベルより 1, 224 cm 上) は通常水位から-118cm である。</p> <p data-bbox="468 1808 1427 1923">注 5) スクラム時挿入時間の設計値は、定格圧力時全ストロークの 60%及び 100%挿入で各々 1. 44 秒及び 2. 80 秒以下としているが、「運転時の異常な過渡変化」の解析に当たっては制御棒駆動系の原子炉</p>																																													

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考										
	<p>圧力依存性を考慮した値として、60%挿入で 1.71 秒、100%挿入で 3.70 秒を用いる。</p> <p>注 6) 減速材ボイド係数及びドップラ係数については、それらの組合せにおいて過渡変化の結果を最も厳しく評価する燃焼時点の値を使用する。</p> <p><u>減速材ボイド係数については、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、ボイドが減少する過渡変化に対しては、反応度フィードバック効果が大きい添付書類八の第 3.4.1-5 図(1) (9×9燃料 (A型)) の平衡サイクル末期時点の値の 1.25 倍の値を、ボイドが増加する過渡変化に対しては反応度フィードバック効果が小さい同図の第 1 サイクル初期時点の値の 0.9 倍の値を用いる。また、プラント動特性解析コードで使用するドップラ係数は、添付書類八の第 3.4.1-3 図(1) の燃焼度 12,900Mwd/t 時点の値の 0.9 倍の値を用いる。</u></p> <p>注 7) 実際の逃がし弁機能設定点から、設定誤差 1 % 及び詳細設計での多少の変更等を考慮して 0.15MPa 高くとっている。</p>	<p><u>減速材ボイド係数 (※)</u> ボイドが減少する過渡変化に対しては、<u>取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が大きい 9×9 燃料 (A 型) の平衡サイクル末期時点の値の 1.25 倍の値を用いる。</u>ボイドが増加する過渡変化に対しては反応度フィードバック効果が小さい <u>9×9 燃料 (A 型) の第 1 サイクル初期時点の値の 0.9 倍の値を用いる。</u></p> <p><u>ドップラ係数 (※)</u> <u>第 1 サイクル</u>の燃焼度 12,900Mwd/t 時点の値の 0.9 倍の値を用いる。</p>	<p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p> <p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p>										
<p>添付書類十 再掲： P. 10-2-5</p>	<table border="1" data-bbox="400 1003 1424 1738"> <thead> <tr> <th data-bbox="400 1003 926 1056">項目</th> <th data-bbox="926 1003 1424 1056">数値等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="400 1056 926 1161">j. 原子炉水位高 (タービントリップ) 設定点</td> <td data-bbox="926 1056 1424 1161">ドライヤスカート下端から +165cm (レベル 8)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 1161 926 1308">k. 原子炉水位低 (原子炉冷却材再循環ポンプ 5 台トリップ) 設定点</td> <td data-bbox="926 1161 1424 1308">ドライヤスカート下端から +61cm (レベル 3)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 1308 926 1402">(原子炉冷却材再循環ポンプ M G セット 1 台トリップ) 設定点</td> <td data-bbox="926 1308 1424 1402">ドライヤスカート下端から -59cm (レベル 2)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="400 1402 926 1738">1. 主蒸気逃がし安全弁設定点<sup>注 7)</sup></td> <td data-bbox="926 1402 1424 1738">           第 1 段 : 7.66MPa[gage] × 1 個            第 2 段 : 7.73MPa[gage] × 1 個            第 3 段 : 7.80MPa[gage] × 4 個            第 4 段 : 7.87MPa[gage] × 4 個            第 5 段 : 7.94MPa[gage] × 3 個            第 6 段 : 8.01MPa[gage] × 3 個         </td> </tr> </tbody> </table>	項目	数値等	j. 原子炉水位高 (タービントリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から +165cm (レベル 8)	k. 原子炉水位低 (原子炉冷却材再循環ポンプ 5 台トリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から +61cm (レベル 3)	(原子炉冷却材再循環ポンプ M G セット 1 台トリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から -59cm (レベル 2)	1. 主蒸気逃がし安全弁設定点 <sup>注 7)</sup>	第 1 段 : 7.66MPa[gage] × 1 個 第 2 段 : 7.73MPa[gage] × 1 個 第 3 段 : 7.80MPa[gage] × 4 個 第 4 段 : 7.87MPa[gage] × 4 個 第 5 段 : 7.94MPa[gage] × 3 個 第 6 段 : 8.01MPa[gage] × 3 個	<p>原子炉水位高 (タービントリップ) 設定点 ドライヤスカート下端から +165cm (レベル 8)</p> <p>原子炉水位低 (原子炉冷却材再循環ポンプ 5 台トリップ) 設定点 ドライヤスカート下端から +61cm (レベル 3) (原子炉冷却材再循環ポンプ MG セット 1 台トリップ) 設定点 ドライヤスカート下端から -59cm (レベル 2)</p> <p>主蒸気逃がし安全弁設定点 第 1 段 : 7.66MPa[gage] × 1 個 第 2 段 : 7.73MPa[gage] × 1 個 第 3 段 : 7.80MPa[gage] × 4 個 第 4 段 : 7.87MPa[gage] × 4 個 第 5 段 : 7.94MPa[gage] × 3 個 第 6 段 : 8.01MPa[gage] × 3 個</p>	
項目	数値等												
j. 原子炉水位高 (タービントリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から +165cm (レベル 8)												
k. 原子炉水位低 (原子炉冷却材再循環ポンプ 5 台トリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から +61cm (レベル 3)												
(原子炉冷却材再循環ポンプ M G セット 1 台トリップ) 設定点	ドライヤスカート下端から -59cm (レベル 2)												
1. 主蒸気逃がし安全弁設定点 <sup>注 7)</sup>	第 1 段 : 7.66MPa[gage] × 1 個 第 2 段 : 7.73MPa[gage] × 1 個 第 3 段 : 7.80MPa[gage] × 4 個 第 4 段 : 7.87MPa[gage] × 4 個 第 5 段 : 7.94MPa[gage] × 3 個 第 6 段 : 8.01MPa[gage] × 3 個												

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3 過渡解析</p> <p>過渡解析の各項目の記述の構成は、以下のようになっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原因</li> <li>(2) 対策及び保護機能</li> <li>(3) 解析条件及び解析結果 <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 解析条件</li> <li>b. 解析結果</li> </ul> </li> <li>(4) 判断基準への適合性の検討</li> </ul> <p>制御棒引き抜きの過渡変化は、他の一般の過渡変化とは解析方法が異なるため、個別に解析方法を記述している。</p> <p>なお、(2)の対策及び保護機能のうち、沸騰水型原子炉に固有に備わっている最も特徴的な負の減速材ボイド係数及びドップラ係数による過出力に対する自己制御効果は、すべての事象に共通であるため、それが過渡変化に対して特に支配的な場合を除いて、記述は省略している。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>2.3.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>(1) 原因 原子炉の起動時に運転員の誤操作等により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能</p> <p>a. 起動時に制御棒を引き抜くときは、運転手順に関する規則を定めることに加えて、制御棒価値ミニマイザ（RWM）により、引抜手順を監視することにより引き抜く制御棒グループの最大反応度価値を 0.035 Δk 以下に抑える。</p> <p>b. 臨界近傍で制御棒を引き抜くときは、1 ステップずつ炉周期を確かめながら、引き抜くように運転手順を定める。自動で制御棒を引き抜く場合においても、制御棒制御装置が同様に炉周期を監視し、異常な引き抜きを防止する。</p> <p>c. 出力の異常上昇は、ドップラ効果により抑えられる。</p> <p>d. 起動領域モニタ（SRNM）の原子炉周期短信号又は平均出力領域モニタ（APRM）の中性子束高信号により、制御棒の引き抜きを阻止し、出力の異常上昇を未然に防止する。さらに、中間領域における起動領域モニタ（SRNM）の原子炉周期短信号又は平均出力領域モニタ（APRM）の中性子束高信号により、原子炉はスクラムする。</p> <p>(3) 解析方法 (9×9燃料（A型）を装荷した炉心について) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きの解析では、一点近似動特性モデルを用いた計算コード（APEX）により炉心の平均出力変化及び反応度変化量を求める。 炉心の平均出力変化を求める一点近似動特性モデルの特徴は、およそ次のとおりである<sup>(6)</sup>。</p> <p>a. 遅発中性子は6群とする。</p> <p>b. 投入反応度としては、引抜制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度のみを考え、即発ガンマ線による冷却材の温度上昇は無視する。</p> <p>c. 炉心平均エンタルピがある程度上昇する間（エンタルピステップ）の出力分布は一定とする。</p> <p>d. ドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求め</p>	<p>(ii) 各評価事象の解析に当たって考慮する解析条件 その他、各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</p> <p>a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化 (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>原子炉の起動時に運転員の誤操作等により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p>	<p>比較表 P. 25 参照</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>られる。</p> <p>(9×9燃料 (B型) を装荷した炉心について)</p> <p>原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜きの解析では、一点近似動特性モデルを用いた計算コード (EUREKA-N) により炉心の平均出力変化及び反応度変化量を求める。</p> <p>炉心の平均出力変化を求める一点近似動特性モデルの特徴は、およそ次のとおりである<sup>(7)</sup>。</p> <p>a. 遅発中性子は6群とする。</p> <p>b. 投入反応度としては、引抜制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度のみを考え、即発ガンマ線による冷却材の温度上昇は無視する。</p> <p>c. 炉心最大エンタルピがある程度上昇する間 (エンタルピステップ) の出力分布は一定とする。</p> <p>d. ドップラ反応度は、三次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p> <p>(4) 解析条件及び解析結果</p> <p>a. 解析条件</p> <p>(a) 制御棒引き抜き前の原子炉は臨界状態にあり、出力は定格値の<math>10^{-8}</math>、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は20℃とする。また、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO<sub>2</sub>である。</p> <p>(b) 引抜制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザで許容される最大反応度価値である0.035Δkとする。引抜制御棒の反応度曲線を第2.3-1図に示す。</p> <p>(c) 制御棒は、引抜速度の上限値33mm/sで引き抜かれるとする。</p> <p>(d) 制御棒は、起動領域モニタの原子炉周期短信号 (原子炉周期20秒) で引き抜きを阻止されるとする。</p> <p>(e) 起動領域モニタのA、B及びCグループとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。</p> <p>(f) 解析に使用するスクラム反応度曲線を第2.3-2図に示す。</p>	<p>比較表 P. 25 参照</p> <p>比較表 P. 25 参照</p> <p>a) 制御棒引き抜き前の原子炉は臨界状態にあり、出力は定格値の<math>10^{-8}</math>、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材 (以下「冷却材」という。) の温度は20℃とする。また、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kg・UO<sub>2</sub>である。</p> <p>b) 引抜制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザで許容される最大反応度価値である0.035Δkとする。引抜制御棒の反応度曲線は、原子炉の状態を考慮した値 (※) を用いる。</p> <p>c) 制御棒は、引抜速度の上限値33mm/sで引き抜かれるとする。</p> <p>d) 制御棒は、起動領域モニタの原子炉周期短信号 (原子炉周期20秒) で引き抜きを阻止されるとする。</p> <p>e) 起動領域モニタのA、B及びCグループとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。</p> <p>f) スクラム反応度曲線 (以下「スクラム曲線」という。) は、原子炉の状態を考慮した値 (※) を用いる。</p>	<p></p> <p>記載の適正化</p> <p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追記</p> <p>記載の適正化</p> <p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追記</p>
<p>添付書類十 再提： P. 10-2-8～9</p>	<p>2.3.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き</p> <p>(3) 解析方法</p> <p>(9×9燃料 (A型) を装荷した炉心について)</p> <p>d. ドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p> <p>(9×9燃料 (B型) を装荷した炉心について)</p> <p>d. ドップラ反応度は、三次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p>	<p>g) ドップラ反応度は、9×9燃料 (A型) を装荷した炉心について二次元拡散計算による出力分布を考慮して求めた値 (※) を用い、9×9燃料 (B型) を装荷した炉心について三次元拡散計算による出力分布を考慮して求めた値 (※) を用いる。</p>	<p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>b. 解析結果  (9×9燃料(A型)を装荷した炉心について)  解析結果を第2.3-3図(1)に示す。この過渡変化においては、制御棒引き抜き開始から約10秒後に起動領域モニタの原子炉周期短制御棒引抜阻止信号が発生して、制御棒引き抜きが阻止され、投入される反応度は約0.69ドルである。</p> <p>また、制御棒引き抜き開始から約24秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号が発生して、原子炉はスクラムされ、原子炉出力は、定格値の約<math>1.8 \times 10^{-4}</math>まで上昇するにとどまる。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(9×9燃料(B型)を装荷した炉心について)  解析結果を第2.3-3図(2)に示す。この過渡変化においては、制御棒引き抜き開始から約9秒後に起動領域モニタの原子炉周期短制御棒引抜阻止信号が発生して、制御棒引き抜きが阻止され、投入される反応度は約0.72ドルである。</p> <p>また、制御棒引き抜き開始から約20秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号が発生して、原子炉はスクラムされ、原子炉出力は、定格値の約<math>2.4 \times 10^{-4}</math>まで上昇するにとどまる。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(5) 判断基準への適合性の検討  本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(3)及び(4)並びに「反応度投入事象評価指針」に示されている「浸水燃料の破裂による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性を損なわないこと」である。</p> <p>投入される反応度は、約0.72ドルにとどまり、反応度投入事象には至らないことから、原子炉出力の上昇は緩やかとなり、「1.1.1.3 判断基準」の(3)で防止している燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は生じない。</p> <p>また、原子炉出力は定格値の約<math>2.4 \times 10^{-4}</math>まで上昇するにとどまり、原子炉圧力の上昇はほとんどなく、「1.1.1.3 判断基準」の(4)も満足される。</p> <p>なお、この過渡変化では、浸水燃料の存在を仮定しても浸水燃料の破裂は生じない。</p>	<p>比較表 P. 52 参照</p>	



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.1.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>(1) 原因 原子炉の出力運転中に運転員の誤操作等により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能</p> <p>a. 制御棒引抜監視装置（RBM）により、引抜制御棒の近傍の出力が、ある一定の出力になれば、制御棒の引き抜きを阻止し、出力の異常上昇を未然に防止する。</p> <p>b. 引抜制御棒の近傍の局部出力領域モニタ（LPRM）から中性子束高の警報を出し、運転員に注意を喚起するようにする。</p> <p>c. 出力運転中に制御棒を引き抜くときは、引抜ステップごとに局所の熱的状态を確認しながら引き抜くよう運転手順を定める。</p> <p>(3) 解析方法 本解析は、「1.3 解析に使用する計算プログラム」で述べた三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用い、各々の制御棒引抜状態における出力分布及び熱的状态を計算する<sup>(8)(9)</sup>。すべての空間的效果は計算に含まれている。</p> <p>(4) 解析条件及び解析結果</p> <p>a. 解析条件 制御棒の操作は、制御棒 1 本又は制御棒グループごとに行う。制御棒引抜監視装置は、すべての引抜制御棒近傍の出力を監視しているので、1 本引き抜きの場合、監視している検出器数は、複数本の同時引き抜きの場合よりも少ない。<u>したがって、最も厳しい結果を与える 1 本引き抜きについて解析することとし、以下の状態を仮定する。</u></p> <p>(a) 引き抜かれる制御棒が完全挿入状態にあるとき、原子炉は通常運転時の熱的制限値の状態（MCPR 及び最大線出力密度は、それぞれ 1.22, 44.0kW/m）にあり、かつ、この状態になっている燃料が引抜制御棒の近傍に来るように、原子炉の状態と制御棒パターンを設定する。なお、初期出力は定格出力、原子炉圧力は 7.07MPa [gage] とする。</p> <p>(b) 制御棒が連続的に引き抜かれた場合、表面熱流束は通常、中性子束よりも遅れて上昇するが、この解析では定常状態を仮定し、表面熱流束は中性子束に対して時間遅れなしに変化しているものとする。</p> <p>(c) 制御棒引抜監視装置は事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作するため、その動作を考慮する。制御棒引抜監視装置は、初期定格出力の 105% のところで制御棒引抜阻止信号を出すとする。</p>	<p>(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き</p> <p>原子炉の出力運転中に運転員の誤操作等により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する<u>事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>制御棒は、最も厳しい結果を与える 1 本引き抜きを仮定する。</u></p> <p>b) 引き抜かれる制御棒が完全挿入状態にあるとき、原子炉は通常運転時の熱的制限値の状態（MCPR 及び最大線出力密度は、それぞれ 1.22, 44.0kW/m）にあり、かつ、この状態になっている燃料が引抜制御棒の近傍に来るように、原子炉の状態と制御棒パターンを設定する。なお、初期出力は定格出力、原子炉圧力は 7.07MPa [gage] とする。</p> <p>c) 制御棒が連続的に引き抜かれた場合、表面熱流束は通常、中性子束よりも遅れて上昇するが、この解析では定常状態を仮定し、表面熱流束は中性子束に対して時間遅れなしに変化しているものとする。</p> <p>d) 制御棒引抜監視装置は事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作するため、その動作を考慮する。制御棒引抜監視装置は、初期定格出力の 105% のところで制御棒引抜阻止信号を出すとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(d) 解析は 9×9 燃料（A 型）を装荷した炉心については第 1 サイクル初期、9×9 燃料（B 型）を装荷した炉心については平衡サイクル初期で行う。なお、サイクル末期では制御棒がほとんど引き抜かれているため、解析結果はサイクル初期のものに包絡される。</p> <p>(e) 制御棒引抜監視装置の 2 チャンネル 4 系列（各チャンネルにつき、（A+C）系列及び（B+D）系列の 2 系列）のうち、応答の早い（B+D）系列が 2 系列ともバイパス状態にあるとする。</p> <p>さらに、同装置に接続される局部出力領域モニタのうち、引き抜かれる制御棒に最も近い 2 個がバイパス状態にあるとする。</p> <p>(f) 炉心流量は定格流量の 111% とする。</p> <p>b. 解析結果  （9×9 燃料（A 型）を装荷した炉心について）  制御棒を引き抜いていくと、引抜制御棒近傍の出力が上昇し、制御棒引抜監視装置がこれを検出して、初期定格出力の 105% のところで制御棒引抜阻止信号が出される。原子炉平均出力、局所の表面熱流束の変化を第 2.3-4 図 (1) に、また、このときの制御棒引抜監視装置からの信号の変化を第 2.3-5 図 (1) 及び第 2.3-6 図 (1) に示す。これらの図に示すように、制御棒引抜監視装置自体が最も厳しいバイパス状態にあっても、制御棒は約 27% 引き抜かれたところで引き抜きが阻止され、MCPR は 1.09 にとどまる。また、局所の表面熱流束の最大値は定格値の約 120% になる。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。この後、原子炉は定常状態となるが、制御棒の挿入操作により通常運転に復帰できる。また、必要があれば、通常の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> （9×9 燃料（B 型）を装荷した炉心について） 制御棒を引き抜いていくと、引抜制御棒近傍の出力が上昇し、制御棒引抜監視装置がこれを検出して、初期定格出力の 105% のところで制御棒引抜阻止信号が出される。原子炉平均出力、局所の表面熱流束の変化を第 2.3-4 図 (2) に、また、このときの制御棒引抜監視装置からの信号の変化を第 2.3-5 図 (2) 及び第 2.3-6 図 (2) に示す。これらの図に示すように、制御棒引抜監視装置自体が最も厳しいバイパス状態にあっても、制御棒は約 34% 引き抜かれたところで引き抜きが阻止され、MCPR は 1.09 にとどまる。また、局所の表面熱流束の最大値は定格値の約 120% になる。	<p>e) 解析は 9×9 燃料（A 型）を装荷した炉心については第 1 サイクル初期、9×9 燃料（B 型）を装荷した炉心については平衡サイクル初期で行う。なお、サイクル末期では制御棒がほとんど引き抜かれているため、解析結果はサイクル初期のものに包絡される。</p> <p>f) 制御棒引抜監視装置の 2 チャンネル 4 系列（各チャンネルにつき、（A+C）系列及び（B+D）系列の 2 系列）のうち、応答の早い（B+D）系列が 2 系列ともバイパス状態にあるとする。</p> <p>さらに、同装置に接続される局部出力領域モニタのうち、引き抜かれる制御棒に最も近い 2 個がバイパス状態にあるとする。</p> <p>g) 炉心流量は定格流量の 111% とする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>解析結果に示すように事象は収束する。この後、原子炉は定常状態となるが、制御棒の挿入操作により通常運転に復帰できる。また、必要があれば、通常の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(5) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)及び(4)である。</p> <p>制御棒引抜監視装置が最も厳しいバイパス状態にあっても、MCPR は1.09にとどまり許容設計限界を下回ることはなく、「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。また、局所の表面熱流束の最大値は定格値の約120%であり、1%塑性歪を与えるまでには十分余裕がある。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(2)も満足される。</p> <p>また、原子炉平均出力の上昇は3%程度にとどまり、原子炉圧力の上昇はほとんどなく「1.1.1.3 判断基準」の(4)も満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>2.3.2.1 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>(1) 原因 原子炉の出力運転中に、再循環ポンプMGセット発電機の故障等により、再循環ポンプ 5 台の電源が喪失し、炉心流量が減少する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能</p> <p>a. 再循環ポンプ10台は、単一の再循環ポンプMGセット発電機の故障等で全台のポンプが同時に停止しないように、5 台ずつ 2 系統の常用高圧母線に接続する。原子炉通常運転中、この母線は発電機側の電源から給電されるが、発電機負荷開閉器が開いた場合にも、500kV送電線側から給電される構成とする。</p> <p>b. 大きな負の減速材ボイド係数により、原子炉出力が減少する。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果</p> <p>a. 解析条件</p> <p>(a) 再循環ポンプは、初期炉心流量に対応した回転速度にあるものとする。</p> <p>(b) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転速度からの回転速度半減時間の設計値は約0.7秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう10%小さな値（0.62秒）とする。</p> <p>b. 解析結果 （9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果） REDY及びSCATによる解析結果を第2.3-7図(1)に示す。 再循環ポンプ 5 台がトリップすることにより、炉心流量は急速に減少し、ボイドが急増する。ボイドの増加によって原子炉水位は上昇するが、原子炉水位高（レベル 8）によるタービントリップには至らないので原子炉はスクラムしない。 第2.3-7図(1)に示すように、5 台の再循環ポンプがトリップすると正常側のポンプの流路抵抗は減少し、正常側ポンプの流量は約146%に増加する。トリップしたポンプの流量は約1.1秒で逆流し、炉心流量は定格流量の約57%となる。 中性子束及び表面熱流束は初期値を超えない。MCPRの変化（以下「<math>\Delta</math>MCPR」という。）の最大値は9×9燃料（A型）について炉心流量の減少により0.11となり、過渡時のMCPRは1.11以上を維持する。原子炉圧力は初期値をわずかに上回るが、約7.18MPa[gage]に上昇するにとどまる。 解析結果に示すように事象は収束する。その後は、再循環ポンプ 5</p>	<p>b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、再循環ポンプMGセット発電機の故障等により、再循環ポンプ 5 台の電源が喪失し、炉心流量が減少する事象を想定する。</p> <p>a) 再循環ポンプは、初期炉心流量に対応した回転速度にあるものとする。</p> <p>b) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転速度からの回転速度半減時間の設計値は約0.7秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう10%小さな値（0.62秒）とする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>台の運転となるが、必要があれば、通常の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(9×9燃料(B型)の評価を行うための解析結果)</p> <p>BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果を第2.3-7図(2)に示す。</p> <p>再循環ポンプ5台がトリップすることにより、炉心流量は急速に減少し、ボイドが急増する。ボイドの増加によって原子炉水位は上昇するが、原子炉水位高(レベル8)によるタービントリップには至らないので原子炉はスクラムしない。</p> <p>第2.3-7図(2)に示すように、5台の再循環ポンプがトリップすると正常側のポンプの流路抵抗は減少し、正常側ポンプの流量は約144%に増加する。トリップしたポンプの流量は約1.2秒で逆流し、炉心流量は定格流量の約58%となる。</p> <p>中性子束及び表面熱流束は初期値を超えない。ΔMCPRの最大値は9×9燃料(B型)について炉心流量の減少により0.08となり、過渡時のMCPRは1.14以上を維持する。原子炉圧力は初期値をわずかに上回るが、約7.18MPa[gage]に上昇するにとどまる。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、再循環ポンプ5台の運転となるが、必要があれば、通常の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)及び(4)である。</p> <p>過渡時のMCPRは1.11以上であり、表面熱流束は初期値を超えることはない。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)は満足される。また、原子炉圧力は約7.18MPa[gage]にとどまり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は初期値を超えることはない。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(4)も満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.2.2 外部電源喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する。これに伴い、送電系統の故障等では発電機負荷遮断が、所内主発電設備の故障等ではタービントリップが生じる。ここでは、外部電源が喪失する事象として最終的に所内補機への常用電源の供給が失われる送電系統の故障等を想定し、発電機負荷遮断を取り上げる。</p> <p>(1) 原因</p> <p>外部電源の喪失により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能</p> <p>a. 本原子炉施設は、500kV送電線 2 回線に接続する。</p> <p>b. タービン出力が40%以上で発電機負荷遮断が生じると、蒸気加減弁は急速閉止し同時に次のことを行う。</p> <p>(a) 原子炉をスクラムさせる。(蒸気加減弁急速閉スクラム)</p> <p>(b) 10台の再循環ポンプのうち5台をトリップさせる。</p> <p>c. タービンバイパス弁を急開し、原子炉圧力の上昇を緩和する。</p> <p>d. 原子炉圧力が主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）の設定値に達すれば、逃がし安全弁が開放する。</p> <p>e. 原子炉を安全に停止するために必要な電力は、非常用ディーゼル発電機又は66kV送電線から受電される。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果</p> <p>a. 解析条件</p> <p>外部電源の喪失により発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速閉止され、原子炉はスクラムする。<u>この結果として、所内補機への常用電源の供給がすべて失われた場合を仮定する。</u>このとき所内の補機、例えば循環水ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、次のような現象が生じる。</p> <p>循環水ポンプトリップは、復水器の真空度の低下を引き起こし、タービントリップ、更には主蒸気隔離弁閉止につながる。</p> <p>復水ポンプトリップに引き続き、タービン駆動原子炉給水ポンプもポンプ入口圧力低によりトリップする。原子炉給水ポンプトリップは、給水流量喪失を引き起こし原子炉水位の低下をもたらすが、実際には原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して、原子炉水位は適切な値に維持される。</p> <p>蒸気加減弁の閉止等により、原子炉圧力が上昇する場合、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁の作動により過度の圧力上昇は抑制される。また、崩壊熱が十分に減少するまで逃がし安全弁の開閉が繰り返される。</p>	<p>(b) 外部電源喪失</p> <p>外部電源の喪失により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止する<u>事象を想定する。</u></p> <p>a) 所内補機への常用電源の供給がすべて失われた場合を仮定する。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>このように種々の現象が重なって発生するが、ここでは以下の状態を仮定する。</p> <p>(a) 蒸気加減弁は、0.075秒で急速閉止すると仮定し、スクラム遅れ時間0.08秒を仮定する。</p> <p>(b) 所内電源は、瞬時に喪失するものとする。また、10台の再循環ポンプのうち負荷遮断に伴ってトリップさせるポンプを除く残り5台に接続されるMGセットについては、慣性定数を5.6秒とする。</p> <p>(c) 発電機負荷遮断により作動したタービンバイパス弁は、循環水ポンプの停止に伴う復水器真空度の低下により閉止するが、この時間を所内電源の喪失より6秒後とする。</p> <p>b. 解析結果  (9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果)  REDY及びSCATによる解析結果を第2.3-8図(1)に示す。  外部電源喪失に伴って発電機負荷遮断が生じると、タービン発電機の出荷アンバランス検出回路からの信号で蒸気加減弁が急速閉止され、瞬時にタービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉はスクラムし、10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。  主蒸気の遮断により、原子炉圧力は上昇し、ボイドの減少によって炉心に正の反応度が投入されるが、再循環ポンプトリップによってボイドの減少が緩和され、また、スクラムによる負の反応度投入により、中性子束は定格値の約105%に抑えられる。表面熱流束は初期値を超えることはなく、<math>\Delta MCPR</math>の最大値は9×9燃料（A型）について0.09となる。また、負荷遮断と同時に原子炉圧力は上昇するが、タービンバイパス弁及び逃がし安全弁の作動により約7.97MPa[gage]に抑えられる。  原子炉水位は徐々に低下するが、実際には原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して適切な値に維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。  解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果)  BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果を第2.3-8図(2)に示す。  外部電源喪失に伴って発電機負荷遮断が生じると、タービン発電機の出荷アンバランス検出回路からの信号で蒸気加減弁が急速閉止され、瞬時にタービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉はスク</p>	<p>b) 蒸気加減弁は、0.075秒で急速閉止すると仮定し、スクラム遅れ時間0.08秒を仮定する。</p> <p>c) 所内電源は、瞬時に喪失するものとする。また、10台の再循環ポンプのうち負荷遮断に伴ってトリップさせるポンプを除く残り5台に接続されるMGセットについては、慣性定数を5.6秒とする。</p> <p>d) 発電機負荷遮断により作動したタービンバイパス弁は、循環水ポンプの停止に伴う復水器真空度の低下により閉止するが、この時間を所内電源の喪失より6秒後とする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>ラムし、10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。</p> <p>主蒸気の遮断により、原子炉圧力は上昇し、ボイドの減少によって炉心に正の反応度が投入されるが、再循環ポンプトリップによってボイドの減少が緩和され、また、スクラムによる負の反応度投入により、中性子束は定格値の約110%に抑えられる。表面熱流束は初期値を超えることはなく、<math>\Delta MCPR</math>の最大値は9×9燃料（B型）について0.06となる。また、負荷遮断と同時に原子炉圧力は上昇するが、タービンバイパス及び逃がし安全弁の作動により約7.95MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>原子炉水位は徐々に低下するが、実際には原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して適切な値に維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)及び(4)である。</p> <p>外部電源がすべて喪失した場合でも、過渡時のMCPRは1.13以上を維持する。また、表面熱流束は初期値を超えることはない。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)は満足される。</p> <p>原子炉圧力は、約7.97MPa[gage]（原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約8.09MPa[gage]）まで上昇するにとどまり、「1.1.1.3 判断基準」の(4)も満足される。</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.2.3 給水加熱喪失</p> <p>(1) 原因 原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能 a. 給水加熱器 6 段のうち、どの 1 段がその加熱機能を喪失しても、給水温度の変化が 55℃以内になるよう給水系を設計する。 b. 中性子束高（熱流束相当）スクラムにより出力の異常上昇を抑える。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果 a. 解析条件 <u>(a)</u> 給水加熱器 1 段が加熱機能を喪失し、給水温度は、55℃低下すると仮定する。給水加熱器から給水スパーージャ間の時間遅れは無視する。 <u>(b)</u> 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。 b. 解析結果 (9×9 燃料（A 型）の評価を行うための解析結果) REDY 及び I S C O R による解析結果を第 2.3-9 図(1)に示す。 給水加熱喪失の結果、炉心入口サブクーリングが増加し、原子炉出力は上昇する。中性子束は炉心入口サブクーリングの増加により、定格値の約 119% まで増加する。表面熱流束も定格値の約 118% まで増加し、約 84 秒で中性子束高（熱流束相当）信号が発生して原子炉はスクラムする。ΔM C P R の最大値は 9×9 燃料（A 型）について過渡変化を通じて 0.15 であり、M C P R は 1.07 以上を維持する。 解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。 (9×9 燃料（B 型）の評価を行うための解析結果) B A N D I X 及び T H R P による解析結果を第 2.3-9 図(2)に示す。 給水加熱喪失の結果、炉心入口サブクーリングが増加し、原子炉出力は上昇する。中性子束は炉心入口サブクーリングの増加により、定格値の約 118% まで増加する。表面熱流束も定格値の約 117% まで増加し、約 82 秒で中性子束高（熱流束相当）信号が発生して原子炉はスクラムする。ΔM C P R の最大値は 9×9 燃料（B 型）について過渡変化を通じて 0.14 であり、M C P R は 1.08 以上を維持する。 解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p>	<p><u>(c)</u> 給水加熱喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する<u>事象を想定する。</u></p> <p><u>a)</u> 給水加熱器 1 段が加熱機能を喪失し、給水温度は、55℃低下すると仮定する。給水加熱器から給水スパーージャ間の時間遅れは無視する。 <u>b)</u> 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1), (2)及び(4)である。</p> <p>この過渡変化は、過渡解析の中で過渡時のMCPRが最も厳しくなるものである。この場合でも「2.2.2 解析条件」の項に述べたMCPRの値1.22以上で運転していれば、過渡時のMCPRは、1.07以上を維持するので、「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。また、表面熱流束の最大値は定格値の約118%であり、原子炉圧力は、約7.21MPa[gage]（原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約7.44MPa[gage]）まで上昇するにとどまる。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(2), (4)も満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.2.3 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</p> <p>(1) 原因 原子炉の出力運転中に、<u>原子炉冷却材</u>の再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能 a. 主制御器等の誤動作により、両系列の速度制御器に増加要求信号が発生しても、添付書類八第7.3-3図に示すように速度要求偏差制限器が付加されているので、どちらか一方の系列の速度制御器が誤動作する場合より厳しくならない。 b. どちらか一方の速度制御器、又はすくい管位置調節器が故障しても、すくい管位置調節器の特性によりすくい管移動速度を20%/s程度に制限する。 c. 中性子束高スクラムにより出力の異常上昇を抑える。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果 a. 解析条件 <u>(a)</u> 最も厳しい過渡変化として、どちらか一方の系列の速度制御器に増加要求信号が発生した場合を仮定する。 <u>(b)</u> すくい管の移動速度は、すくい管位置調節器の特性により20%/sに抑えられるとする。 <u>(c)</u> 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。 <u>(d)</u> 再循環流量増加量を厳しく評価するために原子炉は最低ポンプ速度最大出力（定格出力の65%、定格炉心流量の42%）で運転中とする。 <u>(e)</u> この解析におけるMCPR及び最大線出力密度の初期値は、最低ポンプ速度最大出力点に対応して、9×9燃料（A型）ではそれぞれ1.37及び28kW/m、9×9燃料（B型）ではそれぞれ1.41及び28kW/mとする。原子炉圧力の初期値は6.93MPa[gage]とする。</p> <p>b. 解析結果 （9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果） REDY及びSCATによる解析結果を第2.3-10図(1)に示す。 この過渡変化においては、炉心流量の増加に伴いボイドが減少し、中性子束が増加する。このため出力も増加するが、燃料の熱伝達遅れのため、炉心平均表面熱流束の増加は、炉心流量の増加に比べて緩やかなものとなる。中性子束の増加により約3.1秒後に中性子束高信号が発生して、原子炉はスクラムする。 中性子束の最大値は、定格値の約180%に達し、炉心平均表面熱流束</p>	<p><u>(d)</u> 原子炉冷却材流量制御系の誤動作</p> <p>原子炉の出力運転中に、<u>冷却材</u>の再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する<u>事象を想定する。</u></p> <p>a) 最も厳しい過渡変化として、どちらか一方の系列の速度制御器に増加要求信号が発生した場合を仮定する。 b) すくい管の移動速度は、すくい管位置調節器の特性により20%/sに抑えられるとする。 c) 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。 d) 再循環流量増加量を厳しく評価するために原子炉は最低ポンプ速度最大出力（定格出力の65%、定格炉心流量の42%）で運転中とする。 e) この解析におけるMCPR及び最大線出力密度の初期値は、最低ポンプ速度最大出力点に対応して、9×9燃料（A型）ではそれぞれ1.37 <u>(※)</u> 及び28kW/m <u>(※)</u>、9×9燃料（B型）ではそれぞれ1.41 <u>(※)</u> 及び28kW/m <u>(※)</u> とする。原子炉圧力の初期値は6.93MPa[gage]とする。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>は約4.0秒後に定格値の約84%に達する。また、過渡時のMCPRは9×9燃料（A型）について1.27以上を維持する。原子炉圧力は、約7.01MPa[gage]まで上昇するにとどまる。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>（9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果）</p> <p>BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果を第2.3-10図(2)に示す。</p> <p>この過渡変化においては、炉心流量の増加に伴いボイドが減少し、中性子束が増加する。このため出力も増加するが、燃料の熱伝達遅れのため、炉心平均表面熱流束の増加は、炉心流量の増加に比べて緩やかなものとなる。中性子束の増加により約3.2秒後に中性子束高信号が発生して、原子炉はスクラムする。</p> <p>中性子束の最大値は、定格値の約179%に達し、炉心平均表面熱流束は約4秒後に定格値の約85%に達する。また、過渡時のMCPRは9×9燃料（B型）について1.27以上を維持する。原子炉圧力は、約7.02MPa[gage]まで上昇するにとどまる。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)及び(4)である。</p> <p>この過渡変化においては、局所の表面熱流束は定格値を上回ることはない。また、部分負荷であるため、MCPRの初期値は大きく、過渡時のMCPRは1.27以上を維持し、許容設計限界を下回ることはない。したがって「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)は満足される。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約7.17MPa[gage]（原子炉圧力は約7.02MPa[gage]）まで上昇するにとどまり、「1.1.1.3 判断基準」の(4)も満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.3 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>2.3.3.1 負荷の喪失</p> <p>この範ちゅうに属する事象として、発電機負荷遮断及びタービントリップが考えられる。両者はほとんど同一の事象であるので、ここでは若干厳しい発電機負荷遮断を取り上げる。</p> <p>(1) 原因</p> <p>原子炉の出力運転中に送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能</p> <p>a. タービン出力が40%以上で発電機負荷遮断が生じると、蒸気加減弁は急速閉止し同時に次のことを行う。</p> <p>(a) 原子炉をスクラムさせる。(蒸気加減弁急速閉スクラム)</p> <p>(b) 10台の再循環ポンプのうち5台をトリップさせる。</p> <p>b. タービンバイパス弁を急開し、原子炉圧力の上昇を緩和する。</p> <p>c. 原子炉圧力が逃がし安全弁の設定値に達すれば、逃がし安全弁が開放する。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果</p> <p>a. 解析条件</p> <p>(a) タービンバイパス弁容量を定格蒸気流量の33%とする。</p> <p>(b) 蒸気加減弁は、0.075秒で急速閉止すると仮定し、スクラム遅れ時間0.08秒を仮定する。</p> <p>(c) 発電機負荷遮断時に、タービンバイパス弁が作動しないと仮定することは現実的には可能性が非常に低いと考えられるが、圧力上昇及び熱的な面でタービンバイパス弁が作動する場合より厳しくなるため、ここではタービンバイパス弁が作動しない場合も仮定する。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>発電機負荷遮断が生じると、発電機の出力負荷アンバランス検出回路からの信号で蒸気加減弁が急速閉止され、瞬時に蒸気加減弁急速閉信号が発生して、原子炉はスクラムする。</p> <p>発電機負荷遮断の応答は、タービンバイパス系の状態に応じて以下のようなになる。</p> <p>(a) タービンバイパス弁が作動する場合</p> <p>(9×9燃料(A型)の評価を行うための解析結果)</p> <p>定格出力の約102%から全負荷遮断した場合のREDY及びSCATによる解析結果を第2.3-11図(1)に示す。</p> <p>発電機負荷遮断が生じると、蒸気加減弁が急速閉止され、原子炉はスクラムし、10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。主</p>	<p>c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化</p> <p>(a) 負荷の喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) タービンバイパス弁容量を定格蒸気流量の33%とする。</p> <p>b) 蒸気加減弁は、0.075秒で急速閉止すると仮定し、スクラム遅れ時間0.08秒を仮定する。</p> <p>c) 発電機負荷遮断時に、タービンバイパス弁が作動しないと仮定することは現実的には可能性が非常に低いと考えられるが、圧力上昇及び熱的な面でタービンバイパス弁が作動する場合より厳しくなるため、ここではタービンバイパス弁が作動しない場合も仮定する。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>蒸気の遮断により，原子炉圧力は上昇し，ボイドの減少によって炉心に正の反応度が投入されるが，再循環ポンプトリップによってボイドの減少が緩和され，また，スクラムによる負の反応度が投入されるため，中性子束は定格値の約106%に抑えられる。炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはない。ΔMCPRの最大値は9×9燃料（A型）について0.08となり，MCPRは1.14以上を維持する。また，負荷遮断と同時に原子炉圧力は上昇するが，タービンバイパス弁及び逃がし安全弁の作動により約7.98MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は，原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い，減圧・降温を行い，冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果)</p> <p>定格出力の約102%から全負荷遮断した場合のBANDIX及びFRANCESCAによる解析結果を第2.3-11図(2)に示す。</p> <p>発電機負荷遮断が生じると，蒸気加減弁が急速閉止され，原子炉はスクラムし，10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。主蒸気の遮断により，原子炉圧力は上昇し，ボイドの減少によって炉心に正の反応度が投入されるが，再循環ポンプトリップによってボイドの減少が緩和され，また，スクラムによる負の反応度が投入されるため，中性子束は定格値の約111%に抑えられる。炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはない。ΔMCPRの最大値は9×9燃料（B型）について0.05となり，MCPRは1.17以上を維持する。また，負荷遮断と同時に原子炉圧力は上昇するが，タービンバイパス弁及び逃がし安全弁の作動により約7.96MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は，原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い，減圧・降温を行い，冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(b) タービンバイパス弁が作動しない場合</p> <p>(9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果)</p> <p>定格出力の約102%から全負荷遮断し，タービンバイパス弁不動作の場合のREDY及びSCATによる解析結果を第2.3-12図(1)に示す。</p> <p>タービンバイパス弁の不動作を仮定しているため，タービンバイパス弁作動の場合に比べ，過渡変化は厳しくなるが，中性子束は定格値の約112%に抑えられ，炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはない。ΔMCPRの最大値は9×9燃料（A型）について0.11となり，MCPRは1.11以上を維持する。原子炉圧力は，タービンバイパス弁が作動しないため上昇するが，逃がし安全弁の作動により，約8.25MPa[gage]に抑えられる。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、タービンバイパス弁が使用できないので、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>（9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果）</p> <p>定格出力の約102%から全負荷遮断し、タービンバイパス弁不作動の場合のBANDIX及びFRANCESCAによる解析結果を第2.3-12図(2)に示す。</p> <p>タービンバイパス弁の不作動を仮定しているため、タービンバイパス弁作動の場合に比べ、過渡変化は厳しくなるが、中性子束は定格値の約117%に抑えられ、炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはない。ΔMCPRの最大値は9×9燃料（B型）について0.09となり、MCPRは1.13以上を維持する。原子炉圧力は、タービンバイパス弁が作動しないため上昇するが、逃がし安全弁の作動により、約8.23MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、タービンバイパス弁が使用できないので、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)及び(4)である。</p> <p>発電機負荷遮断が生じた時にタービンバイパス弁が作動しないと仮定した場合でも過渡時のMCPRは1.11以上を維持するので「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。また、この場合局所の表面熱流束は初期値を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約8.37MPa[gage]（原子炉圧力は約8.25MPa[gage]）まで上昇するにとどまるので、「1.1.1.3 判断基準」の(2)、(4)も満足される。</p> <p>なお、この過渡変化は、過渡解析の中で過渡時の原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力上昇が最も厳しくなるものである。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.3.2 主蒸気隔離弁の誤閉止</p> <p>(1) 原因 原子炉の出力運転中に、原子炉水位低等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能 a. 主蒸気隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力の上昇を予想し、主蒸気隔離弁が10%閉止すれば、原子炉をスクラムさせる。（主蒸気隔離弁閉スクラム） b. 原子炉圧力の異常上昇を防止するため、原子炉圧力があらかじめ定められた圧力に達すれば、逃がし安全弁を開放する。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果 a. 解析条件 主蒸気隔離弁の閉止時間は、設計上要求される設定範囲の最小値である3秒を用いる。 b. 解析結果 (9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果) REDY及びSCATによる解析結果を第2.3-13図(1)に示す。 約0.3秒で主蒸気隔離弁が全開位置から10%閉止すると、主蒸気隔離弁の位置検出スイッチにより主蒸気隔離弁閉信号が発生し、原子炉はスクラムする。 主蒸気が遮断されると原子炉圧力は上昇し、ボイドの減少によって炉心に正の反応度が投入されるが、主蒸気隔離弁閉スクラムによる負の反応度効果のため中性子束及び炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはない。また、MCPRは初期値を下回らない。主蒸気隔離弁の閉止に伴い原子炉圧力は上昇するが、約2.4秒後に逃がし安全弁が作動し、約8.04MPa[gage]に抑えられる。 主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプの速度が低下し、これに伴って原子炉の水位は低下する。原子炉スクラム後も崩壊熱によって蒸気が発生するので、原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁が間欠的に開放する。 原子炉水位は徐々に低下するが、実際には原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して適切な値に維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。 解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。 (9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果)</p>	<p>(b) 主蒸気隔離弁の誤閉止</p> <p>原子炉の出力運転中に、原子炉水位低等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 主蒸気隔離弁の閉止時間は、設計上要求される設定範囲の最小値である3秒を用いる。</p>	



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>BAND I X及びFRANCESCOによる解析結果を第2.3-13図(2)に示す。</p> <p>約0.3秒で主蒸気隔離弁が全開位置から10%閉止すると、主蒸気隔離弁の位置検出スイッチにより主蒸気隔離弁閉信号が発生し、原子炉はスクラムする。</p> <p>主蒸気が遮断されると原子炉圧力は上昇し、ボイドの減少によって炉心に正の反応度が投入されるが、主蒸気隔離弁閉スクラムによる負の反応度効果のため中性子束及び炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはない。また、MCPRは初期値を下回らない。主蒸気隔離弁の閉止に伴い原子炉圧力は上昇するが、約2.3秒後に逃がし安全弁が作動し、約8.07MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動原子炉給水ポンプの速度が低下し、これに伴って原子炉の水位は低下する。原子炉スクラム後も崩壊熱によって蒸気が発生するので、原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁が間欠的に開放する。</p> <p>原子炉水位は徐々に低下するが、実際には原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して適切な値に維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)及び(4)である。</p> <p>主蒸気隔離弁の閉止速度は、蒸気加減弁急速閉止に比べかなり遅いので、この過渡変化は発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動時に比べ緩和されている。</p> <p>過渡時のMCPRは初期値を下回ることなく、「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。また、局所の表面熱流束も初期値を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約8.27MPa[gage]（原子炉圧力は約8.07MPa[gage]）まで上昇するにとどまる。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(2)、(4)も満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.3.3 給水制御系の故障</p> <p>(1) 原因 原子炉の出力運転中に、原子炉給水制御系の故障等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能 a. 原子炉給水ポンプの保護機能により、給水流量を定格値の136%に抑える。 b. 原子炉水位上昇によるキャリーオーバーの増加に対してタービンを保護するため、原子炉水位高（レベル8）でタービンをトリップする。 c. タービントリップにより、原子炉はスクラムする。 d. 主蒸気止め弁閉止により、10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果 a. 解析条件 (a) 給水流量は瞬時に定格流量の138%になるとする。 (b) 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。 b. 解析結果 (9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果) REDY及びSCATによる解析結果を第2.3-14図(1)に示す。 給水流量増加による炉心入口サブクーリングの増加によってボイドが減少し、原子炉出力が上昇する。原子炉水位は、初め上昇し続け、やがて原子炉水位高（レベル8）によるタービントリップ点に達し、タービン及び原子炉給水ポンプがトリップする。これにより約10秒後に主蒸気止め弁閉信号が発生して、原子炉はスクラムし、10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。主蒸気の遮断により、原子炉圧力は上昇し、ボイドの減少によって炉心に正の反応度が投入されるが、再循環ポンプトリップによってボイドの減少が緩和され、また、スクラムによる負の反応度が投入されるため、中性子束は定格値の約114%に抑えられるとともに、炉心平均表面熱流束は定格値の約106%に抑えられる。また、<math>\Delta MCPR</math>の最大値は9×9燃料（A型）について0.11であり、MCPRは1.11以上を維持する。タービンバイパス弁及び逃がし安全弁の作動により、原子炉圧力は約7.99MPa[gage]に抑えられる。 原子炉給水ポンプはトリップしているため、原子炉水位は徐々に低下するが、実際には原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して適切な値に維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。</p>	<p>(c) 給水制御系の故障</p> <p>原子炉の出力運転中に、原子炉給水制御系の故障等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 給水流量は瞬時に定格流量の138%になるとする。 b) 再循環流量制御系は、手動運転モードとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果)</p> <p>BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果を第2.3-14図(2)に示す。</p> <p>給水流量増加による炉心入口サブクーリングの増加によってボイドが減少し、原子炉出力が上昇する。原子炉水位は、初め上昇し続け、やがて原子炉水位高（レベル8）によるタービントリップ点に達し、タービン及び原子炉給水ポンプがトリップする。これにより約11秒後に主蒸気止め弁閉信号が発生して、原子炉はスクラムし、10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。主蒸気の遮断により、原子炉圧力は上昇し、ボイドの減少によって炉心に正の反応度が投入されるが、再循環ポンプトリップによってボイドの減少が緩和され、また、スクラムによる負の反応度が投入されるため、中性子束は定格値の約117%に抑えられるとともに、炉心平均表面熱流束は定格値の約106%に抑えられる。また、<math>\Delta</math>MCPRの最大値は9×9燃料（B型）について0.09であり、MCPRは1.13以上を維持する。タービンバイパス弁及び逃がし安全弁の作動により、原子炉圧力は約7.97MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>原子炉給水ポンプはトリップしているため、原子炉水位は徐々に低下するが、実際には原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して適切な値に維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)及び(4)である。</p> <p>過渡時のMCPRは1.11以上を維持するので、「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。また、局所の表面熱流束の最大値は定格値の約104%（炉心平均表面熱流束の最大値は定格値の約106%）であり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約8.12MPa[gage]（原子炉圧力は約7.99MPa[gage]）まで上昇するととどまる。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(2)、(4)も満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.3.3.4 原子炉圧力制御系の故障</p> <p>(1) 原因 原子炉の出力運転中に、以下に示すような原子炉圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する。</p> <p>a. 何らかの原因で、圧力制御装置に主蒸気流量を零とするような零出力信号、又は主蒸気流量を最大とするような最大出力信号の誤信号が発生する。</p> <p>b. 何らかの原因で、蒸気加減弁又はタービンバイパス弁 1 個が故障し、制御系の信号に関係なくこれらの弁が開閉する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能</p> <p>a. 圧力制御装置は、仮に 1 系統の機能喪失があっても、圧力制御系の機能が喪失することがないよう多重性を有する設計とする。</p> <p>b. 圧力制御装置の最大流量制限器により、最大出力信号は主蒸気流量を定格値の115%に抑える。</p> <p>c. 原子炉圧力の異常低下を防止するため、タービン入口圧力が約 0.7MPa低下し、6.00MPa[gage]に達すると、主蒸気隔離弁を閉止する。主蒸気隔離弁が10%閉止すれば、原子炉はスクラムする。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果</p> <p>a. 解析条件 圧力制御装置が故障し、零出力信号が入り、原子炉圧力が上昇する過渡変化は発電機負荷遮断の解析で代表される。また、蒸気加減弁、タービンバイパス弁の開閉方向の 1 個誤作動の場合は、他の弁の制御により調整される。<u>したがって、ここでは原子炉圧力が低下する過渡変化の代表例として、圧力制御装置から最大出力信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>(a) 最大出力信号は、117%になるとする。</p> <p>(b) タービン入口圧力が0.69MPa低下し、6.07MPa[gage]に達すると、主蒸気隔離弁が閉止するとする。</p> <p>b. 解析結果 (9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果) REDY及びSCATによる解析結果を第2.3-15図(1)に示す。 最大出力信号が出ると蒸気加減弁は全開し、タービンバイパス弁も部分的に開く。すなわち、原子炉の出力以上に蒸気が流出し、原子炉圧力及びタービン入口圧力は低下する。このためボイドが増加し、中性子束は減少する。タービン入口圧力が0.69MPa低下すると主蒸気隔離弁が閉止し、約8.3秒後に主蒸気隔離弁閉信号により原子炉はスクラムする。 主蒸気隔離弁閉止時の原子炉出力が低いため、原子炉圧力は約</p>	<p>(d) 原子炉圧力制御系の故障</p> <p>原子炉の出力運転中に、原子炉圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する事象を想定する。</p> <p>a) 圧力制御装置から最大出力信号が発生した場合を仮定する。</p> <p>b) 最大出力信号は、117%になるとする。</p> <p>c) タービン入口圧力が0.69MPa低下し、6.07MPa[gage]に達すると、主蒸気隔離弁が閉止するとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>7.75MPa[gage]に抑えられる。また、中性子束及び炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはない。</p> <p>初め、原子炉から蒸気が過剰に流れるため、圧力容器内の冷却材保有量が減少するが、原子炉圧力も低下しているため、フラッシングにより原子炉水位はほとんど変化しない。しかし、主蒸気隔離弁の閉止に伴い、原子炉圧力が上昇して、ボイドがつぶれ、原子炉水位は急激に低下する。原子炉水位低（レベル3）により10台の再循環ポンプのうち5台がトリップするが、このときには原子炉はスクラムされているため、過渡時のMCPRは初期値を下回ることはない。</p> <p>原子炉水位は徐々に低下するが、実際には原子炉水位低（レベル2）で、原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して適切な値に維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>（9×9燃料（B型）の評価を行うための解析結果）</p> <p>BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果を第2.3-15図(2)に示す。</p> <p>最大出力信号が出ると蒸気加減弁は全開し、タービンバイパス弁も部分的に開く。すなわち、原子炉の出力以上に蒸気が流出し、原子炉圧力及びタービン入口圧力は低下する。このためボイドが増加し、中性子束は減少する。タービン入口圧力が0.69MPa低下すると主蒸気隔離弁が閉止し、約8.7秒後に主蒸気隔離弁閉信号により原子炉はスクラムする。</p> <p>主蒸気隔離弁閉止時の原子炉出力が低いため、原子炉圧力は約7.80MPa[gage]に抑えられる。また、中性子束及び炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはない。</p> <p>初め、原子炉から蒸気が過剰に流れるため、圧力容器内の冷却材保有量が減少するが、原子炉圧力も低下しているため、フラッシングにより原子炉水位はほとんど変化しない。しかし、主蒸気隔離弁の閉止に伴い、原子炉圧力が上昇して、ボイドがつぶれ、原子炉水位は急激に低下する。原子炉水位低（レベル3）により10台の再循環ポンプのうち5台がトリップするが、このときには原子炉はスクラムされているため、過渡時のMCPRは初期値を下回ることはない。</p> <p>原子炉水位は徐々に低下するが、実際には原子炉水位低（レベル2）で、原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動して適切な値に維持される。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1), (2)及び(4)である。</p> <p>MCP Rは、初期値を下回ることなく「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。また、局所の表面熱流束は初期値を超えることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約7.91MPa[gage] (原子炉圧力は約7.80MPa[gage]) まで上昇するにとどまる。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(2), (4)も満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p><u>2.3.3.5</u> 給水流量の全喪失</p> <p>(1) 原因 原子炉の出力運転中に、原子炉給水制御系の故障又は原子炉給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する。</p> <p>(2) 対策及び保護機能</p> <p>a. 原子炉給水ポンプには予備を設け、ポンプがトリップした場合には、予備のポンプが自動起動する設計とする。</p> <p>b. 原子炉水位低（レベル3）で原子炉をスクラムし、水位の異常低下を防止する。</p> <p>c. 原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動し、原子炉水位を維持する。</p> <p>(3) 解析条件及び解析結果</p> <p>a. 解析条件</p> <p><u>(a)</u> 最も厳しい場合として、全給水流量の喪失を仮定する。</p> <p><u>(b)</u> 原子炉給水ポンプの慣性を考慮して、給水流量が完全に喪失するまでに5秒を要するとする。</p> <p><u>(c)</u> 原子炉隔離時冷却系の効果は考慮しない。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>（9×9燃料（A型）の評価を行うための解析結果）</p> <p>REDY及びSCATによる解析結果を第2.3-16図(1)に示す。</p> <p>給水流量の喪失による圧力容器への流入給水量と流出蒸気量との不整合により、原子炉水位は急速に低下する。このため、約7.0秒で原子炉水位低（レベル3）信号が発生して、原子炉はスクラムし、10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。さらに、約16秒後に原子炉水位低（レベル2）により再循環ポンプMGセット1台がトリップする。このとき原子炉は既にスクラムされており、出力は十分減少しているため、緩やかな過渡変化となる。</p> <p>中性子束は定格値の約104%に抑えられる。炉心平均表面熱流束及び原子炉圧力は初期値を超えることはなく、MCPRも初期値を下回ることはない。</p> <p>この過渡変化は本節で解析した過渡変化中で水位の低下が最も厳しいものであるが、この場合にも実際には原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動し、原子炉水位の低下を防ぐのでレベル1.5に対して十分な余裕をもって原子炉水位の回復が可能である。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁開）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、</p>	<p><u>(e)</u> 給水流量の全喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、原子炉給水制御系の故障又は原子炉給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する<u>事象を想定する。</u></p> <p>a) 最も厳しい場合として、全給水流量の喪失を仮定する。</p> <p>b) 原子炉給水ポンプの慣性を考慮して、給水流量が完全に喪失するまでに5秒を要するとする。</p> <p>c) 原子炉隔離時冷却系の効果は考慮しない。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(9×9燃料(B型)の評価を行うための解析結果)</p> <p>BANDIX及びFRANCESCAによる解析結果を第2.3-16図(2)に示す。</p> <p>給水流量の喪失による圧力容器への流入給水量と流出蒸気量との不整合により、原子炉水位は急速に低下する。このため、約7.0秒で原子炉水位低(レベル3)信号が発生して、原子炉はスクラムし、10台の再循環ポンプのうち5台がトリップする。さらに、約17秒後に原子炉水位低(レベル2)により再循環ポンプMGセット1台がトリップする。このとき原子炉は既にスクラムされており、出力は十分減少しているため、緩やかな過渡変化となる。</p> <p>中性子束は定格値の約106%に抑えられる。炉心平均表面熱流束及び原子炉圧力は初期値を超えることはなく、MCPRも初期値を下回ることはない。</p> <p>この過渡変化は本節で解析した過渡変化中で水位の低下が最も厳しいものであるが、この場合にも実際には原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が補給水機能として起動し、原子炉水位の低下を防ぐのでレベル1.5に対して十分な余裕をもって原子炉水位の回復が可能である。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム(主蒸気隔離弁開)時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>(4) 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事象に対する判断基準は「1.1.1.3 判断基準」の(1)、(2)及び(4)である。</p> <p>この過渡変化においては、MCPRは初期値を下回ることはない。したがって「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。また、局所の表面熱流束は初期値を超えることはなく、原子炉圧力、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力とも初期値を超えることはない。したがって、「1.1.1.3 判断基準」の(2)、(4)も満足される。</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
添付書類十 再提： P.10-1-11	1.2 解析に当たって考慮する事項 1.2.1 解析に当たって考慮する範囲 また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。	解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。	
添付書類十 再提： P.10-1-11	1.2 解析に当たって考慮する事項 1.2.1 解析に当たって考慮する範囲 想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、本原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定する。	<u>(※) サイクル期間中の炉心燃焼度変化及び燃料取替等により変動する値であり、設計上の制限値ではない。</u>	代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.4 結 論</p> <p>既に述べたとおり，解析では種々の保守的な仮定をおいているにもかかわらず，本原子炉は，沸騰水型原子炉が持つ自己制御性と，種々の安全保護系の動作があいまって，「運転時の異常な過渡変化」を安定に制御し，燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を保持することが示され，「運転時の異常な過渡変化」の観点から本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性が確認された。</p> <p>すなわち，MCPRは1.22以上に維持されて運転されるため，最も厳しい過渡変化である給水加熱喪失時でもMCPRは許容設計限界1.07を下回ることではない。したがって，「1.1.1.3 判断基準」の(1)を満足している。</p> <p>また，燃料の局所の表面熱流束が最も厳しくなる出力運転中の制御棒の異常な引き抜き時においても，9×9燃料（A型）のみで構成される炉心及び9×9燃料（B型）のみで構成される炉心について局所の表面熱流束の最大値は定格値の約120%であり，燃料被覆管の1%塑性歪に対応する表面熱流束169%を下回っている。したがって，「1.1.1.3 判断基準」の(2)を満足している。</p> <p>また，原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き時において，9×9燃料（A型）のみで構成される炉心及び9×9燃料（B型）のみで構成される炉心について投入される反応度は，約0.72ドルにとどまり，反応度投入事象には至らないことから，原子炉出力の上昇は緩やかとなり，「1.1.1.3 判断基準」の(3)で防止している燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は生じない。</p>	<p>(3) 評価結果</p> <p><u>判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。</u></p> <p>(i) MCPRについては，1.22以上に維持されて運転されるため，最も厳しい過渡変化である給水加熱喪失時でもMCPRは許容設計限界1.07を下回ることではない。</p> <p>(ii) 燃料の局所の表面熱流束が最も厳しくなる出力運転中の制御棒の異常な引き抜き時においても，9×9燃料（A型）のみで構成される炉心及び9×9燃料（B型）のみで構成される炉心について局所の表面熱流束の最大値は定格値の約120%であり，燃料被覆管の1%塑性歪に対応する表面熱流束169%を下回っている。</p> <p>(iii) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き時において，9×9燃料（A型）のみで構成される炉心及び9×9燃料（B型）のみで構成される炉心について投入される反応度は，約0.72ドルにとどまり，反応度投入事象には至らないことから，原子炉出力の上昇は緩やかとなり，燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は生じない。</p>	
<p>添付書類十 再提： P.10-2-11</p>	<p>2.3.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き (5) 判断基準への適合性の検討</p> <p>なお，この過渡変化では，浸水燃料の存在を仮定しても浸水燃料の破裂は生じない。</p>	<p>なお，浸水燃料の存在を仮定しても浸水燃料の破裂は生じない。</p>	
	<p>また，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となるのは，負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁不作動）時であるが，この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約8.37MPa[gage]（原子炉圧力は約8.25MPa[gage]）に抑えられている。これらの数値は，原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍（9.48MPa[gage]）を十分下回っており，「1.1.1.3 判断基準」の(4)を満足している。</p>	<p>(iv) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となるのは，負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁不作動）時であるが，この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約8.4MPa[gage]（原子炉圧力は約8.3MPa[gage]）に抑えられている。これらの数値は原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍（9.48MPa[gage]）を十分下回っている。</p>	<p>有効数字二桁で切り上げ処理</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>なお、再循環ポンプ 9 台の運転時に「運転時の異常な過渡変化」において想定している事象が発生した場合の解析結果は、10 台運転の解析結果と同等又は判断基準に対して余裕のある結果となっている<sup>(10)</sup>。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>2.5 参考文献</p> <p>(1) 「沸騰水型原子力発電所 プラント動特性解析手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-014訂2，昭和63年3月）</p> <p>(2) 「BWRプラント動特性解析手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-07，平成2年5月）</p> <p>(3) 「BWRの非常用炉心冷却系解析手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-010改訂1，平成10年5月）</p> <p>(4) 「沸騰水形原子力発電所 原子炉の熱設計手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-008，昭和52年4月）</p> <p>(5) 「BWRの熱水力設計計算手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-02，平成2年5月）</p> <p>(6) 「沸騰水型原子力発電所 反応度投入事象解析手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-012訂3，平成11年2月）</p> <p>(7) 「BWRの反応度投入事象解析手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-09，平成6年4月）</p> <p>(8) 「沸騰水形原子力発電所 3次元核熱水力計算手法について」 （株式会社日立製作所，HLR-006訂1，昭和59年9月）</p> <p>(9) 「BWRの三次元核熱水力設計計算手法について」 （原子燃料工業株式会社，NLR-03，平成6年4月）</p> <p>(10) 「沸騰水型原子力発電所 原子炉内蔵型の原子炉冷却材再循環ポンプの運転台数とプラント挙動評価」 （株式会社日立製作所，HLR-062訂1，平成12年9月）</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
		<p><u>ロ 設計基準事故</u> 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p>	
<p>添付書類十 再提： P. 10-1-6</p>	<p>1. 1. 2. 2 評価事象 本原子炉において評価する「事故」は、「安全評価審査指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p>	<p>(1) 基本方針 (i) 評価事象 本原子炉において評価する設計基準事故（以下ロ 設計基準事故において「事故」という。）は、「安全評価審査指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。</p>	記載の適正化
<p>添付書類十 再提： P. 10-1-7</p>	<p>1. 1. 2. 2 評価事象 なお、原子炉冷却材ポンプの軸固着については、本原子炉では、原子炉冷却材流量の喪失の評価に十分包絡されるため事象の解析を省略する。</p>	<p>なお、原子炉冷却材ポンプの軸固着については、本原子炉では、原子炉冷却材流量の喪失の評価に十分包絡されるため事象の解析を省略する。</p>	
<p>添付書類十 再提： P. 10-1-6～7</p>	<p>1. 1. 2. 2 評価事象 (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化 a. 原子炉冷却材喪失 b. 原子炉冷却材流量の喪失 c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着 (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 a. 制御棒落下 (3) 環境への放射性物質の異常な放出 a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 b. 主蒸気管破断 c. 燃料集合体の落下 d. 原子炉冷却材喪失 e. 制御棒落下 (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 a. 原子炉冷却材喪失 b. 可燃性ガスの発生 c. 動荷重の発生</p>	<p>a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化 原子炉冷却材喪失 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉冷却材ポンプの軸固着 b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 制御棒落下 c. 環境への放射性物質の異常な放出 放射性気体廃棄物処理施設の破損 主蒸気管破断 燃料集合体の落下 原子炉冷却材喪失 制御棒落下 d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 原子炉冷却材喪失 可燃性ガスの発生 動荷重の発生</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
添付書類十 再提： P. 10-3-95	3. 5. 3 動荷重の発生 格納容器及び格納容器内部の構造物は、LOCA時及び逃がし安全弁作動時に生じると考えられる動荷重に対し健全性を損なわない構造強度を有する設計とするため、サプレッションチェンバの構造が基本的にMARK II型格納容器と同様の円筒形状であること及び逃がし安全弁の排気管についてもMARK II型格納容器と同様の構造であることから「BWR. MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」を準用し、上記指針に示されている手法に従って荷重の評価を行い <sup>(31)</sup> 、 <u>経済産業省告示等に定められている基準を満足するように設計する。</u>	<p style="text-align: center;"><u>動荷重の発生については、「BWR. MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」を準用して動荷重の評価を行い、動荷重による応力が、原子力規制委員会規則等で定める許容応力を上回らないことを詳細設計段階で確認する。</u></p>	最新法令の反映
添付書類十 再提： P. 10-1-7	1. 1. 2. 3 判断基準 想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。 <u>(1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</u> <u>(2) 燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値を超えないこと。</u> <u>(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である8.62MPa[gage]の1.2倍の圧力10.34MPa[gage]以下であること。</u> <u>(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力310kPa[gage]以下であること。</u> <u>(5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。ただし、「著しい放射線被ばくのリスク」については、「安全評価審査指針」によることとする。</u>	<u>(ii) 判断基準</u> 想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。 <u>a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</u> <u>b. 燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値を超えないこと。</u> <u>c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である8.62MPa[gage]の1.2倍の圧力10.34MPa[gage]以下であること。</u> <u>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力310kPa[gage]以下であること。</u> <u>e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。ただし、「著しい放射線被ばくのリスク」については、「安全評価審査指針」によることとする。</u>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																										
添付書類十 図表： P. 10-1-24	<p>第 1.2-2 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能（事故）</p> <table border="1" data-bbox="460 394 1418 1854"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能</th> <th>構築物、系統又は機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="9">MS-1</td> <td>原子炉の緊急停止機能</td> <td>制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能）</td> </tr> <tr> <td>未臨界維持機能</td> <td>制御棒及び制御棒駆動系（未臨界維持機能）</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td> <td>主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の除熱機能</td> <td>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系（補給水機能） 高圧炉心注水系 主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）</td> </tr> <tr> <td>炉心冷却機能</td> <td>低圧注水系（残留熱除去系低圧注水モード） 原子炉隔離時冷却系（炉心冷却機能） 高圧炉心注水系 自動減圧系</td> </tr> <tr> <td>放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能</td> <td>原子炉格納容器 原子炉格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁を含む） 主蒸気流量制限器 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード） 原子炉棟 非常用ガス処理系 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能） 可燃性ガス濃度制御系 遮へい設備（原子炉一次遮へい壁，原子炉二次遮へい壁）</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）</td> </tr> <tr> <td>安全上特に重要な関連機能</td> <td>非常用所内電源系（非常用ディーゼル発電機（燃料デイトンクまで），115V所内用蓄電池，計測制御用電源設備を含む電力供給設備）</td> </tr> <tr> <td>MS-2</td> <td>放射性物質放出の防止機能</td> <td>気体廃棄物処理系の隔離弁 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外）</td> </tr> <tr> <td>MS-3</td> <td>異常状態の把握機能</td> <td>放射線監視設備の一部（気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ）</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能	構築物、系統又は機器	MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能）	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系（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	主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）	原子炉停止後の除熱機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系（補給水機能） 高圧炉心注水系 主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）	炉心冷却機能	低圧注水系（残留熱除去系低圧注水モード） 原子炉隔離時冷却系（炉心冷却機能） 高圧炉心注水系 自動減圧系	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器 原子炉格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁を含む） 主蒸気流量制限器 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード） 原子炉棟 非常用ガス処理系 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能） 可燃性ガス濃度制御系 遮へい設備（原子炉一次遮へい壁，原子炉二次遮へい壁）	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	安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）	安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系（非常用ディーゼル発電機（燃料デイトンクまで），115V所内用蓄電池，計測制御用電源設備を含む電力供給設備）	MS-2	放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理系の隔離弁 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外）	MS-3	異常状態の把握機能	放射線監視設備の一部（気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ）	<p>(iii) 事故に対処するために必要な施設</p> <p>事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち，解析に当たって考慮するものを以下に示す。</p> <p>a. 解析に当たって考慮する主要な安全機能（MS-1）</p> <p>(a) 原子炉の緊急停止機能 制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能）</p> <p>(b) 未臨界維持機能 制御棒及び制御棒駆動系（未臨界維持機能）</p> <p>(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）</p> <p>(d) 原子炉停止後の除熱機能 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系（補給水機能） 高圧炉心注水系 主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）</p> <p>(e) 炉心冷却機能 低圧注水系（残留熱除去系低圧注水モード） 原子炉隔離時冷却系（炉心冷却機能） 高圧炉心注水系 自動減圧系</p> <p>(f) 放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能 原子炉格納容器 原子炉格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁を含む） 主蒸気流量制限器 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード） 原子炉棟 非常用ガス処理系 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能） 可燃性ガス濃度制御系 遮へい設備（原子炉一次遮へい壁，原子炉二次遮へい壁）</p> <p>(g) 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 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）</p>	
分類	機能	構築物、系統又は機器																											
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系（スクラム機能）																											
	未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系（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	主蒸気逃がし安全弁（安全弁としての開機能）																											
	原子炉停止後の除熱機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 原子炉隔離時冷却系（補給水機能） 高圧炉心注水系 主蒸気逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）																											
	炉心冷却機能	低圧注水系（残留熱除去系低圧注水モード） 原子炉隔離時冷却系（炉心冷却機能） 高圧炉心注水系 自動減圧系																											
	放射性物質の閉じ込め機能，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器 原子炉格納容器隔離弁（主蒸気隔離弁を含む） 主蒸気流量制限器 格納容器スプレイ冷却系（残留熱除去系格納容器スプレイ冷却モード） 原子炉棟 非常用ガス処理系 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能） 可燃性ガス濃度制御系 遮へい設備（原子炉一次遮へい壁，原子炉二次遮へい壁）																											
	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	安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路，工学的安全施設作動回路）																											
	安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系（非常用ディーゼル発電機（燃料デイトンクまで），115V所内用蓄電池，計測制御用電源設備を含む電力供給設備）																											
	MS-2	放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理系の隔離弁 排気筒（非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外）																										
MS-3	異常状態の把握機能	放射線監視設備の一部（気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ）																											

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
		<p><u>(h) 安全上特に重要な関連機能</u>            非常用所内電源系（非常用ディーゼル発電機（燃料デイトンクまで）、115V所内用蓄電池、計測制御用電源設備を含む電力供給設備）</p> <p><u>b. 解析に当たって考慮する主要な安全機能（MS－2）</u></p> <p><u>(a) 放射性物質放出の防止機能</u>            気体廃棄物処理系の隔離弁            排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能以外）</p> <p><u>c. 解析に当たって考慮する主要な安全機能（MS－3）</u></p> <p><u>(a) 異常状態の把握機能</u>            放射線監視設備の一部（気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ）</p>	



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3. 事故解析</p> <p>3.1 序</p> <p>本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、本原子炉施設において想定する「事故」に対して、その発生原因と事故防止対策及び安全防护機能を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、判断基準への適合性を検討する。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>3.2.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.2.1.1 原因</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等を想定した場合には、冷却材が系外に流出する。この場合、冷却水が補給できないと炉心の冷却能力が低下し、最も厳しい事態では崩壊熱による燃料の過度の温度上昇が起こり、核分裂生成物が燃料から放出され、さらにはジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により可燃性ガスが発生する可能性がある。</p> <p>また、格納容器の冷却ができないと格納容器内圧力、温度が過度に上昇する可能性がある。</p> <p>3.2.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策</p> <p>(1) 事故防止対策</p> <p>LOCAの発生を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。</p> <p>a. 配管等の設計に当たっては、原子炉寿命中の各種の荷重を十分に考慮した厳しい条件を適用する。</p> <p>b. 材料の選定、加工及び配管等の設計・製作は、諸規格及び基準に適合させるようにし、また、十分な品質管理を行う。</p> <p>c. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等は、非延性破壊を防止する設計とする。</p> <p>d. さらに、漏えい監視設備による監視によって、破断に進展する前に破損を検知し、適切な処置を講じる。</p> <p>e. 原子炉供用期間中に主要な箇所の検査を行い、その健全性を確認する。</p> <p>(2) 事故拡大防止対策</p> <p>上記のような事故防止対策にもかかわらず、万一、LOCAが発生した場合には以下の対策により事故の拡大防止を図る。</p> <p>a. 炉心冷却を妨げるほどの燃料被覆管の破損（大破損）を防止し、ジルコニウム-水反応を十分に低く抑え、崩壊熱を長期にわたって除去するためにECCSを設ける。</p> <p>(a) 本原子炉では上述の目的を達成するため、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系、自動減圧系及び低圧注水系を設ける。</p> <p>高圧炉心注水系配管（以下「HPCF配管」という。）の両端破断のような冷却材の保有量の低下が最大となる場合でも、冷却材の</p>	<p>(2) 解析条件</p> <p><u>各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</u></p> <p>(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>減少の割には原子炉内の減圧が促進されないため、原子炉が高圧状態下でも注入可能な高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が、原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウェル圧力高の信号で起動して炉心を冷却する。また、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系とは独立して、自動減圧系が原子炉水位低（レベル1）及びドライウェル圧力高の両信号を受けてから30秒の時間遅れをもって作動し、原子炉の蒸気をサプレッションチェンバ内のプール水中へ放出することにより原子炉圧力を低下させ、低圧注水系による注水を早期に可能にする。</p> <p>(b) 本原子炉のECCSでは、圧力容器に接続する配管のいかなる破断面積に対しても原理の異なる系統を多重に、独立して設けて炉心冷却を行うこととし、いかなる単一故障に対しても炉心冷却機能を失わない設計とする。</p> <p>(c) ECCSの電源としては、外部電源がない場合にも3台の非常用ディーゼル発電機によって給電する設計とする。</p> <p>b. LOCAに伴い圧力容器から放出された冷却材及び放射性物質を閉じ込めるため原子炉格納施設を設ける。原子炉格納施設は、圧力抑制形の格納容器とそれを取り囲む原子炉棟等で構成する。</p> <p>(a) 格納容器はLOCA時の内圧上昇に耐える設計とし、その漏えい率を0.4%/d（常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において）以下に設計する。</p> <p>格納容器には、格納容器内圧力及び温度が最高使用圧力及び最高使用温度を超えることを防止するため格納容器スプレイ冷却系を設ける。</p> <p>さらに、事故後格納容器内の水が放射線により分解されて水素と酸素が発生し、ジルコニウム-水反応により生成した水素とともに、徐々に蓄積されて可燃限界に達する可能性があるが、本原子炉では可燃性ガス濃度制御系を設け、可燃限界に達することを防止する。</p> <p>(b) 原子炉棟は事故時にも負圧に保たれるようにし、換気率を50%/dとする。また、非常用ガス処理系を設け、非常用ガス処理系の排気管を通して放射性物質が大気中に放出される前による素の除去を高効率で行う。</p> <p>3.2.1.3 事故経過の解析</p> <p>LOCA時のECCSの機能及び性能の確認のため、燃料被覆管温度が最高となるHPCF配管の瞬時両端破断事故の解析を行う。</p> <p>3.2.1.3.1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>解析は、次のような仮定を用いて行う。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の90%（<math>47.0 \times 10^3 \text{ t/h}</math>）で運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17MPa[gage]とする。MCP Rの初期値は、実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、沸騰水型原子炉のLOCA解析において共通の値として用いられる値、1.19とする。</p> <p>b. 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mの102%であるとする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数<sup>(1)</sup>は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値を用いる。</p> <p>c. 原子炉停止後の崩壊熱は、実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ式（GE（平均）+3<math>\sigma</math>）<sup>(2)</sup>で計算される値を使用する。</p> <p>なお、この式はアクチニドの崩壊熱についても考慮している。</p> <p>d. 事故発生と同時に外部電源が喪失し、再循環ポンプ10台は即時にトリップするものとする。 原子炉は、炉心流量急減信号でスクラムするものとする。第3.2.1-1図に炉心流量急減スクラムの設定値を示す。</p> <p>e. ECCS起動信号として、ドライウェル圧力高信号は、原子炉水位低（レベル1.5又は1）信号よりも早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位低（レベル1.5又は1）信号によってECCSが起動すると仮定する。</p> <p>f. 原子炉停止機能の観点から安全保護系（炉心流量急減スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>g. 炉心冷却機能の観点からECCSネットワークに対する最も厳しい単一故障を仮定する。HPCF配管破断事故の場合の最も厳しい単一故障は、健全側の高圧炉心注水系に給電する非常用ディーゼル発電機の故障である。</p> <p>h. 破断口からの冷却材の流出は、均質臨界流モデル<sup>(3)</sup>を用いて計算する。</p> <p>i. 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、添付書類八の第4.1-2表に示した圧力より0.15MPa高い値を使用する。</p> <p>j. 燃料被覆管温度の計算における燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す相関式を用いる<sup>(4)</sup>。</p>	<p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の90%（<math>47.0 \times 10^3 \text{ t/h}</math>）で運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17MPa[gage]とする。MCP Rの初期値は、実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、沸騰水型原子炉の原子炉冷却材喪失解析において共通の値として用いられる値、1.19とする。</p> <p>(b) 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mの102%であるとする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値（※）を用いる。</p> <p>(c) 原子炉停止後の崩壊熱は、実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ式（GE（平均）+3<math>\sigma</math>）で計算される値を使用する。 なお、この式はアクチニドの崩壊熱についても考慮している。</p> <p>(d) 事故発生と同時に外部電源が喪失し、再循環ポンプ10台は即時にトリップするものとする。 原子炉は、炉心流量急減信号でスクラムするものとする。</p> <p>(e) 非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）起動信号として、ドライウェル圧力高信号は、原子炉水位低（レベル1.5又は1）信号よりも早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位低（レベル1.5又は1）信号によってECCSが起動すると仮定する。</p> <p>(f) 原子炉停止機能の観点から安全保護系（炉心流量急減スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>(g) 炉心冷却機能の観点からECCSネットワークに対する最も厳しい単一故障を仮定する。高圧炉心注水系配管破断事故の場合の最も厳しい単一故障は、健全側の高圧炉心注水系に給電する非常用ディーゼル発電機の故障である。</p> <p>(h) 破断口からの冷却材の流出は、均質臨界流モデルを用いて計算する。</p> <p>(i) 主蒸気逃がし安全弁（以下「逃がし安全弁」という。）については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、<u>実際の安全弁機能設定点</u>より0.15MPa高い値を使用する。</p> <p>(j) 燃料被覆管温度の計算における燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す相関式を用いる。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(a) 核沸騰冷却      ボイド率の関数とする相関式</p> <p>(b) 膜沸騰冷却      噴霧流冷却の相関式と修正Bromleyの式をボイド率の関数として使用する相関式</p> <p>(c) 遷移沸騰冷却      核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>(d) 蒸気冷却          Dittus-Boelterの式</p> <p>(e) 噴霧流冷却          Sun-Sahaの式</p> <p>(f) 濡れによる冷却      濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく。</p>	<p><u>9 × 9 燃料（A型）を装荷した炉心について</u></p> <p>核沸騰冷却      ボイド率の関数とする相関式</p> <p>膜沸騰冷却      噴霧流冷却の相関式と修正Bromleyの式をボイド率の関数として使用する相関式</p> <p>遷移沸騰冷却      核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>蒸気冷却          Dittus-Boelterの式</p> <p>噴霧流冷却          Sun-Sahaの式</p> <p>濡れによる冷却      濡れた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく</p>	
<p>添付書類十 再提： P. 10-3-12</p>	<p><u>3. 2. 1. 3. 2 9 × 9 燃料（B型）を装荷した炉心について</u></p> <p>(1) 解析条件</p> <p>j. 燃料被覆管温度の計算における燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す相関式を用いる<sup>(8)</sup>。</p> <p>(a) 核沸騰冷却      ボイド率の関数とする相関式</p> <p>(b) 膜沸騰冷却      修正 Bromley の式と Dougall-Rohsenow の式をボイド率で内挿した相関式</p> <p>(c) 遷移沸騰冷却      核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>(d) 蒸気冷却          Dittus-Boelter の式</p>	<p>9 × 9 燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>核沸騰冷却      ボイド率の関数とする相関式</p> <p>膜沸騰冷却      修正Bromleyの式とDougall-Rohsenowの式をボイド率で内挿した相関式</p> <p>遷移沸騰冷却      核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>蒸気冷却          Dittus-Boelterの式</p>	
	<p><u>k. ジルコニウム-水反応による燃料被覆管の酸化量は、Baker-Justの式を用いて計算する。</u></p>	<p><u>(k) 燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（以下「ジルコニウム-水反応」という。）による燃料被覆管の酸化量は、Baker-Justの式を用いて計算する。</u></p>	<p>記載の適正化</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																								
添付書類十 図表： P.10-3-103	<p>なお、解析に用いた主要計算条件を第3.2.1-1表に示す。</p> <p>第3.2.1-1表 原子炉冷却材喪失解析主要計算条件</p> <table border="1" data-bbox="457 407 1347 1415"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>使用した数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>定格出力の約102% (4,005MW)</td> </tr> <tr> <td>最大線出力密度</td> <td>44.0kW/m×1.02</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>定格流量の90% (47.0×10<sup>3</sup>t/h)</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.17MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>炉心入口エンタルピー</td> <td>1.23MJ/kg</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心注水系流量（定格値）</td> <td>727m<sup>3</sup>/h(ポンプ1台当たり,0.69MPa[dif]において)*</td> </tr> <tr> <td>低圧注水系流量（定格値）</td> <td>954m<sup>3</sup>/h(ポンプ1台当たり,0.28MPa[dif]において)*</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系流量（定格値）</td> <td>182m<sup>3</sup>/h(ポンプ1台当たり,8.12~1.03MPa[dif]において)*</td> </tr> <tr> <td>炉心流量急減（スクラム）設定点</td> <td>第3.2.1-1図</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止,高圧炉心注水系,原子炉隔離時冷却系(炉心冷却機能)及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅱ及びⅢ)起動)設定点</td> <td>ドライヤスカート下端から-204cm(レベル1.5)</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位低（低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅰ)起動,自動減圧系作動)設定点</td> <td>ドライヤスカート下端から-288cm(レベル1)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ MPa[dif]: 圧力容器と水源との差圧</p> <p>(2) 解析方法            解析は、「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の三つの解析コード<sup>(4)</sup><sup>(5)</sup><sup>(6)</sup>を用いて行う。</p>	項 目	使用した数値	原子炉熱出力	定格出力の約102% (4,005MW)	最大線出力密度	44.0kW/m×1.02	炉心流量	定格流量の90% (47.0×10 <sup>3</sup> t/h)	原子炉圧力	7.17MPa[gage]	炉心入口エンタルピー	1.23MJ/kg	高圧炉心注水系流量（定格値）	727m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり,0.69MPa[dif]において)*	低圧注水系流量（定格値）	954m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり,0.28MPa[dif]において)*	原子炉隔離時冷却系流量（定格値）	182m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり,8.12~1.03MPa[dif]において)*	炉心流量急減（スクラム）設定点	第3.2.1-1図	原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止,高圧炉心注水系,原子炉隔離時冷却系(炉心冷却機能)及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅱ及びⅢ)起動)設定点	ドライヤスカート下端から-204cm(レベル1.5)	原子炉水位低（低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅰ)起動,自動減圧系作動)設定点	ドライヤスカート下端から-288cm(レベル1)	<p>なお、解析に用いた主要計算条件を以下に示す。</p> <p>炉心入口エンタルピー 1.23MJ/kg            高圧炉心注水系流量（定格値） 727m<sup>3</sup>/h（ポンプ1台当たり,原子炉圧力容器（以下「圧力容器」という。）と水源との差圧0.69MPaにおいて）            低圧注水系流量（定格値） 954m<sup>3</sup>/h（ポンプ1台当たり,圧力容器と水源との差圧0.28MPaにおいて）            原子炉隔離時冷却系流量（定格値） 182m<sup>3</sup>/h（ポンプ1台当たり,圧力容器と水源との差圧8.12~1.03MPaにおいて）            炉心流量急減（スクラム）設定点 第3図            原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止,高圧炉心注水系,原子炉隔離時冷却系（炉心冷却機能）及び非常用ディーゼル発電機（区分Ⅱ及びⅢ）起動）設定点            ドライヤスカート下端から            -204cm（レベル1.5）            原子炉水位低（低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機（区分Ⅰ）起動,自動減圧系作動）設定点            ドライヤスカート下端から            -288cm（レベル1）</p>	
項 目	使用した数値																										
原子炉熱出力	定格出力の約102% (4,005MW)																										
最大線出力密度	44.0kW/m×1.02																										
炉心流量	定格流量の90% (47.0×10 <sup>3</sup> t/h)																										
原子炉圧力	7.17MPa[gage]																										
炉心入口エンタルピー	1.23MJ/kg																										
高圧炉心注水系流量（定格値）	727m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり,0.69MPa[dif]において)*																										
低圧注水系流量（定格値）	954m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり,0.28MPa[dif]において)*																										
原子炉隔離時冷却系流量（定格値）	182m <sup>3</sup> /h(ポンプ1台当たり,8.12~1.03MPa[dif]において)*																										
炉心流量急減（スクラム）設定点	第3.2.1-1図																										
原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止,高圧炉心注水系,原子炉隔離時冷却系(炉心冷却機能)及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅱ及びⅢ)起動)設定点	ドライヤスカート下端から-204cm(レベル1.5)																										
原子炉水位低（低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機(区分Ⅰ)起動,自動減圧系作動)設定点	ドライヤスカート下端から-288cm(レベル1)																										

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>a. L A M B : 短期間熱水力過渡変化解析コード  b. S C A T : 単チャンネル熱水力解析コード  c. S A F E R : 長期間熱水力過渡変化解析コード</p> <p>事故後の熱水力過渡変化が急激なため、L A M B, S C A Tを用いて事故直後の炉心流量変化, 限界出力変化等を解析する。その後の長期間の原子炉の圧力, 水位の変化及び炉心のヒートアップについては, S A F E Rを用いて評価する。</p> <p>以上の解析の流れ図を第3. 2. 1-2図に示す。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>a. 炉心流量, 原子炉圧力, 原子炉水位及び燃料被覆管温度の変化</p> <p>H P C F 配管が両端破断すると, 高圧炉心注水スパーージャから破断口に至る流路のうちで面積の最も小さい高圧炉心注水スパーージャノズル部において臨界流が生じる。</p> <p>事故と同時に外部電源の喪失を仮定すると, 再循環ポンプの停止により炉心流量は急激に減少する。</p> <p>炉心流量の急激な減少により, M C P Rは, 事故後約0. 9秒で1. 07を下回り, 燃料集合体の上部から5番目のスパーサ位置まで沸騰遷移が生じる。これに伴い, 燃料被覆管から冷却材への熱伝達係数が低くなり燃料被覆管の温度が上昇する。しかし, 約2. 3秒後に炉心流量急減信号が発生して原子炉がスクラムするため, 出力が低下し燃料被覆管の温度上昇は短期間で収まる。</p> <p>一方, 炉心シュラウド内水位は, 約58秒後から低下し始めるが, 原子炉水位低 (レベル1. 5) 信号で起動した原子炉隔離時冷却系が事故後約124秒で注水を開始し, さらにはドライウェル圧力高信号及び原子炉水位低 (レベル1) 信号により自動減圧系が事故後約168秒で作動して原子炉圧力を低下させ, 原子炉水位低 (レベル1) 信号で起動した低圧注水系2系列が約353秒で注水を開始する。炉心シュラウド内水位は, 有効燃料棒頂部を下回ることはなく, 炉心は冠水維持される。このため, 炉心露出による燃料被覆管の温度上昇は起こらない。すなわち, 燃料被覆管温度は, 事故直後の沸騰遷移に伴う温度上昇を上回ることはない。</p> <p>本事故時における炉心流量の時間変化を第3. 2. 1-3図(1)に, 原子炉水位及び原子炉圧力の時間変化を第3. 2. 1-4図(1)及び第3. 2. 1-5図(1)に示す。また, 燃料被覆管最高温度を与える位置における熱伝達係数の時間変化を第3. 2. 1-6図(1)に, 燃料被覆管温度の時間変化を第3. 2. 1-7図(1)に示す。この図から分かるとおり本事故時の燃料被覆管最高温度は, 約600℃である。</p> <p>b. 燃料被覆管の破裂と酸化</p> <p>燃料棒の破裂は, 事故後燃料被覆管の温度が上昇して燃料被覆管の</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>内圧による周方向応力がその温度における引張強さを越えた時点で発生する。第3.2.1-8図に燃料棒に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管応力の関係を示す。</p> <p>本原子炉の燃料棒では、H P C F 配管両端破断時における燃料被覆管温度は約600℃以下であり、一方、計算される最大内外圧差は約4.1MPaとなり、この時の周方向応力は約28N/mm<sup>2</sup>であるので、第3.2.1-8図に示す被ばくを評価するために保守的に破裂を判断する曲線を使用しても、L O C A時に燃料棒の破裂は発生しない。</p> <p>燃料被覆管の酸化層厚みの増加は、燃料被覆管温度が低いため極めて小さく、また、全燃料被覆管のジルコニウム-水反応割合は、無視し得る程度である。</p> <p>c. 解析結果のまとめ</p> <p>L O C A時に最も厳しい単一故障を仮定したときに燃料被覆管温度が最も高くなるのは、H P C F 配管の両端破断の場合であり、燃料被覆管最高温度は約600℃である。</p> <p>燃料被覆管の酸化層厚みの増加は極めて小さいので、燃料被覆管の延性が失われることはない。また、破裂の発生する燃料棒はなく、全燃料被覆管のジルコニウム-水反応割合は無視し得る程度である。</p> <p>また、長期にわたっての長半減期核種の崩壊熱の除去は、原子炉隔離時冷却系を除くE C C Sのうちいずれか1台のポンプが作動すれば確保される。</p> <p>また、H P C F 配管の部分破断又はその他の各種配管破断の場合は、燃料被覆管最高温度がH P C F 配管の両端破断の解析結果に含まれている。</p> <p>これらの解析は、事故と同時に外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合も、これらの解析結果に含まれている。</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.2.1.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>解析は、次のような仮定を用いて行う。</p> <p>a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の90%（<math>47.0 \times 10^3 \text{t/h}</math>）で運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17MPa[gage]とする。MCPRの初期値は、実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、沸騰水型原子炉のLOCA解析において共通の値として用いられる値、1.19とする。</p> <p>b. 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mの102%であるとする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数<sup>(7)</sup>は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値を用いる。</p> <p>c. 原子炉停止後の崩壊熱は、実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ式（GE（平均）+3<math>\sigma</math>）<sup>(2)</sup>で計算される値を使用する。なお、この式はアクチニドの崩壊熱についても考慮している。</p> <p>d. 事故発生と同時に外部電源が喪失し、再循環ポンプ10台は即時にトリップするものとする。</p> <p>原子炉は、炉心流量急減信号でスクラムするものとする。第3.2.1-1図に炉心流量急減スクラムの設定値を示す。</p> <p>e. ECCS起動信号として、ドライウェル圧力高信号は、原子炉水位低（レベル1.5又は1）信号よりも早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位低（レベル1.5又は1）信号によってECCSが起動すると仮定する。</p> <p>f. 原子炉停止機能の観点から安全保護系（炉心流量急減スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>g. 炉心冷却機能の観点からECCSネットワークに対する最も厳しい単一故障を仮定する。HPCF配管破断事故の場合の最も厳しい単一故障は、健全側の高圧炉心注水系に給電する非常用ディーゼル発電機の故障である。</p> <p>h. 破断口からの冷却材の流出は、均質臨界流モデル<sup>(3)</sup>を用いて計算する。</p> <p>i. 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、添付書類八の第4.1-2表に示した圧力より0.15MPa高い値を使用する。</p> <p>j. 燃料被覆管温度の計算における燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す相関式を用いる<sup>(8)</sup>。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(a) 核沸騰冷却      ボイド率の関数とする相関式</p> <p>(b) 膜沸騰冷却      修正Bromleyの式とDougall-Rohsenowの式をボイド率で内挿した相関式</p> <p>(c) 遷移沸騰冷却      核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>(d) 蒸気冷却          Dittus-Boelterの式</p> <p>k. ジルコニウム-水反応による燃料被覆管の酸化量は、Baker-Justの式を用いて計算する。</p> <p>    なお、解析に用いた主要計算条件を第3.2.1-1表に示す。</p> <p>(2) 解析方法</p> <p>    解析は、「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の三つの解析コード<sup>(8)</sup>を用いて行う。</p> <p>    a. LABEL            : 短期間熱水力過渡変化解析コード</p> <p>    b. FRANCESCOA : 単チャンネル熱水力解析コード</p> <p>    c. SALUTE          : 長期間熱水力過渡変化解析コード</p> <p>    事故後の熱水力過渡変化が急激なため、LABEL、FRANCESCOAを用いて事故直後の炉心流量変化、限界出力変化等を解析する。その後の長期間の原子炉の圧力、水位の変化及び炉心のヒートアップについては、SALUTEを用いて評価する。</p> <p>    以上の解析の流れ図を第3.2.1-2図に示す。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>    a. 炉心流量、原子炉圧力、原子炉水位及び燃料被覆管温度の変化</p> <p>        HPCF配管が両端破断すると、高圧炉心注水スパーージャから破断口に至る流路のうちで面積の最も小さい高圧炉心注水スパーージャノズル部において臨界流が生じる。</p> <p>        事故と同時に外部電源の喪失を仮定すると、再循環ポンプの停止により炉心流量は急激に減少する。</p> <p>        炉心流量の急激な減少により、MCPRは、事故後約0.8秒で1.07を下回り、燃料集合体の上部から5番目のスパーサ位置まで沸騰遷移が生じる。これに伴い、燃料被覆管から冷却材への熱伝達係数が低くなり燃料被覆管の温度が上昇する。しかし、約2.3秒後に炉心流量急減信号が発生して原子炉がスクラムするため、出力が低下し燃料被覆管の温度上昇は短期間で収まる。</p> <p>        一方、炉心シュラウド内水位は、約72秒後から低下し始めるが、原子炉水位低（レベル1.5）信号で起動した原子炉隔離時冷却系が事故後約121秒で注水を開始し、さらにはドライウェル圧力高信号及び原子炉水位低（レベル1）信号により自動減圧系が事故後約168秒で作動して原子炉圧力を低下させ、原子炉水位低（レベル1）信号で起動した低圧注水系2系列が約344秒で注水を開始する。炉心シュラウド</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>内水位は、有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される。このため、炉心露出による燃料被覆管の温度上昇は起こらない。すなわち、燃料被覆管温度は、事故直後の沸騰遷移に伴う温度上昇を上回ることはない。</p> <p>本事故時における炉心流量の時間変化を第3.2.1-3図(2)に、原子炉水位及び原子炉圧力の時間変化を第3.2.1-4図(2)及び第3.2.1-5図(2)に示す。また、燃料被覆管最高温度を与える位置における熱伝達係数の時間変化を第3.2.1-6図(2)に、燃料被覆管温度の時間変化を第3.2.1-7図(2)に示す。この図から分かるとおり本事故時の燃料被覆管最高温度は、約594℃である。</p> <p>b. 燃料被覆管の破裂と酸化</p> <p>燃料棒の破裂は、事故後燃料被覆管の温度が上昇して燃料被覆管の内圧による周方向応力がその温度における引張強さを超えた時点で発生する。第3.2.1-8図に燃料棒に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管応力の関係を示す。</p> <p>本原子炉の燃料棒では、HPCF配管両端破断時における燃料被覆管温度は約594℃以下であり、一方、計算される最大内外圧差は約3.6MPaとなり、この時の周方向応力は約25N/mm<sup>2</sup>であるので、第3.2.1-8図に示す被ばくを評価するために保守的に破裂を判断する曲線を使用しても、LOCA時に燃料棒の破裂は発生しない。</p> <p>燃料被覆管の酸化層厚みの増加は、燃料被覆管温度が低いため極めて小さく、また、全燃料被覆管のジルコニウム-水反応割合は、無視し得る程度である。</p> <p>c. 解析結果のまとめ</p> <p>LOCA時に最も厳しい単一故障を仮定したときに燃料被覆管温度が最も高くなるのは、HPCF配管の両端破断の場合であり、燃料被覆管最高温度は約594℃である。</p> <p>燃料被覆管の酸化層厚みの増加は極めて小さいので、燃料被覆管の延性が失われることはない。また、破裂の発生する燃料棒はなく、全燃料被覆管のジルコニウム-水反応割合は無視し得る程度である。</p> <p>また、長期にわたっての長半減期核種の崩壊熱の除去は、原子炉隔離時冷却系を除くECCSのうちいずれか1台のポンプが作動すれば確保される。</p> <p>また、HPCF配管の部分破断又はその他の各種配管破断の場合は、燃料被覆管最高温度がHPCF配管の両端破断の解析結果に含まれている。</p> <p>これらの解析は、事故と同時に外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合も、これらの解析結果に含まれている。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.2.1.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、次のとおりである。</p> <p>(1) 「1.1.2.3 判断基準」の(1)の基準を満足すること。</p> <p>(2) ECCSの設計は、その機能及び性能が「ECCS性能評価指針」に示されている以下の基準を満足すること。</p> <p>a. 燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。</p> <p>b. 燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>c. 炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。</p> <p>d. 燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。</p> <p>「3.2.1.3 事故経過の解析」で示したように、燃料被覆管の温度の最高値は 1,200℃以下であり、破裂の発生する燃料棒はなく、燃料被覆管の酸化層厚みの増加量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15%以下である。</p> <p>また、全燃料被覆管のジルコニウム-水反応割合は無視し得る程度であるため、反応に伴い発生する水素の量は格納容器の健全性確保の見地から十分低い。</p> <p>長期間にわたっての崩壊熱の除去は、原子炉隔離時冷却系を除く ECCSのうちいずれか1台のポンプが作動すれば確保される。</p> <p>したがって、(1)及び(2)は満足される。</p>	<p>比較表 P.122 参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>3.2.2.1 原因</p> <p>原子炉の出力運転中に、電源母線の故障等の原因により、再循環ポンプが同時に全台とも停止すると想定した場合には、炉心流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇する可能性がある。</p> <p>3.2.2.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策</p> <p>(1) 事故防止対策</p> <p>原子炉冷却材流量の喪失の発生を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。</p> <p>a. 再循環ポンプ10台は、単一の常用高圧母線の故障で全台の再循環ポンプが同時に停止しないよう、5台ずつ2系統の常用高圧母線に接続する。原子炉通常運転中、この母線は発電機側の電源から給電されるが、発電機負荷開閉器が開いた場合にも、500kV送電線側から給電される構成とする。</p> <p>b. 再循環ポンプの駆動電動機に電源を供給する2台の再循環ポンプMGセットは、それぞれ5台の再循環ポンプと接続され、再循環ポンプMGセットの単一の故障で全台の再循環ポンプが同時に停止しない構成とする。</p> <p>c. 原子炉供用期間中に主要な箇所の検査を行い、その健全性を確認する。</p> <p>(2) 事故拡大防止対策</p> <p>上記のような事故防止対策にもかかわらず、万一、原子炉冷却材流量の喪失が発生した場合でも、負の減速材ボイド係数により原子炉出力は減少し、原子炉スクラム及びタービントリップにより終結するので、その後事故が拡大するおそれはない。</p> <p>3.2.2.3 事故経過の解析</p> <p>3.2.2.3.1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の90%（<math>47.0 \times 10^3 \text{ t/h}</math>）で運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17MPa[gage]とする。MCPRの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</p>	<p>b. 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、電源母線の故障等の原因によって再循環ポンプが同時に全台とも停止することにより、炉心流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の90%（<math>47.0 \times 10^3 \text{ t/h}</math>）で運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17MPa[gage]とする。MCPRの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化、a. 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>b. 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/mの102%とする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数<sup>(4)</sup>は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値を用いる。</p> <p>c. 再循環ポンプ10台の駆動電源が、同時に喪失するものと仮定する。</p> <p>d. 再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転速度からの回転速度半減時間の設計値は約0.7秒であるが、本解析では、厳しめの結果を与えるよう10%小さな値（0.62秒）を用いる。</p> <p>e. スクラム反応度曲線は厳しめの結果を与えるよう選定することとし、添付書類八の「3.4.1(4) a. 反応度」で定義された設計用スクラム反応度曲線を用いる。</p> <p>f. 減速材ボイド係数及びドップラ係数は、燃焼期間中の変化を考慮して解析結果を厳しくする値を用いる。減速材ボイド係数については、添付書類八の第3.4.1-5図(1)の第1サイクル初期時点の値の0.9倍の値を、ドップラ係数については、添付書類八の第3.4.1-3図(1)の第1サイクル初期時点の値の1.1倍の値を用いる。</p> <p>g. 原子炉は、炉心流量急減信号によりスクラムするものとする。第3.2.1-1図に炉心流量急減スクラムの設定値を示す。</p> <p>h. 原子炉停止機能の観点から安全保護系（炉心流量急減スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>i. 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、添付書類八の第4.1-2表に示した圧力より0.15MPa高い値を使用する。</p> <p>j. タービンバイパス弁については、厳しめの結果を与えるよう不作動を仮定する。</p> <p>(2) 解析方法            解析は、「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の三つの解析コード<sup>(4)(5)(6)(9)(10)</sup>を用いて行う。            a. R E D Y : プラント動特性解析コード            b. S C A T : 単チャンネル熱水力解析コード            c. S A F E R : 長期間熱水力過渡変化解析コード            以上の解析の流れ図を第3.2.2-1図に示す。</p>	<p>(b) 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mの102%とする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値<sup>(※)</sup>を用いる。</p> <p>(c) 再循環ポンプ10台の駆動電源が、同時に喪失するものと仮定する。</p> <p>(d) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転速度からの回転速度半減時間の設計値は約0.7秒であるが、本解析では、厳しめの結果を与えるよう10%小さな値（0.62秒）を用いる。</p> <p>(e) スクラム曲線は厳しめの結果を与えるよう選定することとし、設計用スクラム曲線<sup>(第2図)</sup>を用いる。</p> <p>(f) 減速材ボイド係数及びドップラ係数は、燃焼期間中の変化を考慮して解析結果を厳しくする値<sup>(※)</sup>を用いる。減速材ボイド係数は、<u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心については第1サイクル初期時点の値の0.9倍の値を、9×9燃料（B型）を装荷した炉心については平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値を用いる。また、ドップラ係数は、9×9燃料（A型）を装荷した炉心については第1サイクル初期時点の値の1.1倍の値を、9×9燃料（B型）を装荷した炉心については平衡サイクル初期時点の値の1.1倍の値を用いる。</u></p> <p>(g) 原子炉は、炉心流量急減信号によりスクラムするものとする。</p> <p>(h) 原子炉停止機能の観点から安全保護系（炉心流量急減スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>(i) 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、<u>実際の安全弁機能設定点より0.15MPa高い値を使用する。</u></p> <p>(j) タービンバイパス弁については、厳しめの結果を与えるよう不作動を仮定する。</p>	<p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p> <p>記載の適正化</p> <p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(3) 解析結果</p> <p>第3.2.2-2図(1)に原子炉冷却材流量の喪失時の応答を示す。再循環ポンプが同時に全台停止すると炉心流量は急激に減少する。炉心流量の急減によって、ボイド量が増加して炉心に負の反応度が投入される。また、約2.0秒後には炉心流量急減信号が発生して、原子炉はスクラムするため、中性子束及び表面熱流束は、初期値を超えることはない。</p> <p>一方、炉心流量の急減によるボイドの増加で、原子炉水位は上昇し、約3.1秒で原子炉水位高（レベル8）によるタービントリップが起こる。原子炉圧力は、タービントリップにより上昇するが、原子炉スクラムと逃がし安全弁の安全弁機能の作動により、約8.22MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>炉心流量の急激な減少により、MCPRは、事故後約1.1秒で1.07を下回り、燃料集合体の上部から4番目のスペーサ位置まで沸騰遷移が生じる。これに伴い、燃料被覆管から冷却材への熱伝達係数が低くなり燃料被覆管温度が上昇する。しかし、原子炉スクラムによる出力の低下により燃料被覆管の温度上昇は短期間で収まる。</p> <p>第3.2.2-3図(1)に燃料被覆管最高温度を与える位置における温度変化を示すが、本事故時の燃料被覆管最高温度は、約569℃である。</p> <p>燃料棒の破裂は、事故後燃料被覆管の温度が上昇して燃料被覆管の内圧による周方向応力がその温度における引張強さを超えた時点で発生する。</p> <p>本事故における燃料被覆管温度は、約569℃以下である。一方、本原子炉の燃料棒では、事故期間中、外圧が内圧より高目に維持されるので、第3.2.1-8図から明らかなように燃料被覆管の内圧による周方向応力により燃料棒に破裂が生じることはない。</p> <p>また、燃料被覆管の酸化層厚みの増加は、燃料被覆管温度が低いため極めて小さい。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>3.2.2.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の90%（<math>47.0 \times 10^3 \text{t/h}</math>）で運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17MPa[gage]とする。MCPRの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</p> <p>b. 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>44.0kW/mの102%とする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数<sup>(7)</sup>は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値を用いる。</p> <p>c. 再循環ポンプ10台の駆動電源が、同時に喪失するものと仮定する。</p> <p>d. 再循環ポンプ及び同駆動電動機の定格炉心流量に対応する回転速度からの回転速度半減時間の設計値は約0.7秒であるが、本解析では、厳しめの結果を与えるよう10%小さな値（0.62秒）を用いる。</p> <p>e. スクラム反応度曲線は厳しめの結果を与えるよう選定することとし、添付書類八の「3.4.1(4) a. 反応度」で定義された設計用スクラム反応度曲線を用いる。</p> <p>f. 減速材ボイド係数及びドップラ係数は、燃焼期間中の変化を考慮して解析結果を厳しくする値を用いる。減速材ボイド係数については、添付書類八の第3.4.1-5図(2)の平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値を、ドップラ係数については、添付書類八の第3.4.1-3図(3)の平衡サイクル初期時点の値の1.1倍の値を用いる。</p> <p>g. 原子炉は、炉心流量急減信号によりスクラムするものとする。第3.2.1-1図に炉心流量急減スクラムの設定値を示す。</p> <p>h. 原子炉停止機能の観点から安全保護系（炉心流量急減スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>i. 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、添付書類八の第4.1-2表に示した圧力より0.15MPa高い値を使用する。</p> <p>j. タービンバイパス弁については、厳しめの結果を与えるよう不作動を仮定する。</p> <p>(2) 解析方法  解析は、「1.3 解析に使用する計算プログラム」に述べた次の三つの解析コード<sup>(8)</sup><sup>(11)</sup>を用いて行う。</p> <p>a. BANDIX : プラント動特性解析コード</p> <p>b. FRANCESCA : 単チャンネル熱水力解析コード</p> <p>c. SALUTE : 長期間熱水力過渡変化解析コード</p> <p>以上の解析の流れ図を第3.2.2-1図に示す。</p> <p>(3) 解析結果  第3.2.2-2図(2)に原子炉冷却材流量の喪失時の応答を示す。再循環ポンプが同時に全台停止すると炉心流量は急激に減少する。炉心流量の急減によって、ボイド量が増加して炉心に負の反応度が投入される。また、約2.2秒後には炉心流量急減信号が発生して、原子炉はスクラムするため、中性子束及び表面熱流束は、初期値を超えることはない。</p> <p>一方、炉心流量の急減によるボイドの増加で、原子炉水位は上昇し、</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>約3.1秒で原子炉水位高（レベル8）によるタービントリップが起こる。原子炉圧力は、タービントリップにより上昇するが、原子炉スクラムと逃がし安全弁の安全弁機能の作動により、約8.21MPa[gage]に抑えられる。</p> <p>炉心流量の急激な減少により、MCPRは、事故後約1.0秒で1.07を下回り、燃料集合体の上部から3番目のスペーサ位置まで沸騰遷移が生じる。これに伴い、燃料被覆管から冷却材への熱伝達係数が低くなり燃料被覆管温度が上昇する。しかし、原子炉スクラムによる出力の低下により燃料被覆管の温度上昇は短期間で収まる。</p> <p>第3.2.2-3図(2)に燃料被覆管最高温度を与える位置における温度変化を示すが、本事故時の燃料被覆管最高温度は、約565℃である。</p> <p>燃料棒の破裂は、事故後燃料被覆管の温度が上昇して燃料被覆管の内圧による周方向応力がその温度における引張強さを超えた時点で発生する。</p> <p>本事故における燃料被覆管温度は、約565℃以下である。一方、本原子炉の燃料棒では、事故期間中、外圧が内圧より高目に維持されるので、第3.2.1-8図から明らかなように燃料被覆管の内圧による周方向応力により燃料棒に破裂が生じることはない。</p> <p>また、燃料被覆管の酸化層厚みの増加は、燃料被覆管温度が低いため極めて小さい。</p> <p>解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>3.2.2.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、「1.1.2.3 判断基準」の(1)、(3)である。</p> <p>(1) 「1.1.2.3 判断基準」の(1)に対する適合性について</p> <p>「ECCS性能評価指針」の以下の基準を準用する。</p> <p>a. 燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。</p> <p>b. 燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>「3.2.2.3 事故経過の解析」で示したように、燃料被覆管の温度の最高値は1,200℃以下であり、破裂の発生する燃料棒はなく、燃料被覆管の酸化層厚みの増加量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であるので、炉心冷却能力が失われることはない。したがって、「1.1.2.3 判断基準」の(1)は満足される。</p> <p>(2) 「1.1.2.3 判断基準」の(3)に対する適合性について</p> <p>原子炉圧力は、約8.22MPa[gage]、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、約8.30MPa[gage]まで上昇するにとどまるので、最高使用圧力の1.2倍の圧力を十分下回る。したがって「1.1.2.3 判断基準」</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	の(3)は満足される。		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.3 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>3.3.1 制御棒落下</p> <p>3.3.1.1 原因</p> <p>原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。</p> <p>3.3.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策</p> <p>(1) 事故防止対策</p> <p>制御棒落下の発生を防止するため次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。</p> <p>a. 制御棒と中空ピストンは、制御棒と制御棒駆動機構の結合を回転しない限り分離しない構造（バイオネットカップリング）とし、必要な場合以外に分離することがない設計とする。</p> <p>b. 制御棒及びこれと結合した中空ピストンは、十分な自重により駆動機構のボールナットに着座し、必要な場合以外に駆動機構から分離して制御棒が炉心内にとどまり得ない設計とする。すなわち、制御棒ブレードとチャンネルボックスの間には十分な間隙を設け、かつ、ブレードにはローラを取り付けるので、ブレードとチャンネルボックスは直接接触することなく、その上下動は極めて滑らかであり、この上下動の抵抗に対し、制御棒及び中空ピストンの自重は十分大きい。</p> <p>c. 万一、制御棒及びこれと結合した中空ピストンが駆動機構のボールナットから分離した場合、分離検出機構によりこれを検出し、かつ制御棒の引き抜きを阻止する設計とする。また、制御棒落下が生じても、ラッチ機構により、落下距離は210mm以内に抑えられる設計とする。</p> <p>d. 全引抜位置から更に制御棒の引抜操作を行い、中空ピストンが引き抜けないことを確かめることにより、制御棒と中空ピストンが分離していないことを確認する。</p> <p>e. 制御棒引抜シーケンスは運転手順で定め、制御棒をこの運転手順に従って引き抜く。</p> <p>(2) 事故拡大防止対策</p> <p>上記の事故防止対策にもかかわらず、万一、制御棒落下が発生した場合には、以下の対策により事故の拡大防止を図る。</p> <p>a. 中空ピストンのダッシュポット効果によって、たとえ制御棒及びこれと結合した中空ピストンが駆動機構から分離したとしてもその落下速度が0.7m/sを超えることがない設計とする。</p> <p>b. 制御棒価値ミニマイザを設け、制御棒引抜シーケンスを監視し、異常な引き抜きを阻止する。</p> <p>制御棒価値ミニマイザに記憶される制御棒引抜シーケンス監視プロ</p>	<p>(ii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>a. 制御棒落下</p> <p>原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる事象を想定する。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>グラムの設計基準は、臨界近接時に制御棒 1 本が万一落下した場合でも、その落下制御棒の最大価値を約0.010Δk以下とする。</p> <p>c. 主蒸気管放射能高の信号で主蒸気隔離弁を自動閉止し、発電所外への核分裂生成物の放出を最小限にする。</p> <p>d. 中性子束高、主蒸気管放射能高等の信号により原子炉をスクラムさせる。</p> <p>なお、実際には、起動停止用蒸気式空気抽出器を作動させることにより復水器の真空を保持することができるので、「3.4.5.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価」で述べるような復水器からタービン建物への放射性物質の漏えいが起こることはなく、核分裂生成物は、気体廃棄物処理系（以下「オフガス系」という。）に導かれるので大気中への放出量は無視できるほど小さくなる。</p> <p>3.3.1.3 事故経過の解析<sup>(12)(13)</sup></p> <p>制御棒と中空ピストンは、通常の使用状態では分離することはない、自重によりボールナットに着座している。万一、制御棒が固着した場合、中空ピストンとボールナットが分離する。したがって、制御棒落下事象では制御棒及びこれと結合した中空ピストンで一体となった落下を想定する。</p> <p>3.3.1.3.1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>a. 初期条件</p> <p>解析は第1サイクル及び平衡サイクルについて、次の4種類の原子炉初期状態に対して行う。</p> <p>(a) サイクル初期 低温時（20℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>(b) サイクル初期 高温待機時（287℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>(c) サイクル末期 低温時（20℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>(d) サイクル末期 高温待機時（287℃ 0%ボイド）臨界状態</p>	<p>(a) 初期条件</p> <p>解析は、9×9燃料（A型）を装荷した炉心については第1サイクル及び平衡サイクル、<u>9×9燃料（B型）を装荷した炉心については平衡サイクル</u>における次の4種類の原子炉初期状態に対して行う。</p> <p>サイクル初期 低温時（20℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>サイクル初期 高温待機時（287℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>サイクル末期 低温時（20℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>サイクル末期 高温待機時（287℃ 0%ボイド）臨界状態</p>	
<p>添付書類十 再掲： P10-3-38</p>	<p>3.3.1.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>a. 初期条件</p> <p>解析は平衡サイクルについて、次の4種類の原子炉初期状態に対して行う。</p> <p>(a) サイクル初期 低温時（20℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>(b) サイクル初期 高温待機時（287℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>(c) サイクル末期 低温時（20℃ 0%ボイド）臨界状態</p> <p>(d) サイクル末期 高温待機時（287℃ 0%ボイド）臨界状態</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>サイクル初期及び末期とも、低温状態では、出力は定格の<math>10^{-8}</math>、燃料ペレット温度<math>20^{\circ}\text{C}</math>で燃料エンタルピの初期値は<math>8\text{kJ/kgUO}_2</math>であり、高温待機状態では、出力は定格の<math>10^{-6}</math>、燃料ペレット温度<math>287^{\circ}\text{C}</math>で燃料エンタルピの初期値は<math>75\text{kJ/kgUO}_2</math>である。また、原子炉圧力上昇解析における原子炉圧力の初期値は<math>7.17\text{MPa}[\text{gage}]</math>である。</p> <p>なお、これら初期状態は、制御棒価値、落下速度、スクラム速度等の解析条件のもと、取替炉心も含め保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</p> <p><b>b. 炉心流量</b></p> <p>原子炉起動時には、通常、制御棒引き抜き開始に先立ち、冷却材を循環させ、定格の約30%～約40%の炉心流量を得るが、保守的に定格の20%の炉心流量があるものとする。</p> <p><b>c. 落下制御棒価値及び落下速度</b></p> <p>落下制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザの設計基準である<math>0.010\Delta k</math>に余裕をとり<math>0.013\Delta k</math>とし、落下速度は、中空ピストンのダッシュポット効果によって制限される<math>0.7\text{m/s}</math>とする。落下制御棒の反応度曲線を第3.3.1-1図(1)、(2)に示す。これらの反応度曲線は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって取替炉心も含め、保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</p>	<p>サイクル初期及び末期とも、低温状態では、出力は定格の<math>10^{-8}</math>、燃料ペレット温度<math>20^{\circ}\text{C}</math>で燃料エンタルピの初期値は<math>8\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2</math>であり、高温待機状態では、出力は定格の<math>10^{-6}</math>、燃料ペレット温度<math>287^{\circ}\text{C}</math>で燃料エンタルピの初期値は<math>75\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2</math>である。また、原子炉圧力上昇解析における原子炉圧力の初期値は<math>7.17\text{MPa}[\text{gage}]</math>である。</p> <p>なお、これら初期状態は、制御棒価値、落下速度、スクラム速度等の解析条件のもと、取替炉心も含め保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</p> <p><b>(b) 炉心入口流量</b></p> <p>原子炉起動時には、通常、制御棒引き抜き開始に先立ち、冷却材を循環させ、定格の約30%～約40%の炉心流量を得るが、保守的に定格の20%の炉心流量があるものとする。</p> <p><b>(c) 落下制御棒価値及び落下速度</b></p> <p>落下制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザの設計基準である<math>0.010\Delta k</math>に余裕をとり<math>0.013\Delta k</math>とし、落下速度は、中空ピストンのダッシュポット効果によって制限される<math>0.7\text{m/s}</math>とする。落下制御棒の反応度曲線(※)は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって取替炉心も含め、保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</p>	<p>体裁の適正化 (1文字分右にシフト)</p> <p>記載の適正化</p> <p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p>
<p>添付書類十 再掲： P10-3-38, 39</p>	<p>3.3.1.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p><b>c. 落下制御棒価値及び落下速度</b></p> <p>落下制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザの設計基準である<math>0.010\Delta k</math>に余裕をとり<math>0.013\Delta k</math>とし、落下速度は、中空ピストンのダッシュポット効果によって制限される<math>0.7\text{m/s}</math>とする。落下制御棒の反応度曲線を第3.3.1-1図(3)に示す。これらの反応度曲線は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</p>		
	<p><b>d. スクラム条件</b></p> <p>原子炉のスクラムは、最大反応度価値を有する制御棒（同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）が全引抜位置に固着して挿入されないものとする。</p> <p>中性子束高スクラムは、定格出力の120%で作動するものとし、その作動遅れは0.09秒とする。スクラム反応度曲線を第3.3.1-2図(1)、(2)に示す。これらの反応度曲線は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって取替炉心も含め、保守的な解析結果を与えるように設定され</p>	<p><b>(d) スクラム条件</b></p> <p>原子炉のスクラムは、最大反応度価値を有する制御棒（同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）が全引抜位置に固着して挿入されないものとする。</p> <p>中性子束高スクラムは、定格出力の120%で作動するものとし、その作動遅れは0.09秒とする。スクラム曲線(※)は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって取替炉心も含め、保守的な解析結果を与えるように設定されたものである。</p>	<p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	たものである。		
添付書類十 再掲： P10-3-39	<p>3.3.1.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>d. スクラム条件</p> <p>原子炉のスクラムは、最大反応度値を有する制御棒（同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）が全引抜位置に固着して挿入されないものとする。</p> <p>中性子束高スクラムは、定格出力の120%で作動するものとし、その作動遅れは0.09秒とする。スクラム反応度曲線を第3.3.1-2図(3)に示す。これらの反応度曲線は、制御棒値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものである。</p>		
	<p>e. <u>安全保護系（原子炉周期短スクラム（起動領域モニタ））は、保守的に作動しないものとする。さらに、原子炉停止機能の観点から安全保護系（中性子束高スクラム（平均出力領域モニタ））に単一故障を仮定する。</u></p> <p>f. <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、添付書類八の第4.1-2表に示した圧力より0.15MPa高い値を使用する。</u></p> <p>g. <u>ドップラ係数</u></p> <p>事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドップラ効果のみで抑えられるとし、減速材の温度及びボイドの効果は考慮しない。減速材の温度及びボイドの効果を検討すると、事故の解析結果は緩やかになる。解析に使用したドップラ係数は、添付書類八の第3.4.1-3図(1)、(2)に示したものと同一である。</p>	<p>(e) 安全保護系（原子炉周期短スクラム（起動領域モニタ））は、保守的に作動しないものとする。さらに、原子炉停止機能の観点から安全保護系（中性子束高スクラム（平均出力領域モニタ））に単一故障を仮定する。</p> <p>(f) 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、<u>実際の安全弁機能設定点より0.15MPa高い値を使用する。</u></p> <p>(g) <u>ドップラ係数（※）</u></p> <p>事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドップラ効果のみで抑えられるとし、減速材の温度及びボイドの効果は考慮しない。減速材の温度及びボイドの効果を検討すると、事故の解析結果は緩やかになる。解析に使用したドップラ係数は、<u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について、9×9燃料（A型）のみを装荷した第1サイクルの値及び9×9燃料（A型）のみを装荷した平衡サイクルの値、9×9燃料（B型）を装荷した炉心について、9×9燃料（B型）のみを装荷した平衡サイクルの値を用いる。</u></p>	代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加
添付書類十 再掲： P10-3-39	<p>3.3.1.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>g. ドップラ係数</p> <p>事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドップラ効果のみで抑えられるとし、減速材の温度及びボイドの効果は考慮しない。減速材の温度及びボイドの効果を検討すると、事故の解析結果は緩やかになる。解析に使用したドップラ係数は、添付書類八の第3.4.1-3図(3)に示したものと同一である。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																																		
	<p><u>h.</u> ペレット-燃料被覆管ギャップ熱伝達係数 ギャップ熱伝達係数は、Ross &amp; Stouteの関係式により計算する。</p> <p>なお、燃料被覆管がその降伏応力に達したときは、その時点で、固体接触熱伝達係数は一定として取り扱う。</p> <p><u>i.</u> 燃料被覆管-冷却材熱伝達係数 燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す関係式を使用する。</p> <p>(a) 単相強制対流 Dittus-Boelterの式 (b) 核沸騰状態 Jens-Lottesの式 (c) 膜沸騰状態 高温待機時 Dougall-Rohsenow の式 低温時 NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式<sup>(14)</sup></p> <p>なお、解析では、一度膜沸騰に達すると最後まで膜沸騰が持続すると仮定する。</p> <p><u>j.</u> 限界熱条件の判定 燃料被覆管から冷却材への熱伝達が核沸騰から膜沸騰に移行する時点の判定は、以下による。</p> <p>(a) 高温待機時 沸騰遷移相関式でMCPRが1.07 (b) 低温時 Rohsenow-Griffithの式及びKutateladzeの式<sup>(15)</sup></p> <p><u>k.</u> 局所出力ピーキング係数 解析に使用する局所出力ピーキング係数は、それぞれの状態に応じて次に示す値とする。</p> <p>(a) 第1サイクル</p> <table border="1" data-bbox="549 1438 1216 1638"> <thead> <tr> <th></th> <th>サイクル初期</th> <th>サイクル末期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低温時</td> <td>1.49</td> <td>1.21</td> </tr> <tr> <td>高温待機時</td> <td>1.41</td> <td>1.25</td> </tr> </tbody> </table> <p>(b) 平衡サイクル</p> <table border="1" data-bbox="549 1743 1216 1942"> <thead> <tr> <th></th> <th>サイクル初期</th> <th>サイクル末期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低温時</td> <td>1.49</td> <td>1.30</td> </tr> <tr> <td>高温待機時</td> <td>1.44</td> <td>1.24</td> </tr> </tbody> </table>		サイクル初期	サイクル末期	低温時	1.49	1.21	高温待機時	1.41	1.25		サイクル初期	サイクル末期	低温時	1.49	1.30	高温待機時	1.44	1.24	<p><u>(h)</u> ペレット-燃料被覆管ギャップ熱伝達係数 ギャップ熱伝達係数は、Ross &amp; Stouteの関係式により計算する。</p> <p>なお、燃料被覆管がその降伏応力に達したときは、その時点で、固体接触熱伝達係数は一定として取り扱う。</p> <p><u>(i)</u> 燃料被覆管-冷却材熱伝達係数 燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す関係式を使用する。</p> <p>単相強制対流 Dittus-Boelterの式 核沸騰状態 Jens-Lottesの式 膜沸騰状態 高温待機時 Dougall-Rohsenowの式 低温時 NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</p> <p>なお、解析では、一度膜沸騰に達すると最後まで膜沸騰が持続すると仮定する。</p> <p><u>(j)</u> 限界熱条件の判定 燃料被覆管から冷却材への熱伝達が核沸騰から膜沸騰に移行する時点の判定は、以下による。</p> <p>高温待機時 沸騰遷移相関式でMCPRが1.07 低温時 Rohsenow-Griffithの式及びKutateladzeの式</p> <p><u>(k)</u> 局所出力ピーキング係数 (※) 解析に使用する局所出力ピーキング係数は、それぞれの状態に応じて次に示す値とする。</p> <p><u>9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</u></p> <p>第1サイクル</p> <table data-bbox="1662 1407 2211 1575"> <tbody> <tr> <td>低温時（サイクル初期）</td> <td>1.49</td> </tr> <tr> <td>低温時（サイクル末期）</td> <td>1.21</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル初期）</td> <td>1.41</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル末期）</td> <td>1.25</td> </tr> </tbody> </table> <p>平衡サイクル</p> <table data-bbox="1662 1711 2211 1879"> <tbody> <tr> <td>低温時（サイクル初期）</td> <td>1.49</td> </tr> <tr> <td>低温時（サイクル末期）</td> <td>1.30</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル初期）</td> <td>1.44</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル末期）</td> <td>1.24</td> </tr> </tbody> </table>	低温時（サイクル初期）	1.49	低温時（サイクル末期）	1.21	高温待機時（サイクル初期）	1.41	高温待機時（サイクル末期）	1.25	低温時（サイクル初期）	1.49	低温時（サイクル末期）	1.30	高温待機時（サイクル初期）	1.44	高温待機時（サイクル末期）	1.24	<p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p>
	サイクル初期	サイクル末期																																			
低温時	1.49	1.21																																			
高温待機時	1.41	1.25																																			
	サイクル初期	サイクル末期																																			
低温時	1.49	1.30																																			
高温待機時	1.44	1.24																																			
低温時（サイクル初期）	1.49																																				
低温時（サイクル末期）	1.21																																				
高温待機時（サイクル初期）	1.41																																				
高温待機時（サイクル末期）	1.25																																				
低温時（サイクル初期）	1.49																																				
低温時（サイクル末期）	1.30																																				
高温待機時（サイクル初期）	1.44																																				
高温待機時（サイクル末期）	1.24																																				

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																	
添付書類十 再掲： P10-3-40	<p>3.3.1.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>k. 局所出力ピーキング係数</p> <p>(a) 平衡サイクル</p> <table border="1" data-bbox="549 426 1219 627"> <thead> <tr> <th></th> <th>サイクル初期</th> <th>サイクル末期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低 温 時</td> <td>1.35</td> <td>1.21</td> </tr> <tr> <td>高温待機時</td> <td>1.28</td> <td>1.18</td> </tr> </tbody> </table>		サイクル初期	サイクル末期	低 温 時	1.35	1.21	高温待機時	1.28	1.18	<p>9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>平衡サイクル</p> <table data-bbox="1685 417 2199 585"> <tbody> <tr> <td>低温時（サイクル初期）</td> <td>1.35</td> </tr> <tr> <td>低温時（サイクル末期）</td> <td>1.21</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル初期）</td> <td>1.28</td> </tr> <tr> <td>高温待機時（サイクル末期）</td> <td>1.18</td> </tr> </tbody> </table>	低温時（サイクル初期）	1.35	低温時（サイクル末期）	1.21	高温待機時（サイクル初期）	1.28	高温待機時（サイクル末期）	1.18	
	サイクル初期	サイクル末期																		
低 温 時	1.35	1.21																		
高温待機時	1.28	1.18																		
低温時（サイクル初期）	1.35																			
低温時（サイクル末期）	1.21																			
高温待機時（サイクル初期）	1.28																			
高温待機時（サイクル末期）	1.18																			
	<p>1. 燃料被覆管は次の条件で破損するものとする<sup>(16)</sup>。</p> <p>(a) 燃料棒挙動解析に当たっては、燃料エンタルピの最大値が、「反応度投入事象評価指針」に示された燃料エンタルピを超える燃料被覆管は破損したものとし、ここでは、ペレット燃焼度40,000MWd/t未満の破損しきい値として燃料エンタルピ385kJ/kgUO<sub>2</sub> (92cal/gUO<sub>2</sub>)、ペレット燃焼度40,000MWd/t以上の破損しきい値として、燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し「反応度投入事象評価指針」が示す燃料の許容設計限界である燃料エンタルピの最低値272kJ/kgUO<sub>2</sub>(65cal/gUO<sub>2</sub>)を用いる。</p> <p>(b) ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、以下に示す「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）に示された、ペレット－燃料被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI破損」という。）を生じるしきい値（以下「PCMI破損しきい値」という。）のめやすを超える燃料被覆管は、破損したものとす。</p> <p>i ペレット燃焼度 25,000MWd/t 未満 460kJ/kgUO<sub>2</sub>(110cal/gUO<sub>2</sub>)</p> <p>ii ペレット燃焼度 25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満 355kJ/kgUO<sub>2</sub>(85cal/gUO<sub>2</sub>)</p> <p>iii ペレット燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満 209kJ/kgUO<sub>2</sub>(50cal/gUO<sub>2</sub>)</p> <p>iv ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで 167kJ/kgUO<sub>2</sub>(40cal/gUO<sub>2</sub>)</p>	<p>(1) 燃料棒挙動解析に当たっては、燃料エンタルピの最大値が、「反応度投入事象評価指針」に示された燃料エンタルピを超える燃料被覆管は破損したものとし、ここでは、ペレット燃焼度40,000MWd/t未満の破損しきい値として燃料エンタルピ385kJ/kg・UO<sub>2</sub>、ペレット燃焼度40,000MWd/t以上の破損しきい値として、燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し「反応度投入事象評価指針」が示す燃料の許容設計限界である燃料エンタルピの最低値272kJ/kg・UO<sub>2</sub>を用いる。</p> <p>(m) ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、以下に示す「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）に示された、ペレット－燃料被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI破損」という。）を生じるしきい値のめやすを超える燃料被覆管は、破損したものとす。</p> <p>ペレット燃焼度25,000MWd/t未満 460kJ/kg・UO<sub>2</sub></p> <p>ペレット燃焼度25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満 355kJ/kg・UO<sub>2</sub></p> <p>ペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満 209kJ/kg・UO<sub>2</sub></p> <p>ペレット燃焼度65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度まで 167kJ/kg・UO<sub>2</sub></p>	<p>記載の適正化</p>																	



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(2) 解析方法</p> <p>制御棒落下の解析は、大きく分けて次の 2 段階の解析となる。すなわち、第 1 段階は、炉心の反応度変化と出力及び出力分布の変化を計算する炉心動特性解析であり、第 2 段階では、出力変化を入力として原子炉圧力上昇解析及び最大出力燃料集合体の挙動解析を行う。</p> <p>炉心動特性は反応度投入事象解析コード A P E X、燃料挙動解析は単チャンネル熱水力解析コード S C A T によって行う。</p> <p>a. 炉心動特性解析<sup>(17)(18)(19)</sup></p> <p>炉心動特性解析方法は、次のような前提をおく。</p> <p>(a) 核的動特性解析において、出力の時間的变化は炉心一点近似とする。</p> <p>(b) 核的動特性解析において、熱的現象は断熱とする。</p> <p>(c) 出力の空間分布は、炉心を二次元 (R-Z) 体系でノード区分し、拡散方程式で解く。</p> <p>(d) 炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例する。</p> <p>(e) 炉心平均エンタルピがある程度上昇する間 (エンタルピステップ) は、出力分布は一定とする。</p> <p>(f) 炉心内のエンタルピの最大値は、エンタルピ分布のピーク値に局所出力ピーキング係数をかけて求める。</p> <p>b. 原子炉圧力上昇解析</p> <p>原子炉圧力上昇解析は、炉心動特性解析で求めた炉心出力時間変化から蒸気発生量の計算を行い、原子炉圧力の上昇割合を求める。原子炉圧力上昇は、次のような解析モデルで計算を行う。</p> <p>(a) 燃料から冷却材への熱伝達モードは、核沸騰モードが継続するものと仮定し、蒸気発生量を保守的に評価する。</p> <p>(b) 冷却材に伝達された熱量は、蒸発潜熱と飽和圧力の上昇による飽和水及び飽和蒸気の温度上昇に消費する熱量に等しいとする。</p> <p>(c) 炉心は高温待機状態にあり、主蒸気隔離弁は閉じているものと仮定し、圧力上昇を保守的に評価する。</p> <p>c. 燃料挙動解析</p> <p>燃料挙動解析では、炉心動特性解析で求めた燃料集合体出力の時間変化を入力として、最大出力燃料棒の除熱計算を行い、燃料エンタルピの時間変化を求める。</p> <p>使用する計算コードは、「運転時の異常な過渡変化」の解析、L O C A 解析等で用いられている計算コード (S C A T) であり、これは冷却材の流動を考慮した単チャンネル熱水力解析モデルに基づくものである。</p> <p>なお、制御棒落下の解析では、次の項に関して変更を行っている。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																			
	<p>(a) ペレット内温度計算メッシュ点数は20点とし、ペレット径を内側から5:3:2に3分割し、内側領域に4点、中間領域に5点、外側領域に11点を取り、外側領域に重点をおいて解析する。</p> <p>(b) 熱伝達係数 前項で述べたギャップ熱伝達係数関係式及び低温時の膜沸騰熱伝達係数関係式を追加する。</p> <p>(c) ジルコニウム-水反応 燃料被覆管の高温化に伴う被覆材と冷却材との反応による発熱が燃料被覆管の最外周領域に起こるものとする。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>a. 以上の前提を基にした制御棒落下の解析結果のうち、燃料エンタルピが最大になる第1サイクル初期、低温時の燃料エンタルピの時間変化を第3.3.1-3図(1)に示す。</p> <p>急激な出力上昇は、ドップラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに、制御棒落下開始から約3.1秒後に平均出力領域モニタの中性子束高信号が発生して、原子炉はスクラムする。燃料エンタルピは、約5.1秒後に約746kJ/kgUO<sub>2</sub>で最大となり、その後除熱により低下する。</p> <p>サイクルを通して結果が厳しくなる第1サイクルにおける制御棒落下の解析結果を以下の表にまとめる。なお、平衡サイクルでは燃焼が進んでいるため、ドップラ係数の絶対値は大きくなり、解析結果は緩やかになる傾向となる。</p> <table border="1" data-bbox="451 1207 1424 1558"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">サイクル初期</th> <th colspan="2">サイクル末期</th> </tr> <tr> <th>低温時</th> <th>高温時 待機時</th> <th>低温時</th> <th>高温時 待機時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料エンタルピの最大値 (kJ/kgUO<sub>2</sub>)</td> <td>約 746</td> <td>約 614</td> <td>約 671</td> <td>約 506</td> </tr> <tr> <td>ピーク出力部燃料 エンタルピ (kJ/kgUO<sub>2</sub>)</td> <td>約 477</td> <td>約 420</td> <td>約 423</td> <td>約 392</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 燃料エンタルピの最大値は、いずれの場合も「反応度投入事象評価指針」に示される963kJ/kgUO<sub>2</sub>(230cal/gUO<sub>2</sub>)から燃焼に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピ約105kJ/kgUO<sub>2</sub>及びガドリニア添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピ約21kJ/kgUO<sub>2</sub>を差し引いた837kJ/kgUO<sub>2</sub>を下回っている。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、保守的に見積もっても、約8.54MPa[gage]である。</p>		サイクル初期		サイクル末期		低温時	高温時 待機時	低温時	高温時 待機時	燃料エンタルピの最大値 (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	約 746	約 614	約 671	約 506	ピーク出力部燃料 エンタルピ (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	約 477	約 420	約 423	約 392	<p>比較表 P.122参照</p>	
	サイクル初期		サイクル末期																			
	低温時	高温時 待機時	低温時	高温時 待機時																		
燃料エンタルピの最大値 (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	約 746	約 614	約 671	約 506																		
ピーク出力部燃料 エンタルピ (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	約 477	約 420	約 423	約 392																		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考														
	<p>c. 浸水燃料の影響によっても、本原子炉と同一の炉心規模のプラントの原子炉停止能力及び圧力容器の健全性が確保されることを、「反応度投入事象評価指針」添付 2 と同一の方法を用いて評価している<sup>(1)(2)</sup>。本原子炉は、ピーク出力部燃料エンタルピ、原子炉停止余裕及び落下制御棒値がこの評価における前提条件に包絡されているため、浸水燃料の影響によって、原子炉停止能力及び圧力容器の健全性が損なわれることはない。</p> <p>さらに、PCMI 破損に伴う機械的エネルギーの影響については、炉心規模、ピーク出力部燃料エンタルピ、原子炉停止余裕及び落下制御棒値が「反応度投入事象取扱報告書」添付 4 に示される PCMI 破損時の機械的エネルギーの影響評価の適用除外条件を満たしていることから、同報告書添付 4 の影響評価に包含される。</p> <p>d. 原子炉は、スクラム後、主蒸気管放射能高で主蒸気隔離弁が自動閉止するので、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>e. (1)及び(2)の前提を基にした解析結果のうち、破損燃料棒の割合は、燃焼の進んだ燃料棒本数が増加する平衡サイクルの方が多くなる傾向となる。以下に平衡サイクルにおける解析結果を示す。</p> <table border="1" data-bbox="480 1073 1427 1283"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">サイクル初期</th> <th colspan="2">サイクル末期</th> </tr> <tr> <th>低温時</th> <th>高温待機時</th> <th>低温時</th> <th>高温待機時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>破損燃料棒割合(%)</td> <td>約 0.5</td> <td>約 1.3</td> <td>約 0.7</td> <td>約 1.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合は最大で約1.3%である。平衡サイクル初期、高温待機時の燃料エンタルピヒストグラムを第 3.3.1-4図(1)に示す。</p> <p>なお、上記破損燃料棒割合は、「(1) 解析条件1.」の(a)に示される破損しきい値による評価結果であり、(b)に示される PCMI 破損しきい値のめやすによる評価結果は、上記破損燃料棒割合に包含されている。</p> <p>3.3.1.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>a. 初期条件</p> <p>解析は平衡サイクルについて、次の4種類の原子炉初期状態に対して行う。</p>		サイクル初期		サイクル末期		低温時	高温待機時	低温時	高温待機時	破損燃料棒割合(%)	約 0.5	約 1.3	約 0.7	約 1.2	<p>比較表 P. 78参照</p>	
	サイクル初期		サイクル末期														
	低温時	高温待機時	低温時	高温待機時													
破損燃料棒割合(%)	約 0.5	約 1.3	約 0.7	約 1.2													

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(a) サイクル初期 低温時 (20℃ 0%ボイド) 臨界状態  (b) サイクル初期 高温待機時 (287℃ 0%ボイド) 臨界状態  (c) サイクル末期 低温時 (20℃ 0%ボイド) 臨界状態  (d) サイクル末期 高温待機時 (287℃ 0%ボイド) 臨界状態</p> <p>サイクル初期及び末期とも、低温状態では、出力は定格の<math>10^{-8}</math>、燃料ペレット温度20℃で燃料エンタルピの初期値は8 kJ/kgU O<sub>2</sub>であり、高温待機状態では、出力は定格の<math>10^{-6}</math>、燃料ペレット温度287℃で燃料エンタルピの初期値は75kJ/kgU O<sub>2</sub>である。また、原子炉圧力上昇解析における原子炉圧力の初期値は7.17MPa[gage]である。</p> <p>なお、これら初期状態は、制御棒価値、落下速度、スクラム速度等の解析条件のもと、保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</p> <p>b. 炉心流量  原子炉起動時には、通常、制御棒引き抜き開始に先立ち、冷却材を循環させ、定格の約30%～約40%の炉心流量を得るが、保守的に定格の20%の炉心流量があるものとする。</p> <p>c. 落下制御棒価値及び落下速度  落下制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザの設計基準である0.010 Δkに余裕をとり0.013 Δkとし、落下速度は、中空ピストンのダッシュポット効果によって制限される0.7m/sとする。落下制御棒の反応度曲線を第3.3.1-1図(3)に示す。これらの反応度曲線は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるよう設定されたものである。</p> <p>d. スクラム条件  原子炉のスクラムは、最大反応度価値を有する制御棒（同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本）が全引抜位置に固着して挿入されないものとする。</p> <p>中性子束高スクラムは、定格出力の120%で作動するものとし、その作動遅れは0.09秒とする。スクラム反応度曲線を第3.3.1-2図(3)に示す。これらの反応度曲線は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものである。</p> <p>e. 安全保護系（原子炉周期短スクラム（起動領域モニタ））は、保守的に作動しないものとする。さらに、原子炉停止機能の観点から安全保護系（中性子束高スクラム（平均出力領域モニタ））に単一故障を仮定する。</p> <p>f. 逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。安全弁の吹出し圧力は、設定誤差等を考慮して、添付書類八の第4.1-2表に示した圧力より0.15MPa高い値を使用する。</p>	<p>比較表 P. 78参照</p> <p>比較表 P. 79 参照</p> <p>比較表 P. 80 参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考									
	<p>g. ドップラ係数 事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドップラ効果のみで抑えられるとし、減速材の温度及びボイドの効果は考慮しない。減速材の温度及びボイドの効果を検討すると、事故の解析結果は緩やかになる。解析に使用したドップラ係数は、添付書類八の第3.4.1-3図(3)に示したものと同一である。</p> <p>h. ペレット-燃料被覆管ギャップ熱伝達係数 ギャップ熱伝達係数は、Ross &amp; Stouteの関係式により計算する。 なお、燃料被覆管がその降伏応力に達したときは、その時点で、固体接触熱伝達係数は一定として取り扱う。</p> <p>i. 燃料被覆管-冷却材熱伝達係数 燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す関係式を使用する。 (a) 単相強制対流 Dittus-Boelterの式 (b) 核沸騰状態 Jens-Lottesの式 (c) 膜沸騰状態 高温待機時 Dougall-Rohsenowの式 低温時 NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式<sup>(14)</sup> なお、解析では、一度膜沸騰に達すると最後まで膜沸騰が持続すると仮定する。</p> <p>j. 限界熱条件の判定 燃料被覆管から冷却材への熱伝達が核沸騰から膜沸騰に移行する時点の判定は、以下による。 (a) 高温待機時 沸騰遷移相関式でMCPRが1.07 (b) 低温時 Rohsenow-Griffithの式及びKutateladzeの式<sup>(15)</sup></p> <p>k. 局所出力ピーキング係数 解析に使用する局所出力ピーキング係数は、それぞれの状態に応じて次に示す値とする。 (a) 平衡サイクル</p> <table border="1" data-bbox="549 1535 1160 1738"> <thead> <tr> <th></th> <th>サイクル初期</th> <th>サイクル末期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低温時</td> <td>1.35</td> <td>1.21</td> </tr> <tr> <td>高温待機時</td> <td>1.28</td> <td>1.18</td> </tr> </tbody> </table> <p>l. 燃料被覆管は次の条件で破損するものとする<sup>(20)</sup>。 (a) 燃料棒挙動解析に当たっては、燃料エンタルピーの最大値が、「反応度投入事象評価指針」に示された燃料エンタルピーを超える燃料被</p>		サイクル初期	サイクル末期	低温時	1.35	1.21	高温待機時	1.28	1.18	<p>比較表 P. 80参照</p> <p>比較表 P. 82参照</p>	
	サイクル初期	サイクル末期										
低温時	1.35	1.21										
高温待機時	1.28	1.18										

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>覆管は破損したものとし、ここでは、ペレット燃焼度40,000MWd/t未満の破損しきい値として燃料エンタルピ385kJ/kgUO<sub>2</sub> (92cal/gUO<sub>2</sub>), ペレット燃焼度40,000MWd/t以上の破損しきい値として、燃焼に伴い燃料棒内圧が上昇することも加味し「反応度投入事象評価指針」が示す燃料の許容設計限界である燃料エンタルピの最低値272kJ/kgUO<sub>2</sub> (65cal/gUO<sub>2</sub>)を用いる。</p> <p>(b) ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、以下に示す「反応度投入事象取扱報告書」に示された、PCM I 破損しきい値のめやすを超える燃料被覆管は、破損したものとする。</p> <p>i ペレット燃焼度 25,000MWd/t 未満 460kJ/kgUO<sub>2</sub> (110cal/gUO<sub>2</sub>)</p> <p>ii ペレット燃焼度 25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満 355kJ/kgUO<sub>2</sub> (85cal/gUO<sub>2</sub>)</p> <p>iii ペレット燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満 209kJ/kgUO<sub>2</sub><sup>2</sup> (50cal/gUO<sub>2</sub>)</p> <p>iv ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで 167kJ/kgUO<sub>2</sub> (40cal/gUO<sub>2</sub>)</p> <p>(2) 解析方法</p> <p>制御棒落下の解析は、大きく分けて次の2段階の解析となる。すなわち、第1段階は、炉心の反応度変化と出力及び出力分布の変化を計算する炉心動特性解析であり、第2段階では、出力変化を入力として原子炉圧力上昇解析及び燃料集合体の挙動解析を行う。</p> <p>炉心動特性及び燃料挙動解析はEUREKA-Nによって行う。</p> <p>a. 炉心動特性解析<sup>(13)</sup></p> <p>炉心動特性解析方法は、次のような前提をおく。</p> <p>(a) 核的動特性解析において、出力の時間的变化は炉心一点近似とする。</p> <p>(b) 核的動特性解析において、熱的現象は断熱とする。</p> <p>(c) 出力の空間分布は、三次元拡散方程式で解く。</p> <p>(d) 炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例する。</p> <p>(e) 炉心最大エンタルピがある程度上昇する間（エンタルピステップ）は、出力分布は一定とする。</p> <p>(f) 炉心内のエンタルピの最大値は、エンタルピ分布のピーク値に局所出力ピーキング係数をかけて求める。</p> <p>b. 原子炉圧力上昇解析</p> <p>原子炉圧力上昇解析は、炉心動特性解析で求めた炉心出力時間変化から蒸気発生量の計算を行い、原子炉圧力の上昇割合を求める。原子炉圧力上昇は、次のような解析モデルで計算を行う。</p> <p>(a) 燃料から冷却材への熱伝達モードは、核沸騰モードが継続するも</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>のと仮定し、蒸気発生量を保守的に評価する。</p> <p>(b) 冷却材に伝達された熱量は、蒸発潜熱と飽和圧力の上昇による飽和水及び飽和蒸気の温度上昇に消費する熱量に等しいとする。</p> <p>(c) 炉心は高温待機状態にあり、主蒸気隔離弁は閉じているものと仮定し、圧力上昇を保守的に評価する。</p> <p>c. 燃料挙動解析</p> <p>燃料挙動解析では、炉心を同程度の実出力挙動の複数の燃料集合体より構成される複数の代表チャンネルに分け、各代表チャンネルごとに除熱計算を行い、燃料エンタルピの時間変化を求める。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考																			
	<p>(3) 解析結果</p> <p>a. 以上の前提を基にした制御棒落下の解析結果のうち、燃料エンタルピが最大になる平衡サイクル末期、高温待機時の燃料エンタルピの時間変化を第3.3.1-3図(2)に示す。</p> <p>急激な出力上昇は、ドップラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに、制御棒落下開始から約1.3秒後に平均出力領域モニタの中性子束高信号が発生して、原子炉はスクラムする。燃料エンタルピは、約3.0秒後に約629kJ/kgUO<sub>2</sub>で最大となり、その後除熱により低下する。</p> <p>その他の原子炉初期状態を含めた制御棒落下の解析結果を以下の表にまとめる。</p> <table border="1" data-bbox="451 758 1427 1108"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">サイクル初期</th> <th colspan="2">サイクル末期</th> </tr> <tr> <th>低温時</th> <th>高温待機時</th> <th>低温時</th> <th>高温待機時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料エンタルピの最大値 (kJ/kgUO<sub>2</sub>)</td> <td>約 478</td> <td>約 597</td> <td>約 470</td> <td>約 629</td> </tr> <tr> <td>ピーク出力部燃料エンタルピ (kJ/kgUO<sub>2</sub>)</td> <td>約 284</td> <td>約 385</td> <td>約 305</td> <td>約 402</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 燃料エンタルピの最大値は、いずれの場合も「反応度投入事象評価指針」に示される963kJ/kgUO<sub>2</sub> (230cal/gUO<sub>2</sub>)から燃焼に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピ約105kJ/kgUO<sub>2</sub>及びガドリニア添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピ約21kJ/kgUO<sub>2</sub>を差し引いた837kJ/kgUO<sub>2</sub>を下回っている。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、保守的に見積もっても、約8.47MPa [gage]である。</p> <p>c. 浸水燃料の影響によっても、本原子炉と同一の炉心規模のプラントの原子炉停止能力及び圧力容器の健全性が確保されることを、「反応度投入事象評価指針」添付2と同一の方法を用いて評価している<sup>(12)</sup>。本原子炉は、ピーク出力部燃料エンタルピ、原子炉停止余裕及び落下制御棒値がこの評価における前提条件に包絡されているため、浸水燃料の影響によって、原子炉停止能力及び圧力容器の健全性が損なわれることはない。</p> <p>さらに、PCMI破損に伴う機械的エネルギーの影響については、炉心規模、ピーク出力部燃料エンタルピ、原子炉停止余裕及び落下制御棒値が「反応度投入事象取扱報告書」添付4に示されるPCMI破損時の機械的エネルギーの影響評価の適用除外条件を満たしていることから、同報告書添付4の影響評価に包含される。</p>		サイクル初期		サイクル末期		低温時	高温待機時	低温時	高温待機時	燃料エンタルピの最大値 (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	約 478	約 597	約 470	約 629	ピーク出力部燃料エンタルピ (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	約 284	約 385	約 305	約 402		
	サイクル初期		サイクル末期																			
	低温時	高温待機時	低温時	高温待機時																		
燃料エンタルピの最大値 (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	約 478	約 597	約 470	約 629																		
ピーク出力部燃料エンタルピ (kJ/kgUO <sub>2</sub> )	約 284	約 385	約 305	約 402																		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考														
	<p>d. 原子炉は、スクラム後、主蒸気管放射能高で主蒸気隔離弁が自動閉止するので、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。</p> <p>e. (1)及び(2)の前提を基にした解析結果のうち、破損燃料棒の割合の解析結果を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="451 457 1424 667"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">サイクル初期</th> <th colspan="2">サイクル末期</th> </tr> <tr> <th>低温時</th> <th>高温待機時</th> <th>低温時</th> <th>高温待機時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>破損燃料棒割合 (%)</td> <td>約 0.3</td> <td>約 1.3</td> <td>約 0.3</td> <td>約 1.7</td> </tr> </tbody> </table> <p>炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合は最大で約1.7%である。平衡サイクル末期、高温待機時の燃料エンタルピヒストグラムを第3.3.1-4図(2)に示す。</p> <p>なお、上記破損燃料棒割合は、「(1) 解析条件1.」の(a)に示される破損しきい値による評価結果であり、(b)に示されるPCMI破損しきい値のめやすによる評価結果は、上記破損燃料棒割合に包含されている。</p> <p>3.3.1.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、次のとおりである。</p> <p>(1) 「1.1.2.3 判断基準」の(2)の基準を満足すること。</p> <p>(2) 「1.1.2.3 判断基準」の(3)の基準を満足すること。</p> <p>(3) 「反応度投入事象評価指針」に示されている以下の基準を満足すること。</p> <p>a. 浸水燃料の破裂による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性を損なわないこと。</p> <p>なお、燃料エンタルピの制限値の適用に当たっては、燃焼の進行等に伴うペレット融点低下の影響を考慮する。</p> <p>「3.3.1.3 事故経過の解析」で示したように、燃料エンタルピの最大値は約 746kJ/kgUO<sub>2</sub>であり、制限値 963kJ/kgUO<sub>2</sub>(230cal/gUO<sub>2</sub>)から燃焼の進行等に伴うペレット融点低下の影響を考慮した値 837kJ/kgUO<sub>2</sub>を超えていない。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の 1.2 倍の圧力を十分に下回る。</p> <p>さらに、浸水燃料の影響によって、原子炉停止能力及び圧力容器の健全性が損なわれることはない。</p> <p>なお、PCMI破損に伴う機械的エネルギーの影響については、「反応度投入事象取扱報告書」添付4の影響評価に包含される。</p> <p>したがって、上記(1)、(2)及び(3)は満足される。</p>		サイクル初期		サイクル末期		低温時	高温待機時	低温時	高温待機時	破損燃料棒割合 (%)	約 0.3	約 1.3	約 0.3	約 1.7	<p>比較表 P.123 参照</p> <p>比較表 P.123 参照</p>	
	サイクル初期		サイクル末期														
	低温時	高温待機時	低温時	高温待機時													
破損燃料棒割合 (%)	約 0.3	約 1.3	約 0.3	約 1.7													

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.4 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p>3.4.1.1 原因</p> <p>原子炉の通常運転時に、何らかの原因でオフガス系の一部が破損し、ここに貯留されていた放射性希ガス（以下「希ガス」という。）が環境に放出される<u>可能性がある</u>。</p> <p>3.4.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策</p> <p>(1) 事故防止対策</p> <p>オフガス系の破損の発生を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。</p> <p>a. 配管等の設計に当たっては、原子炉寿命中の各種の荷重を十分に考慮した厳しい条件を適用する。</p> <p>b. 材料の選定、加工及び配管等の設計・製作は、諸規格及び基準に適合させるようにし、また、十分な品質管理を行う。</p> <p>c. 系統全体をほぼ大気圧となる設計とする。</p> <p>d. 復水器から抽出した排ガス中の水素ガス、酸素ガスを可燃限界以下にするため蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器（以下これらを「空気抽出器」という。）の駆動蒸気で希釈し、更に気体廃棄物処理系排ガス再結合器で水素と酸素を再結合させる。</p> <p>(2) 事故拡大防止対策</p> <p>上記の事故防止対策にもかかわらず、万一、オフガス系の破損が発生した場合には、以下の対策により事故の拡大防止を図る。</p> <p>a. 気体廃棄物処理設備エリア排気モニタ等により破損を検出し、空気抽出器の隔離等の対策を講じる。</p> <p>b. 主要な機器の前後に遠隔手動の隔離できる弁を設け、中央制御室から操作できるようにする。</p> <p>3.4.1.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(21)(22)</sup></p> <p>3.4.1.3.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. <u>希ガス放出量が大きくなる破損箇所としては、気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔（以下「ホールドアップ塔」という。）第1塔の入口配管及び空気抽出器の出口配管が考えられるが、ここでは希ガスの減衰時間が短く希ガスの環境への放出がより大きくなる空気抽出器出口配管での破損を考えるものとする。</u></p>	<p>(iii) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>a. <u>放射性気体廃棄物処理施設の破損</u></p> <p>原子炉の通常運転時に、何らかの原因で<u>気体廃棄物処理系（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、ここに貯留されていた放射性希ガス（以下「希ガス」という。）が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>希ガス放出量が大きくなる破損箇所としては、気体廃棄物処理系活性炭式希ガスホールドアップ塔（以下「ホールドアップ塔」という。）第1塔の入口配管及び蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器（以下「空気抽出器」という。）の出口配管が考えられるが、ここでは希ガスの減衰時間が短く希ガスの</u></p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>b. 破損が生じた時点における空気抽出器からの希ガスの放出率は、運転上許容される最大値である<math>1.11 \times 10^{10}</math>Bq/s（30分減衰換算値）とする。</p> <p>c. オフガス系に保持されていた希ガスの破損箇所からの放出量は、隔離時間を考慮して厳しくなるように評価し、ホールドアップ塔第 1 塔からは保持されていた希ガスの10%が放出されるものとする。</p> <p>d. 空気抽出器及び破損箇所は、気体廃棄物処理設備エリア排気モニタによって事故を検知するのに要する時間及び放射能閉じ込め機能の観点から、オフガス系の隔離できる弁に単一故障を仮定した上で隔離操作に要する時間を十分に見込んだ時間後に隔離されるものとし、事故後12.5分以内には隔離されないものとする。したがって、事故後12.5分間は空気抽出器からの希ガスの放出を考慮する。炉心内で発生した希ガスが空気抽出器の出口に到達するまでに減衰する効果は安全側に無視するものとする。</p> <p>e. 環境への希ガスの放出は、評価結果が厳しくなる原子炉・タービン建物換気空調系作動を仮定して評価する。</p> <p>(2) 解析結果 上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は第3.4.1-1表のとおりである。 なお、希ガスが大気中に放出されるまでの過程を第3.4.1-1図に示す。</p> <p>3.4.1.3.2 線量の評価</p> <p>(1) 評価前提 大気中に放出される希ガスは、原子炉・タービン建物換気空調系の作動を考慮するので排気筒から放出されるものとする。放出された希ガスによる敷地境界外の<math>\gamma</math>線空気カーマは、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガスの全放出量に乗じて求める。</p> <p>(2) 評価方法 敷地境界外における希ガスの<math>\gamma</math>線外部被ばくによる実効線量<math>H_\gamma</math> (Sv) は、(3.4-1) 式で計算する。  <math display="block">H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma \dots\dots\dots (3.4-1)</math> ここで、  K : 空気カーマから実効線量への換算係数</p>	<p>環境への放出がより大きくなる空気抽出器出口配管での破損を考慮するものとする。</p> <p>(b) 破損が生じた時点における空気抽出器からの希ガスの放出率は、運転上許容される最大値である<math>1.11 \times 10^{10}</math>Bq/s（30分減衰換算値）とする。</p> <p>(c) オフガス系に保持されていた希ガスの破損箇所からの放出量は、隔離時間を考慮して厳しくなるように評価し、ホールドアップ塔第 1 塔からは保持されていた希ガスの10%が放出されるものとする。</p> <p>(d) 空気抽出器及び破損箇所は、気体廃棄物処理設備エリア排気モニタによって事故を検知するのに要する時間及び放射能閉じ込め機能の観点から、オフガス系の隔離できる弁に単一故障を仮定した上で隔離操作に要する時間を十分に見込んだ時間後に隔離されるものとし、事故後12.5分以内には隔離されないものとする。したがって、事故後12.5分間は空気抽出器からの希ガスの放出を考慮する。炉心内で発生した希ガスが空気抽出器の出口に到達するまでに減衰する効果は安全側に無視するものとする。</p> <p>(e) 環境への希ガスの放出は、評価結果が厳しくなる原子炉・タービン建物換気空調系作動を仮定して評価する。</p> <p>(f) 大気中に放出される希ガスは、原子炉・タービン建物換気空調系の作動を考慮するので排気筒から放出されるものとする。放出された希ガスによる敷地境界外の<math>\gamma</math>線空気カーマは、現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量に乗じて求める。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p style="text-align: center;">(K=1Sv/Gy)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q<sub>γ</sub> : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第 3.4.1-2表のとおり約<math>8.1 \times 10^{-2}</math>mSvである。</p> <p>上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>3.4.1.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、「1.1.2.3 判断基準」の(5)である。</p> <p>「3.4.1.3.2 線量の評価」で示したように、本事故により周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、「1.1.2.3 判断基準」の(5)は満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.4.2 主蒸気管破断</p> <p>3.4.2.1 原因</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破断した場合には、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。</p> <p>3.4.2.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策</p> <p>(1) 事故防止対策</p> <p>主蒸気管破断の発生を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。</p> <p>a. 配管等の設計に当たっては、原子炉寿命中の各種の荷重を十分に考慮した厳しい条件を適用する。</p> <p>b. 材料の選定、加工及び配管等の設計・製作は、諸規格及び基準に適合させるようにし、また、十分な品質管理を行う。</p> <p>c. 主蒸気管トンネル内での雰囲気温度の検出等によって、破断に進展する前に破損を検知し、適切な処置を講じる。</p> <p>(2) 事故拡大防止対策</p> <p>上記の事故防止対策にもかかわらず、万一、主蒸気管破断が発生した場合には、以下の対策により事故の拡大防止を図る。</p> <p>a. 圧力容器の主蒸気出口ノズルに主蒸気流量制限器を設け、事故時の冷却材流出量を制限する。</p> <p>b. 主蒸気管の格納容器貫通部の両側に設ける主蒸気隔離弁を、主蒸気管流量大、主蒸気管周囲温度高、主蒸気管放射能高、主蒸気管圧力低等の信号で自動閉止させ冷却材の放出を抑える。</p> <p>3.4.2.3 事故経過の解析</p> <p>3.4.2.3.1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>解析は、次のような仮定を用いて行う。</p> <p>a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の111%（<math>58.0 \times 10^3 \text{t/h}</math>）で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17 MPa[gage]とする。MCPRの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</p>	<p>b. 主蒸気管破断</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）外で主蒸気管が破断<u>すること</u>で、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される<u>事象</u>を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の111%（<math>58.0 \times 10^3 \text{t/h}</math>）で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17MPa[gage]とする。MCPRの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化、a. 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</p>	<p>記載の適正化</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>b. 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/mの102%であるとする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数<sup>(1)</sup>は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値を用いる。</p> <p>c. 4本の主蒸気管のうち1本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。</p> <p>d. 主蒸気隔離弁は、主蒸気管流量大の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5.5秒で全閉するものとする。</p> <p>e. 原子炉は、主蒸気隔離弁閉信号でスクラムするものとする。</p> <p>f. 流出流量は、主蒸気流量制限器により定格流量の200%に制限されるものとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。</p> <p>g. 臨界流の計算には、Moodyの臨界流モデル<sup>(2,3)</sup>を使用する。</p> <p>h. 事故発生と同時に外部電源が喪失し、再循環ポンプ10台は即時にトリップするものとする。</p> <p>i. 原子炉停止機能の観点から、安全保護系（主蒸気管流量大信号による主蒸気隔離弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>(2) 解析方法 本事故時の冷却材流出量、原子炉圧力、炉心流量、MCPR及び燃料被覆管温度の変化の計算は、LOCA解析に用いたLAMB、SCAT及びSAFERコードを使用して行う<sup>(4)(5)(6)(24)</sup>。 以上の解析の流れ図を第3.2.1-2図に示す。</p> <p>(3) 解析結果 4本ある主蒸気管のうち1本が瞬時に両端破断すると、破断管を流れる蒸気は直接上流側の破断口から流出し、他の3本の健全な管を流れる蒸気は、主蒸気止め弁の上流側にある主蒸気ヘッダを通過して破断管を逆流し、下流側の破断口から流出する。 破断口からの蒸気流出量は、事故直前の定格流量の約102%から主蒸気出口ノズルでの臨界流に相当する約4,250kg/sに増加する。この値は、炉心での蒸気発生率を上回るので原子炉圧力は低下する。減圧により原子炉内のボイドが増加するので原子炉水位は上昇し、水面は約2.1秒で主蒸気出口ノズルに達する。これ以降は二相流流出となる。 主蒸気隔離弁は、主蒸気管流量大の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み事故後5.5秒で全閉するが、同弁が10%閉止する約1.0秒後に主蒸気隔離弁閉信号が発生して、原子炉はスクラムする。同弁が閉止するに従って破断口からの二相流流出量は減少する。第3.4.2-1図(1)及び第3.4.2-2図(1)に事故時の冷却材流出量の時間変化及び炉心平均圧力、炉</p>	<p>(b) 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mの102%であるとする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値<sup>(※)</sup>を用いる。</p> <p>(c) 4本の主蒸気管のうち1本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。</p> <p>(d) 主蒸気隔離弁は、主蒸気管流量大の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5.5秒で全閉するものとする。</p> <p>(e) 原子炉は、主蒸気隔離弁閉信号でスクラムするものとする。</p> <p>(f) 流出流量は、主蒸気流量制限器により定格流量の200%に制限されるものとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。</p> <p>(g) 臨界流の計算には、Moodyの臨界流モデルを使用する。</p> <p>(h) 事故発生と同時に外部電源が喪失し、再循環ポンプ10台は即時にトリップするものとする。</p> <p>(i) 原子炉停止機能の観点から、安全保護系（主蒸気管流量大信号による主蒸気隔離弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</p>	<p>代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>心流量の時間変化を示す。</p> <p>主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、次の値となる。</p> <p>蒸気 約<math>1.7 \times 10^4</math>kg 水 約<math>2.9 \times 10^4</math>kg</p> <p>しかしながら、炉心が露出し始めるためには、約<math>8.6 \times 10^4</math>kgの冷却材が流出しなければならないので、事故時に炉心が露出することはない。</p> <p>事故と同時に外部電源の喪失を仮定すると、再循環ポンプの停止により炉心流量は急激に減少する。</p> <p>炉心流量の急激な減少により、MCP Rは、事故後約0.9秒で1.07を下回り、燃料集合体の上部から5番目のスペーサ位置まで沸騰遷移が生じる。これに伴い、燃料被覆管から冷却材への熱伝達係数が低くなり燃料被覆管の温度が上昇する。しかし、原子炉スクラムによる出力の低下により燃料被覆管の温度上昇は短期間で収まる。</p> <p>第3.4.2-3図(1)に燃料被覆管最高温度を与える位置における温度変化を示すが、本事故時の燃料被覆管最高温度は約569℃である。</p> <p>燃料棒の破裂は、事故後燃料被覆管の温度が上昇して燃料被覆管の内圧による周方向応力がその温度における引張強さを超えた時点で発生する。本事故における燃料被覆管温度は、約569℃以下である。一方、本原子炉の燃料棒では、事故期間中、外圧が内圧より高目に維持されるので、第3.2.1-8図から明らかなように燃料被覆管の内圧による周方向応力により燃料棒に破裂が生じることはない。</p> <p>また、燃料被覆管の酸化層厚みの増加は、燃料被覆管温度が低いため極めて小さい。</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後は、炉心は原子炉隔離時冷却系等により冷却される。</p> <p>3.4.2.3.2 9×9燃料（B型）を装荷した炉心について</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>解析は、次のような仮定を用いて行う。</p> <p>a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）及び定格炉心流量の111%（<math>58.0 \times 10^3</math>t/h）で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。また、原子炉圧力の初期値は7.17MPa [gage]とする。MCP Rの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値（1.22）よりも小さくなることはないが、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</p> <p>b. 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である44.0kW/mの102%であるとする。また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数<sup>(7)</sup>は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>を厳しくする値を用いる。</p> <p>c. 4本の主蒸気管のうち1本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。</p> <p>d. 主蒸気隔離弁は、主蒸気管流量大の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5.5秒で全閉するものとする。</p> <p>e. 原子炉は、主蒸気隔離弁閉信号でスクラムするものとする。</p> <p>f. 流出流量は、主蒸気流量制限器により定格流量の200%に制限されるとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。</p> <p>g. 臨界流の計算には、Moodyの臨界流モデル<sup>(2,3)</sup>を使用する。</p> <p>h. 事故発生と同時に外部電源が喪失し、再循環ポンプ10台は即時にトリップするものとする。</p> <p>i. 原子炉停止機能の観点から、安全保護系（主蒸気管流量大信号による主蒸気隔離弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。</p> <p>(2) 解析方法  本事故時の冷却材流出量、原子炉圧力、炉心流量、MCPR及び燃料被覆管温度の変化の計算は、LOCA解析に用いたLABEL, FRANCESCA及びSALUTEコードを使用して行う<sup>(8)</sup>。  以上の解析の流れ図を第3.2.1-2図に示す。</p> <p>(3) 解析結果  4本ある主蒸気管のうち1本が瞬時に両端破断すると、破断管を流れる蒸気は直接上流側の破断口から流出し、他の3本の健全な管を流れる蒸気は、主蒸気止め弁の上流側にある主蒸気ヘッドを通過して破断管を逆流し、下流側の破断口から流出する。  破断口からの蒸気流出量は、事故直前の定格流量の約102%から主蒸気出口ノズルでの臨界流に相当する約4,250kg/sに増加する。この値は、炉心での蒸気発生率を上回るため原子炉圧力は低下する。減圧により原子炉内のボイドが増加するので原子炉水位は上昇し、水面は約2.1秒で主蒸気出口ノズルに達する。これ以降は二相流流出となる。  主蒸気隔離弁は、主蒸気管流量大の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み事故後5.5秒で全閉するが、同弁が10%閉止する約1.0秒後に主蒸気隔離弁閉信号が発生して、原子炉はスクラムする。同弁が閉止するに従って破断口からの二相流流出量は減少する。第3.4.2-1図(2)及び第3.4.2-2図(2)に事故時の冷却材流出量の時間変化及び炉心平均圧力、炉心流量の時間変化を示す。  主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、次の値となる。  蒸気 約 <math>1.7 \times 10^4</math>kg</p>		



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>水 約 <math>2.9 \times 10^4 \text{kg}</math></p> <p>しかしながら、炉心が露出し始めるためには、約 <math>8.6 \times 10^4 \text{kg}</math> の冷却材が流出しなければならないので、事故時に炉心が露出することはない。</p> <p>事故と同時に外部電源の喪失を仮定すると、再循環ポンプの停止により炉心流量は急激に減少する。</p> <p>炉心流量の急激な減少により、MCPR は、事故後約 0.6 秒で 1.07 を下回り、燃料集合体の上部から 5 番目のスペーサ位置まで沸騰遷移が生じる。これに伴い、燃料被覆管から冷却材への熱伝達係数が低くなり燃料被覆管の温度が上昇する。しかし、原子炉スクラムによる出力の低下により燃料被覆管の温度上昇は短期間で収まる。</p> <p>第 3.4.2-3 図(2)に燃料被覆管最高温度を与える位置における温度変化を示すが、本事故時の燃料被覆管最高温度は約 <math>567^\circ\text{C}</math> である。</p> <p>燃料棒の破裂は、事故後燃料被覆管の温度が上昇して燃料被覆管の内圧による周方向応力がその温度における引張強さを超えた時点で発生する。本事故における燃料被覆管温度は、約 <math>567^\circ\text{C}</math> 以下である。一方、本原子炉の燃料棒では、事故期間中、外圧が内圧より高目に維持されるので、第 3.2.1-8 図から明らかなように燃料被覆管の内圧による周方向応力により燃料棒に破裂が生じることはない。</p> <p>また、燃料被覆管の酸化層厚みの増加は、燃料被覆管温度が低いため極めて小さい。</p> <p>主蒸気隔離弁閉止後は、炉心は原子炉隔離時冷却系等により冷却される。</p> <p>3.4.2.4 核分裂生成物の放出量及び線量の評価 <sup>(21)</sup> <sup>(22)</sup></p> <p>3.4.2.4.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である <math>1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}</math> に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。気相中の放射性ハロゲン（以下「ハロゲン」という。）の濃度は、液相中の濃度の 2% とする。<u>各核種の濃度を第 3.4.2-1 表に示す。</u></p> <p>b. 「3.4.2.3 事故経過の解析」に示したように事故発生後、新たに燃料棒の破損は生じないので、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である <math>3.7 \times 10^{13} \text{Bq}</math> とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては放射性よう素（以下「よう素」という。）の 2 倍の放出があるものとする。各核種の追加放出量を第 3.4.2-1 表に示す。</p>	<p>(j) 事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である <math>1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}</math> に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。気相中の放射性ハロゲン（以下「ハロゲン」という。）の濃度は、液相中の濃度の 2% とする。</p> <p>(k) 事故発生後、新たに燃料棒の破損は生じないので、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である <math>3.7 \times 10^{13} \text{Bq}</math> とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては放射性よう素（以下「よう素」という。）の 2 倍の放出があるものとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p><u>c.</u> 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、主蒸気隔離弁までの到達時間を考慮し、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。</p> <p><u>d.</u> 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下割合に比例して冷却材中へ放出されるものとする。</p> <p><u>e.</u> 燃料棒から放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</p> <p><u>f.</u> 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち10%は、瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p><u>g.</u> 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するものとして、8個の主蒸気隔離弁のうち1個が閉止しないものとし、閉止した7個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率の上限値10%/d（逃がし安全弁最低設定圧力において、圧力容器気相の体積に対し、飽和蒸気で）とし、4本の主蒸気管で7個閉止という条件を考慮して全体で30%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。</p> <p><u>h.</u> 主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は圧力容器気相の体積の320倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は、被ばくには寄与しないものとする。</p> <p><u>i.</u> 主蒸気隔離弁閉止後、原子炉圧力は、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって24時間で直線的に大気圧にまで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。</p> <p><u>j.</u> タービン建物内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素、よう素以外のハロゲン等は50%が床、壁等に沈着するものとする。希ガス及び有機よう素に関してはこの効果は考えないものとする。</p>	<p><u>(l)</u> 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、主蒸気隔離弁までの到達時間を考慮し、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。</p> <p><u>(m)</u> 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下割合に比例して冷却材中へ放出されるものとする。</p> <p><u>(n)</u> 燃料棒から放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</p> <p><u>(o)</u> 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち10%は、瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p><u>(p)</u> 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するものとして、8個の主蒸気隔離弁のうち1個が閉止しないものとし、閉止した7個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率の上限値10%/d（主蒸気逃がし安全弁最低設定圧力において、圧力容器気相の体積に対し、飽和蒸気で）とし、4本の主蒸気管で7個閉止という条件を考慮して全体で30%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。</p> <p><u>(q)</u> 主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水中に移行するものとし、その蒸気流量は圧力容器気相の体積の320倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は、被ばくには寄与しないものとする。</p> <p><u>(r)</u> 主蒸気隔離弁閉止後、原子炉圧力は、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって24時間で直線的に大気圧にまで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。</p> <p><u>(s)</u> タービン建物内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素、よう素以外のハロゲン等は50%が床、壁等に沈着するものとする。希ガス及び有機よう素に関してはこの効果は考えないものとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p><u>k.</u> 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。</p> <p><u>1.</u> 主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は第3.4.2-2表のとおりである。</p> <p>なお、希ガス及びハロゲン等が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.2-4図及び第3.4.2-5図に示す。</p> <p>3.4.2.4.2 線量の評価</p> <p>(1) 評価前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、タービン建物から地上放散されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p><u>a.</u> 主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低湿状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度として35℃、相対湿度として35%を用いる。</p> <p><u>b.</u> この半球状の蒸気雲は、短時間放出を考慮して風下方向に1m/sの速度で移動するものとする。</p> <p><u>c.</u> 主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p><u>d.</u> また、敷地境界外の希ガス及びハロゲン等によるγ線空気カーマは、<u>添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガス及びハロゲン等の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p><u>e.</u> なお、よう素以外のハロゲン等の内部被ばくによる実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量に比べて十分小さいためその評価は省略する。</p> <p>(2) 評価方法</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p><u>a.</u> よう素の吸入による内部被ばく</p>	<p><u>(t)</u> 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。</p> <p><u>(u)</u> 主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。</p> <p><u>(v)</u> 主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低湿状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度として35℃、相対湿度として35%を用いる。</p> <p><u>(w)</u> この半球状の蒸気雲は、短時間放出を考慮して風下方向に1m/sの速度で移動するものとする。</p> <p><u>(x)</u> 主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>また、敷地境界外の希ガス及びハロゲン等によるγ線空気カーマは、<u>現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガス及びハロゲン等の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>なお、よう素以外のハロゲン等の内部被ばくによる実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量に比べて十分小さいためその評価は省略する。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(a) 主蒸気隔離弁閉止前  流出した冷却材が外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲になるものとする。この半球状の蒸気雲が風により地上を移動する際のような素の内部被ばくによる実効線量<math>H_{I1}</math> (Sv) は、(3.4-2) 式で計算する。</p> $H_{I1} = \frac{Q_I}{V} \cdot R \cdot H_{\infty} \cdot \frac{\alpha}{u} \dots\dots\dots (3.4-2)$ <p>ここで、  <math>Q_I</math> : よう素の放出量 (Bq)  (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)  <math>V</math> : 半球状の蒸気雲の体積 (<math>3.73 \times 10^6 \text{m}^3</math>)  <math>R</math> : 呼吸率 (<math>\text{m}^3/\text{s}</math>)  呼吸率 <math>R</math> は、事故期間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率 <math>0.31 \text{m}^3/\text{h}</math> を秒当たりに換算して用いる。  <math>H_{\infty}</math> : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入した場合の小児の実効線量 (<math>1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}</math>)  また、第 3.4.2-3 表には I-131 の影響を 1 とした場合の他のよう素核種の影響の割合を <math>K_R</math> として示す。  <math>\alpha</math> : 半球状の蒸気雲の直径 (242m)  <math>u</math> : 蒸気雲の移動の評価のための風速 (1 m/s)  なお、蒸気雲が敷地境界外に達するまでの間に核分裂生成物が崩壊することは考慮しない。</p> <p>(b) 主蒸気隔離弁閉止後  よう素の内部被ばくによる実効線量<math>H_{I2}</math> (Sv) は、(3.4-3) 式で計算する。</p> $H_{I2} = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots\dots\dots (3.4-3)$ <p>ここで、  <math>R</math> : 呼吸率 (<math>\text{m}^3/\text{s}</math>)  呼吸率 <math>R</math> は、事故期間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率 <math>0.31 \text{m}^3/\text{h}</math> を秒当たりに換算して用いる。  <math>H_{\infty}</math> : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入した場合の小児の実効線量 (<math>1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}</math>)  また、第 3.4.2-3 表には I-131 の影響を 1 とした場合の他のよう素核種の影響の割合を <math>K_R</math> として示す。  <math>\chi / Q</math> : 相対濃度 (<math>\text{s}/\text{m}^3</math>)  <math>Q_I</math> : 事故期間中のよう素の大气放出量 (Bq)  (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>b. 希ガス及びハロゲン等の <math>\gamma</math> 線による外部被ばく<sup>(25)</sup></p> <p>(a) 主蒸気隔離弁閉止前 半径 r の半球状の蒸気雲に核分裂生成物が一様に分布している場合、半球底部の中心点における希ガス及びハロゲン等の <math>\gamma</math> 線外部被ばくによる実効線量 <math>H_{\gamma 1}</math> (Sv) は、(3.4-4) 式で計算する。</p> $H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma} \cdot E_{\gamma} \cdot \alpha \cdot (1 - e^{-\mu \cdot r})}{V \cdot u} \dots\dots\dots (3.4-4)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>Q_{\gamma}</math> : 蒸気雲中の核分裂生成物量 (Bq) (<math>\gamma</math> 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)</li> <li><math>V</math> : 半球状の蒸気雲の体積 (<math>3.73 \times 10^6 \text{m}^3</math>)</li> <li><math>E_{\gamma}</math> : <math>\gamma</math> 線のエネルギー (0.5MeV)</li> <li><math>\mu</math> : 空気に対する <math>\gamma</math> 線のエネルギー吸収係数 (<math>3.9 \times 10^{-3}/\text{m}</math>)</li> <li><math>\alpha</math> : 半球状の蒸気雲の直径 (242m)</li> <li><math>u</math> : 蒸気雲の移動の評価のための風速 (1 m/s)</li> </ul> <p>(b) 主蒸気隔離弁閉止後 主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して漏えいしてくる希ガス及びハロゲン等の <math>\gamma</math> 線外部被ばくによる実効線量 <math>H_{\gamma 2}</math> (Sv) は、「3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損」の3.4.1.3.2の(2)において希ガスの <math>\gamma</math> 線外部被ばくによる実効線量を求める際に用いた(3.4-1) 式で計算する。</p> <p>(3) 評価結果 上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.2-4表のとおり約 <math>6.8 \times 10^{-2} \text{mSv}</math> である。 上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>3.4.2.5 判断基準への適合性の検討 本事故に対する判断基準は、新たに燃料棒の破損が生じないことを確認した上で、「1.1.2.3 判断基準」の(5)を満足することである。 「3.4.2.3 事故経過の解析」で示したように、本事故により破裂の発生する燃料棒はない。また、燃料被覆管の温度の最高値は、1,200℃以下であり、燃料被覆管の酸化層厚みの増加量は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15%以下であるので、冷却可能な形状を維持し、冷却能力が失われることはない。したがって、本事故により新たに燃料棒の破損は生じない。 さらに、「3.4.2.4.2 線量の評価」で示したように、本事故により周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、「1.1.2.3 判断基準」の(5)は満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.4.3 燃料集合体の落下</p> <p>3.4.3.1 原因 原子炉の燃料交換時に、燃料取替機の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される<u>可能性がある。</u></p> <p>3.4.3.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策</p> <p>(1) 事故防止対策 燃料集合体の落下を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。</p> <p>a. 燃料取替機は、燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。</p> <p>b. 燃料つかみ機のワイヤを二重化する。</p> <p>c. 燃料つかみ機は、圧縮空気が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計とする。</p> <p>d. 燃料つかみ機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができないようなインターロックを設ける。</p> <p>e. 運転要領を十分整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取替作業を行う運転管理体制をとる。</p> <p>(2) 事故拡大防止対策 上記の事故防止対策にもかかわらず、万一、燃料集合体の落下が発生した場合には、以下の対策により事故の拡大防止を図る。</p> <p>a. 燃料取替エリアモニタの燃料取替エリア放射能高の信号により、非常用ガス処理系を自動起動し、放射性ガスを直接大気中に放出しないようにする。</p> <p>3.4.3.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(21)(22)</sup></p> <p>3.4.3.3.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 破損燃料棒の評価 本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。</p> <p>a. 燃料取替作業に際し、炉心の上部で取扱中の燃料集合体 1 体が操作上の最高の位置（炉心内の燃料集合体最上部より 11m 上方）から炉心に落下したとする。</p> <p>b. 落下による燃料棒の破損本数は、落下した燃料集合体が炉心内の燃料集合体と数度にわたって非弾性衝突を起こすとして、曲げ変形、圧縮変形によって燃料被覆管が破損するものとし最大限の数を見込むものとする。</p> <p>上記の解析条件に基づき本事故時に破損する燃料棒の本数を評価した結果は燃料集合体に換算して 2.3 体相当以下となる。</p>	<p><u>c. 燃料集合体の落下</u></p> <p>原子炉の燃料交換時に、燃料取替機の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される<u>事象を想定する。</u></p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(2) 解析条件</p> <p>事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約 102%（熱出力4,005MW）で十分長時間（2,000日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。</p> <p>b. 燃料取替作業は、原子炉停止後適切な冷却及び所要作業期間（1日）後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。</p> <p>c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス 10%、よう素 5%とする。</p> <p>d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉棟の空气中へ移行するものとする。</p> <p>e. 燃料取替作業は原子炉停止 1 日後としており、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち 1%は有機状とし、すべて原子炉棟内に移行するものとする。</p> <p>f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。</p> <p>g. 燃料取替エリア放射能高の信号により直ちに非常用ガス処理系が起動するものとする。</p> <p>h. 非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタのよう素の除去効率は、設計上定められた最小値（99.99%）を用いるものとする。</p> <p>i. 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。</p> <p>j. 原子炉棟内の核分裂生成物からの直接ガンマ線（以下「直接線」という。）及びスカイシャインガンマ線（以下「スカイシャイン線」という。）による実効線量の評価に当たっては、破損した燃料棒から原子炉棟に放出された核分裂生成物が全て原子炉棟燃料取替床階に分布するものとする。</p> <p>k. 原子炉棟内に放出された核分裂生成物は非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系の排気管から大気中に放出されるものとする。</p> <p>l. 放射能閉じ込め機能の観点から、非常用ガス処理系の動的機器に単一故障を仮定する。</p>	<p>(a) 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で十分長時間（2,000日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。</p> <p>(b) 燃料取替作業は、原子炉停止後適切な冷却及び所要作業期間（1日）後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。</p> <p>(c) 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス10%、よう素 5%とする。</p> <p>(d) 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉棟の空气中へ移行するものとする。</p> <p>(e) 燃料取替作業は原子炉停止 1 日後としており、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち 1%は有機状とし、すべて原子炉棟内に移行するものとする。</p> <p>(f) 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。</p> <p>(g) 燃料取替エリア放射能高の信号により直ちに非常用ガス処理系が起動するものとする。</p> <p>(h) 非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタのよう素の除去効率は、設計上定められた最小値（99.99%）を用いるものとする。</p> <p>(i) 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。</p> <p>(j) 原子炉棟内の核分裂生成物からの直接ガンマ線（以下「直接線」という。）及びスカイシャインガンマ線（以下「スカイシャイン線」という。）による実効線量の評価に当たっては、破損した燃料棒から原子炉棟に放出された核分裂生成物が全て原子炉棟燃料取替床階に分布するものとする。</p> <p>(k) 原子炉棟内に放出された核分裂生成物は非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系の排気管から大気中に放出されるものとする。</p> <p>(l) 放射能閉じ込め機能の観点から、非常用ガス処理系の動的機器に単一故障を仮定する。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(3) 解析結果</p> <p>上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は第3.4.3-1表のとおりである。</p> <p>また、原子炉棟燃料取替床階の核分裂生成物による<math>\gamma</math>線積算線源強度を第3.4.3-2表に示す。</p> <p>なお、希ガス及びよう素が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.3-1図及び第3.4.3-2図に示す。</p> <p>3.4.3.3.2 線量の評価</p> <p>(1) 評価前提</p> <p>大気中へ放出される核分裂生成物は、非常用ガス処理系の排気管から放出されるものとし、これによる実効線量並びに原子炉棟燃料取替床階の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスによる<math>\gamma</math>線空気カーマは、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>c. 直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉棟燃料取扱床階の核分裂生成物による<math>\gamma</math>線積算線源強度を用い、原子炉建物の遮へい効果を考慮して求める。</p> <p>(2) 評価方法</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の内部被ばくによる実効線量<math>H_i</math> (Sv) は、「3.4.2 主蒸気管破断」の3.4.2.4.2の(2)において主蒸気隔離弁閉止後のよう素の内部被ばくによる実効線量を求める際に用いた(3.4-3)式で計算する。</p> <p>また、希ガスの<math>\gamma</math>線外部被ばくによる実効線量<math>H_\gamma</math> (Sv) は、「3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損」の3.4.1.3.2の(2)において、希ガスの<math>\gamma</math>線外部被ばくによる実効線量を求める際に用いた(3.4-1)式で計算する。</p> <p>また、直接線及びスカイシャイン線の外部被ばくによる実効線量は、直接線についてはQADコード、スカイシャイン線についてはANISN及びG-33コードにより求めた<math>\gamma</math>線空気カーマに換算係数(1 Sv/Gy)を乗じて評価する。</p>	<p>(m) 敷地境界外の地表空気中濃度は、現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>(n) 敷地境界外の希ガスによる<math>\gamma</math>線空気カーマは、現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>(o) 直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉棟燃料取扱床階の核分裂生成物による<math>\gamma</math>線積算線源強度を用い、原子炉建物の遮へい効果を考慮して求める。</p>	



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第 3.4.3-2表のとおり約<math>1.6 \times 10^{-1}</math>mSvである。</p> <p>上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>3.4.3.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、「1.1.2.3 判断基準」の(5)である。</p> <p>「3.4.3.3.2 線量の評価」で示したように、本事故により周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、「1.1.2.3 判断基準」の(5)は満足される。</p>	<p>比較表 P.123 参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.4.4 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.4.4.1 原因 本事故の原因は、「3.2.1.1 原因」に記載されたものと同様である。</p> <p>3.4.4.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策 本事故の事故防止対策及び事故拡大防止対策は、「3.2.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策」に記載されたものと同様である。</p> <p>3.4.4.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(21)(22)</sup></p> <p>3.4.4.3.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 解析条件 事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 原子炉は、事故直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。</p> <p>b. 事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131の最大濃度である<math>1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}</math>に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。各核種の濃度を第3.4.2-1表に示す。</p> <p>c. 「3.2.1.3 事故経過の解析」に示したように事故発生後新たに燃料棒の破損は生じないので、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である<math>3.7 \times 10^{13} \text{Bq}</math>とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。各核種の追加放出量を第3.4.2-1表に示す。</p> <p>d. 燃料棒から格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</p> <p>e. 無機よう素については、50%が格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサブプレッションチェンバ内のプール水に溶解する割合は、無機よう素については分配係数で示して100とする。有機よう素及び希ガスについてはこれらの効果を見捨てるものとする。</p> <p>f. 格納容器内での核分裂生成物の崩壊を考慮する。</p> <p>g. 格納容器の漏えい率は、「3.5.1.3 事故経過の解析」に示す事故時の格納容器圧力及び温度に対応する漏えい率に余裕をとった値とする。 なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサブプレッションチェンバ内のプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量は、格納容器内</p>	<p>d. 原子炉冷却材喪失</p> <p>「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化， a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に，放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。</p> <p>(b) 事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131の最大濃度である<math>1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}</math>に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。</p> <p>(c) 事故発生後新たに燃料棒の破損は生じないので、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である<math>3.7 \times 10^{13} \text{Bq}</math>とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。</p> <p>(d) 燃料棒から格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</p> <p>(e) 無機よう素については、50%が格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサブプレッションチェンバ内のプール水に溶解する割合は、無機よう素については分配係数で示して100とする。有機よう素及び希ガスについてはこれらの効果を見捨てるものとする。</p> <p>(f) 格納容器内での核分裂生成物の崩壊を考慮する。</p> <p>(g) 格納容器の漏えい率は、「(iv) 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化， a. 原子炉冷却材喪失」における格納容器圧力及び温度に対応する漏えい率に余裕をとった値とする。 なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサブプレッション</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないため実効線量の評価を省略する。</p> <p><u>h.</u> 通常運転時に作動している原子炉・タービン建物換気空調系は、原子炉水位低（レベル 3）又はドライウェル圧力高の信号により直ちに非常用ガス処理系に切り替えられるものとする。核分裂生成物が原子炉棟において床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。</p> <p><u>i.</u> 非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタのよう素の除去効率は、設計上定められた最小値（99.99%）を用いるものとする。</p> <p><u>j.</u> 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。</p> <p><u>k.</u> 原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の評価に当たっては、格納容器から原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉棟内に均一に分布するものとする。  なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉一次遮へい壁等により十分遮へいされており、前述の実効線量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。</p> <p><u>l.</u> 事故の評価期間は、格納容器内圧が格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（ここでは安全側に無限期間）とする。</p> <p><u>m.</u> 格納容器から原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物は非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系の排気管から大気中に放出されるものとする。</p> <p><u>n.</u> 放射能閉じ込め機能の観点から、非常用ガス処理系の動的機器に単一故障を仮定する。</p> <p>(2) 解析結果  上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は第3.4.4-1表のとおりである。  また、原子炉棟内の核分裂生成物によるγ線積算線源強度を第3.4.4-2表に示す。  なお、希ガス及びよう素が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.4-1図及び第3.4.4-2図に示す。</p> <p>3.4.4.3.2 線量の評価  (1) 評価前提  大気中へ放出される核分裂生成物は、非常用ガス処理系の排気管から</p>	<p>チェンバ内のプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないため実効線量の評価を省略する。</p> <p><u>(h)</u> 通常運転時に作動している原子炉・タービン建物換気空調系は、原子炉水位低（レベル 3）又はドライウェル圧力高の信号により直ちに非常用ガス処理系に切り替えられるものとする。核分裂生成物が原子炉棟において床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、崩壊のみを考える。</p> <p><u>(i)</u> 非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタのよう素の除去効率は、設計上定められた最小値（99.99%）を用いるものとする。</p> <p><u>(j)</u> 非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（0.5回/d）とする。</p> <p><u>(k)</u> 原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の評価に当たっては、格納容器から原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉棟内に均一に分布するものとする。  なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉一次遮へい壁等により十分遮へいされており、前述の実効線量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。</p> <p><u>(l)</u> 事故の評価期間は、格納容器内圧が格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（ここでは安全側に無限期間）とする。</p> <p><u>(m)</u> 格納容器から原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物は非常用ガス処理系で処理された後、非常用ガス処理系の排気管から大気中に放出されるものとする。</p> <p><u>(n)</u> 放射能閉じ込め機能の観点から、非常用ガス処理系の動的機器に単一故障を仮定する。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>放出されるものとし、これによる実効線量並びに原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>c. 直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉棟内の核分裂性生物によるγ線積算線源強度を用い、原子炉建物の遮蔽効果を考慮して求める。</p> <p>(2) 評価方法</p> <p>敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</p> <p>よう素の内部被ばくによる実効線量<math>H_i</math> (Sv) は、「3.4.2 主蒸気管破断」の3.4.2.4.2の(2)において主蒸気隔離弁閉止後のよう素の内部被ばくによる実効線量を求める際に用いた(3.4-3)式で計算する。ただし、呼吸率Rは、事故期間が長いことを考慮し、1日平均の呼吸率<math>5.16\text{m}^3/\text{d}</math>を秒当たりに換算して用いる。</p> <p>希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量<math>H_e</math> (Sv) は、「3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損」の3.4.1.3.2の(2)において希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量を求める際に用いた(3.4-1)式で計算する。</p> <p>また、直接線及びスカイシャイン線の外部被ばくによる実効線量は、直接線についてはQADコード、スカイシャイン線についてはANISN、G-33コードにより求めたγ線空気カーマに換算係数(1Sv/Gy)を乗じて評価する。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.4-3表のとおり約<math>1.2 \times 10^{-4}\text{mSv}</math>である。</p> <p>上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>3.4.4.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、「1.1.2.3 判断基準」の(5)である。</p> <p>「3.4.4.3.2 線量の評価」で示したように、本事故により周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、「1.1.2.3 判断基準」の(5)は満足される。</p>	<p>(o) 敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p>(p) 敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>(q) 直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉棟内の核分裂性生物によるγ線積算線源強度を用い、原子炉建物の遮蔽効果を考慮して求める。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.4.5 制御棒落下</p> <p>3.4.5.1 原因 本事故の原因は、「3.3.1.1 原因」に記載されたものと同様である。</p> <p>3.4.5.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策 本事故の事故防止対策及び事故拡大防止対策は、「3.3.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策」に記載されたものと同様である。</p> <p>3.4.5.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(21)(22)</sup></p> <p>3.4.5.3.1 核分裂生成物の放出量</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>「3.3.1.3 事故経過の解析」に示したように、本事故による燃料棒の燃料被覆管の破損本数が最大となるのは、平衡サイクル末期の高温待機臨界状態で事故が発生した場合であり、炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合は約1.7%であるが保守的に2%として解析する。破損した燃料棒からの核分裂生成物の移行及び放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p>a. 原子炉は高温待機臨界状態にあり、事故発生30分前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。</p> <p>b. 事故時の主蒸気流量は定格の5%とする。</p> <p>c. 破損した燃料棒を有する燃料集合体に含まれる核分裂生成物の量は、最大出力の燃料集合体に含まれる量と同じであるとする。</p> <p>d. 破損した燃料棒からは、燃料ギャップ中の核分裂生成物の全量が冷却材中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ中の核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体と同等であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス10%、よう素5%とする。</p> <p>e. 破損した燃料棒から放出された希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するものとする。</p> <p>f. 破損した燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p>g. 主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射能高の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、5.5秒で全閉するものとする。</p>	<p>e. 制御棒落下</p> <p>「(ii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化, a. 制御棒落下」で想定した制御棒落下の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 本事故による燃料棒の燃料被覆管の破損本数が最大となるのは、平衡サイクル末期の高温待機臨界状態で事故が発生した場合であり、炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合は約1.7%であるが保守的に2%として解析する。</p> <p>(b) 原子炉は高温待機臨界状態にあり、事故発生30分前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。</p> <p>(c) 事故時の主蒸気流量は定格の5%とする。</p> <p>(d) 破損した燃料棒を有する燃料集合体に含まれる核分裂生成物の量は、最大出力の燃料集合体に含まれる量と同じであるとする。</p> <p>(e) 破損した燃料棒からは、燃料ギャップ中の核分裂生成物の全量が冷却材中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ中の核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体と同等であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス10%、よう素5%とする。</p> <p>(f) 破損した燃料棒から放出された希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するものとする。</p> <p>(g) 破損した燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p>(h) 主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射能高の信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、5.5秒で全閉するものとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p><u>h.</u> 復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は復水器及び蒸気タービンの自由空間に対し0.5%/dの漏えい率でタービン建物内へ漏えいするものとする。</p> <p><u>i.</u> タービン建物内に漏えいした核分裂生成物については、原子炉・タービン建物換気空調系が作動しているものとし、これにより排気筒から大気中に放出されるものとする。</p> <p><u>j.</u> 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定する。</p> <p>(2) 解析結果 上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は第3.4.5-1表のとおりである。 なお、希ガス及びよう素が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.5-1図及び第3.4.5-2図に示す。</p> <p>3.4.5.3.2 線量の評価</p> <p>(1) 評価前提 大気中へ放出される核分裂生成物は、排気筒から放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。</p> <p><u>a.</u> 敷地境界外の地表空気中濃度は、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p><u>b.</u> 敷地境界外の希ガスによる<math>\gamma</math>線空気カーマは、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p> <p>(2) 評価方法 敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。 よう素の内部被ばくによる実効線量<math>H_i</math> (Sv) は、「3.4.2 主蒸気管破断」の3.4.2.4.2の(2)において主蒸気隔離弁閉止後のよう素の内部被ばくによる実効線量を求める際に用いた(3.4-3)式で計算する。 また、希ガスの<math>\gamma</math>線外部被ばくによる実効線量<math>H_\gamma</math> (Sv) は、「3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損」の3.4.1.3.2の(2)において希ガスの<math>\gamma</math>線外部被ばくによる実効線量を求める際に用いた(3.4-1)式で計算する。</p>	<p><u>(i)</u> 復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は復水器及び蒸気タービンの自由空間に対し0.5%/dの漏えい率でタービン建物内へ漏えいするものとする。</p> <p><u>(j)</u> タービン建物内に漏えいした核分裂生成物については、原子炉・タービン建物換気空調系が作動しているものとし、これにより排気筒から大気中に放出されるものとする。</p> <p><u>(k)</u> 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定する。</p> <p>(1) 敷地境界外の地表空気中濃度は、<u>現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度</u>に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</p> <p><u>(m)</u> 敷地境界外の希ガスによる<math>\gamma</math>線空気カーマは、<u>現地における2005年1月から2005年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量</u>に希ガスの全放出量を乗じて求める。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第 3.4.5-2表のとおり約<math>2.0 \times 10^{-2}</math>mSvである。</p> <p>上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p> <p>3.4.5.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、「1.1.2.3 判断基準」の(5)である。</p> <p>「3.4.5.3.2 線量の評価」で示したように、本事故により周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、「1.1.2.3 判断基準」の(5)は満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.5 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.5.1.1 原因  <u>本事故の原因は，「3.2.1.1 原因」に記載されたものと同様である。</u></p> <p>3.5.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策  本事故の事故防止対策及び事故拡大防止対策は，「3.2.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策」に記載されたものと同様である。</p> <p>3.5.1.3 事故経過の解析  L O C A 時の格納容器の健全性を確認するため，格納容器の圧力が最高となる給水配管の瞬時両端破断事故の解析を行う。</p> <p>(1) 解析条件  解析は，次のような仮定を用いて行う。</p> <p>a. 原子炉は，事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で運転していたものとする。</p> <p>b. 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</p> <p>c. 破断口からの冷却材の流出は，Moodyの臨界流モデル<sup>(23)</sup>を用いて計算する。</p> <p>d. 事故発生直前のドライウエル温度，サプレッションチェンバ内のプール水温度及び格納容器内圧力は，それぞれ57℃，35℃及び5 kPa[gage]とする。</p> <p>e. 残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系への手動切替操作は，事故検出10分後に開始されるものとし，操作に要する時間を適切に見込み事故後15分で操作が完了するものとする。</p> <p>f. 放射能閉じ込め機能の観点から，格納容器スプレイ冷却系の動的機器に単一故障を仮定する。</p> <p>(2) 解析方法  L O C A 時の格納容器内圧力，温度応答解析は，全体の解析を次の五つのモデルに分けて考える<sup>(26)(27)</sup>。</p> <p>a. ブローダウンモデル</p> <p>b. ドライウエルモデル</p> <p>c. ベントクリアリングモデル</p> <p>d. ベント流モデル</p> <p>e. サプレッションチェンバモデル</p> <p>以下に各モデルの説明を行う。</p> <p>a. ブローダウンモデル</p>	<p>(iv) 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化，  a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に，格納容器内の圧力，温度が異常に上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は，事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で運転していたものとする。</p> <p>(b) 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</p> <p>(c) 破断口からの冷却材の流出は，Moodyの臨界流モデルを用いて計算する。</p> <p>(d) 事故発生直前のドライウエル温度，サプレッションチェンバ内のプール水温度及び格納容器内圧力は，それぞれ57℃，35℃及び5 kPa[gage]とする。</p> <p>(e) 残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却系への手動切替操作は，事故検出10分後に開始されるものとし，操作に要する時間を適切に見込み事故後15分で操作が完了するものとする。</p> <p>(f) 放射能閉じ込め機能の観点から，格納容器スプレイ冷却系の動的機器に単一故障を仮定する</p>	



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>配管破断時に圧力容器からドライウエル内に流出する冷却材の流量（ブローダウン流量）をMoodyの臨界流モデルにより計算する。</p> <p>b. ドライウエルモデル ブローダウンによりドライウエル内に放出される冷却材は、格納容器内の圧力を急速に増加させる。 この間のドライウエル内の圧力及び温度の変化を質量保存則、エネルギー保存則及び状態方程式から求める。</p> <p>c. ベントクリアリングモデル ドライウエルからサブプレッションチェンバに流体が移動するには、サブプレッションチェンバ内のプール水に浸っているベント管内の水がベント管から押し出される必要がある。本モデルは運動方程式を解いて、この時間を計算する。</p> <p>d. ベント流モデル ベント管内の水が押し出され、流体の流出が始まった後は、本モデルによりドライウエルからサブプレッションチェンバへの流体の流量及びベント管の圧力損失を計算する。</p> <p>e. サプレッションチェンバモデル ベント管の流量をベント流モデルにより求めた後、サブプレッションチェンバの圧力及び温度の変化を質量保存則、エネルギー保存則及び状態方程式から求める。</p> <p>(3) 解析結果 給水配管が両端破断すると、原子炉及びタービン側から冷却材がドライウエル内に急速に流出し、ドライウエル圧力は上昇する。 このため、ドライウエル内の気体の大部分は冷却材流出によりサブプレッションチェンバに追い出され、気体中の蒸気はサブプレッションチェンバ内のプール水により凝縮される。一方、非凝縮性気体はサブプレッションチェンバ空間部に移行し、サブプレッションチェンバの圧力が上昇する。 ECCSの作動により、圧力容器の水位が静水頭換算で給水配管の高さまで回復した後は、余剰水は破断口を通してドライウエルへ流出し、ドライウエル内の蒸気を冷却して凝縮させるとともに、炉心での発生熱をサブプレッションチェンバに移行させる。ドライウエル内の蒸気凝縮の結果、ドライウエル圧力が減少し、真空破壊装置によってサブプレッションチェンバ内の非凝縮性気体は、ドライウエル及びサブプレッションチェンバに再配分される。残留熱除去系は、初め低圧注水系として作動するが、事故後15分で手動切替により1台のポンプを格納容器スプレイ冷却系として作動させ、格納容器の圧力を低下させる。 格納容器スプレイ冷却系の作動開始により、サブプレッションチェンバからの除熱が始まり、炉心からの発熱と冷却系による除熱が等しくなっ</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>た時点以降は、サプレッションチェンバの温度は低下し始める。</p> <p>除熱によりドライウエルとサプレッションチェンバの温度は低下し、これに従って圧力も降下する。事故後のドライウエル及びサプレッションチェンバの圧力及び温度の時間変化の解析結果を、第3.5.1-1図及び第3.5.1-2図に示す。</p> <p>これらの図から分かるとおり、格納容器内圧力は事故後約 28 秒で最高圧力の約 250kPa[gage]に達するが、格納容器の最高使用圧力である 310kPa[gage]より低い。格納容器スプレイ冷却系の作動により、格納容器内圧力を大気圧まで低減することができる。また、ドライウエル温度及びサプレッションチェンバ内のプール水温度は、それぞれ約 138℃及び約 97℃に達するが、最高使用温度である 171℃及び 104℃より低い。</p> <p>3.5.1.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、格納容器内温度が、最高使用温度を超えないことを確認した上で、「1.1.2.3 判断基準」の(4)を満足することである。</p> <p>「3.5.1.3(3) 解析結果」で示したように、格納容器内温度（ドライウエル温度及びサプレッションチェンバ内のプール水温度）は、最高使用温度を超えず、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力以下である。</p> <p>したがって、「1.1.2.3 判断基準」の(4)は満足される。</p>	<p>比較表 P.123 参照</p> <p>比較表 P.123 参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.5.2 可燃性ガスの発生</p> <p>3.5.2.1 原因 本事故の原因は、「3.2.1.1 原因」に記載されたものと同様である。</p> <p>3.5.2.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策 本事故の事故防止対策及び事故拡大防止対策は、「3.2.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策」に記載されたものと同様である。</p> <p>3.5.2.3 事故経過の解析 LOCA時の格納容器の健全性を確認するため、格納容器内の可燃性ガス濃度変化の解析を行う。</p> <p>(1) 解析条件 解析は、次のような仮定を用いて行う<sup>(28)(29)(30)</sup>。</p> <p>a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で運転していたものとする。</p> <p>b. 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</p> <p>c. ジルコニウム-水反応による水素の発生量は、「3.2.1.3 事故経過の解析」に示した水素の発生量の5倍、又は燃料被覆管の表面から5.8μmの厚さが反応した場合に相当する量のいずれか大きい値とし、解析では燃料被覆管の表面から5.8μmの厚さが反応した場合に相当する量とする。なお、これは9×9燃料（A型）では燃料被覆管全量の0.88%、9×9燃料（B型）では燃料被覆管全量の0.89%に相当する量である。</p> <p>d. 不活性ガス系により事故前の格納容器内の酸素濃度は4.0vol%以下とするが、解析では上限値の4.0vol%とする。</p> <p>e. 事故前に冷却材中に溶存している水素、酸素の寄与は非常に少ないので、事故後の格納容器内の水素、酸素の濃度評価では無視する。</p> <p>f. 「3.2.1.3 事故経過の解析」に示したように事故時に燃料棒の破裂が生じないので、核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが、解析ではハロゲンの50%及び固形分の1%が格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて燃料棒中に存在するものとする。</p> <p>g. 放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）は、それぞれ沸騰状態では0.4分子/100eV、0.2分子/100eV、非沸騰状態では0.25分子/100eV、0.125分子/100eVとする。</p>	<p>b. 可燃性ガスの発生</p> <p>「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化、 a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で運転していたものとする。</p> <p>(b) 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</p> <p>(c) ジルコニウム-水反応による水素の発生量は、「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化、a. 原子炉冷却材喪失」における水素の発生量の5倍、又は燃料被覆管の表面から5.8μmの厚さが反応した場合に相当する量のいずれか大きい値とし、解析では燃料被覆管の表面から5.8μmの厚さが反応した場合に相当する量とする。なお、これは9×9燃料（A型）では燃料被覆管全量の0.88%、9×9燃料（B型）では燃料被覆管全量の0.89%に相当する量である。</p> <p>(d) 不活性ガス系により事故前の格納容器内の酸素濃度は4.0vol%以下とするが、解析では上限値の4.0vol%とする。</p> <p>(e) 事故前に冷却材中に溶存している水素、酸素の寄与は非常に少ないので、事故後の格納容器内の水素、酸素の濃度評価では無視する。</p> <p>(f) 事故時に燃料棒の破裂が生じないので、核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが、解析ではハロゲンの50%及び固形分の1%が格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて燃料棒中に存在するものとする。</p> <p>(g) 放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）は、それぞれ沸騰状態では0.4分子/100eV、0.2分子/100eV、非沸騰状態では0.25分子/100eV、0.125分子/100eVとする。</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p><u>h.</u> ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸込流量は255m<sup>3</sup>/h [normal]（1系列当たり）とする。 可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、すべてサプレッションチェンバに戻るものとする。</p> <p><u>i.</u> 可燃性ガス濃度制御系は、事故後3.5時間で作動し、同時に系統機能を発揮するものとする。</p> <p><u>j.</u> 可燃性ガス濃度制御系の水素ガス及び酸素ガスの再結合効率を95%とする。</p> <p><u>k.</u> 放射能閉じ込め機能の観点から可燃性ガス濃度制御系に単一故障を仮定する。</p> <p>(2) 解析方法</p> <p>a. ドライウエル，サプレッションチェンバ間でのガスの移動は，圧力バランスの式により求める。</p> <p>b. 水素及び酸素濃度の時間変化は，質量バランスの式により求める。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>事故発生後，最初にジルコニウム－水反応によりドライウエル内の水素濃度が上昇する。</p> <p>一方，燃料棒中の核分裂生成物により冷却材の一部が放射線分解し，また，燃料棒から放出されサプレッションチェンバ内のプール水中に保持された核分裂生成物により，サプレッションチェンバ内のプール水の一部が放射線分解し，格納容器内の水素及び酸素濃度が徐々に上昇する。</p> <p>事故後3.5時間で可燃性ガス濃度制御系が作動し，系統機能を発揮すると，ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系へ流入したガス中の水素と酸素が再結合され，処理されたガスはすべてサプレッションチェンバに戻される。サプレッションチェンバ内の気体は，圧力が上昇すると真空破壊装置を通してドライウエルへ流入する。</p> <p>ドライウエル内の水素及び酸素濃度は，ドライウエル内での発生量とサプレッションチェンバからの戻り量との合計が可燃性ガス濃度制御系への流出量を下回った時点から低下し始める。同様に，サプレッションチェンバ内の水素及び酸素濃度は，サプレッションチェンバ内での発生量と可燃性ガス濃度制御系からの流入量との合計がドライウエルへの流出量を下回った時点から低下し始める。</p> <p>事故後の水素及び酸素濃度の時間変化を第3.5.2-1図に示す。この図から分かるとおり，格納容器内の可燃性ガス濃度は，最大でも，事故後約3.7時間でドライウエルの水素濃度が約3.5vol%，約22時間でドライウエルの酸素濃度が約4.5vol%に達するが，可燃限界である水素4vol%及び酸素5vol%より低い。</p> <p>なお，格納容器内の可燃性ガス濃度は，格納容器内に存在する種々の駆動力により十分混合されるため，局所的に高い濃度となることはない。</p>	<p><u>(h)</u> ドライウエルから可燃性ガス濃度制御系への吸込流量は255m<sup>3</sup>/h[normal]（1系列当たり）とする。 可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは，すべてサプレッションチェンバに戻るものとする。</p> <p><u>(i)</u> 可燃性ガス濃度制御系は，事故後3.5時間で作動し，同時に系統機能を発揮するものとする。</p> <p><u>(j)</u> 可燃性ガス濃度制御系の水素ガス及び酸素ガスの再結合効率を95%とする。</p> <p><u>(k)</u> 放射能閉じ込め機能の観点から可燃性ガス濃度制御系に単一故障を仮定する。</p>	<p>比較表 P.124参照</p>

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.5.2.4 判断基準への適合性の検討</p> <p>本事故に対する判断基準は、事象発生後少なくとも 30 日間は、格納容器内雰囲気中の酸素又は水素の濃度のいずれかが、それぞれ 5 vol% 又は 4 vol% 以下であることである。</p> <p>「3.5.2.3(3) 解析結果」で示したように、格納容器内の雰囲気は可燃限界未満に制御される。</p> <p>したがって、判断基準は満足される。</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.5.3 動荷重の発生</p> <p>格納容器及び格納容器内部の構造物は、LOCA時及び逃がし安全弁作動時に生じると考えられる動荷重に対し健全性を損なわない構造強度を有する設計とするため、サプレッションチェンバの構造が基本的にMARK II型格納容器と同様の円筒形状であること及び逃がし安全弁の排気管についてもMARK II型格納容器と同様の構造であることから「BWR-MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」を準用し、上記指針に示されている手法に従って荷重の評価を行い<sup>(31)</sup>、経済産業省告示等に定められている基準を満足するように設計する。</p>	<p>比較表 P.56参照</p>	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
添付書類十 再提： P. 10-1-11	1.2 解析に当たって考慮する事項 1.2.1 解析に当たって考慮する範囲 また、解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。	解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。	
添付書類十 再提： P. 10-1-11	1.2 解析に当たって考慮する事項 1.2.1 解析に当たって考慮する範囲 想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、本原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定する。	<u>(※) サイクル期間中の炉心燃焼度変化及び燃料取替等により変動する値であり、設計上の制限値ではない。</u>	代表的数値を用いる解析条件へ注記を追加

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.6 結 論</p> <p>本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、「安全評価審査指針」に従って各種の「事故」を想定し、解析を行った。その結果は、各「事故」の「判断基準への適合性の検討」の項で示したように、想定したすべての「事故」に対してその判断基準が満たされることが確かめられた。</p> <p>したがって、本原子炉施設は「事故」に対する「安全評価審査指針」の判断基準をすべて満足する。</p> <p>なお、再循環ポンプ 9 台運転時に「事故」において想定している事象が発生した場合の解析結果は、10 台運転時の解析結果と同等又は判断基準に対して余裕のある結果となっている<sup>(3 2)</sup>。</p>	<p>(3) 評価結果</p> <p><u>判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。</u></p> <p>(i) <u>炉心は著しい損傷に至ることはなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満足する。</u></p>	
<p>添付書類十 再提： P. 10-3-9</p>	<p>3.2.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.2.1.3 事故経過の解析</p> <p>3.2.1.3.1 9×9 燃料（A 型）を装荷した炉心について</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>a. 炉心流量，原子炉圧力，原子炉水位及び燃料被覆管温度の変化</p> <p>この図から分かるとおり，本事故時の燃料被覆管最高温度は，約 600℃である。</p>	<p>a. <u>燃料被覆管温度の最高値は約 600℃であり，燃料被覆管温度 1,200℃以下を満足する。</u></p>	<p>有効数字二桁で切り上げ処理</p>
<p>添付書類十 再提： P. 10-3-16</p>	<p>3.2.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.2.1.4 判断基準への適合性の検討</p> <p><u>「3.2.1.3 事故経過の解析」で示したように，燃料被覆管の温度の最高値は 1,200℃以下であり，破裂の発生する燃料棒はなく，燃料被覆管の酸化層厚みの増加量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15%以下である。</u></p> <p>また，全燃料被覆管のジルコニウム－水反応割合は無視し得る程度であるため，反応に伴い発生する水素の量は格納容器の健全性確保の見地から十分低い。</p> <p>長期間にわたっての崩壊熱の除去は，原子炉隔離時冷却系を除く ECCS のうちいずれか 1 台のポンプが作動すれば確保される。</p>	<p>b. <u>燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15%以下である。</u></p> <p>c. <u>全燃料被覆管のジルコニウム－水反応割合は無視し得る程度であるため，反応に伴い発生する水素の量は格納容器の健全性確保の見地から十分低い。</u></p> <p>d. <u>長期間にわたっての崩壊熱の除去は，原子炉隔離時冷却系を除く ECCS のうちいずれか 1 台のポンプが作動すれば確保される。</u></p>	



頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
添付書類十 再提： P. 10-3-45	3. 3. 1 制御棒落下 3. 3. 1. 4 判断基準への適合性の検討 「3. 3. 1. 3 事故経過の解析」で示したように、燃料エンタルピの最大値は約 746kJ/kgUO <sub>2</sub> であり、制限値 963kJ/kgUO <sub>2</sub> (230cal/gUO <sub>2</sub> )から燃焼の進行等に伴うペレット融点低下の影響を考慮した値 837kJ/kgUO <sub>2</sub> を超えていない。	(ii) <u>燃料エンタルピについては、「制御棒落下」の場合が最も大きく、燃料エンタルピの最大値は約750kJ/kg・UO<sub>2</sub>であり、「反応度投入事象評価指針」に示される燃料の許容設計限界963kJ/kg・UO<sub>2</sub>から、燃焼に伴う融点低下分に相当するエンタルピ及びガドリニア添加に伴う融点低下分に相当するエンタルピを差し引いた837kJ/kg・UO<sub>2</sub>以下であることを満足する。</u>	有効数字二桁で切り上げ処理
添付書類十 再提： P. 10-3-45	3. 3. 1 制御棒落下 3. 3. 1. 4 判断基準への適合性の検討 さらに、浸水燃料の影響によって、原子炉停止能力及び圧力容器の健全性が損なわれることはない。 なお、PCMI 破損に伴う機械的エネルギーの影響については、「反応度投入事象取扱報告書」添付 4 の影響評価に包含される。	さらに、浸水燃料の影響によって、原子炉停止能力及び圧力容器の健全性が損なわれることはない。 なお、PCMI 破損に伴う機械的エネルギーの影響については、「反応度投入事象取扱報告書」添付 4 の影響評価に包含される。	
添付書類十 再提： P. 10-3-36	3. 3. 1 制御棒落下 3. 3. 1. 3. 1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について (3) 解析結果 b. 燃料エンタルピの最大値は、いずれの場合も「反応度投入事象評価指針」に示される963kJ/kgUO <sub>2</sub> (230cal/gUO <sub>2</sub> )から燃焼に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピ約105kJ/kgUO <sub>2</sub> 及びガドリニア添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピ約21kJ/kgUO <sub>2</sub> を差し引いた837kJ/kgUO <sub>2</sub> を下回っている。また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、保守的に見積もっても、 <u>約8.54MPa[gage]</u> である。	(iii) <u>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、「制御棒落下」の場合が最も高く、保守的に見積もっても、約8.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍の圧力10.34MPa[gage]以下であることを満足する。</u>	有効数字二桁で切り上げ処理
添付書類十 再提： P. 10-3-88	3. 5. 1 原子炉冷却材喪失 3. 5. 1. 3 事故経過の解析 (3) 解析結果 これらの図から分かるとおり、格納容器内圧力は事故後約 28 秒で最高圧力の約 250kPa[gage]に達するが、格納容器の最高使用圧力である 310kPa[gage]より低い。	(iv) <u>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において、約250kPa[gage]に達するが、最高使用圧力310kPa[gage]以下であることを満足する。</u>	有効数字二桁で切り上げ処理
添付書類十 再提： P. 10-3-89	3. 5. 1. 4 判断基準への適合性の検討 「3. 5. 1. 3(3) 解析結果」で示したように、格納容器内温度（ドライウエル温度及びサプレッションチェンバ内のプール水温度）は、最高使用温度を超えず、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力以下である。	また、格納容器内温度は、最高使用温度を超えない。	

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
添付書類十 再提： P. 10-3-93	<p>3.5.2 可燃性ガスの発生</p> <p>3.5.2.3 事故経過の解析</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>事故後の水素及び酸素濃度の時間変化を第3.5.2-1図に示す。この図から分かるとおり、格納容器内の可燃性ガス濃度は、最大でも、事故後約3.7時間でドライウエルの水素濃度が約3.5vol%，約22時間でドライウエルの酸素濃度が約4.5vol%に達するが、可燃限界である水素 4 vol%及び酸素 5 vol%より低い。</p>	<p>さらに、格納容器内の可燃性ガス濃度は、ドライウエルの水素濃度が約3.5vol%，ドライウエルの酸素濃度が約4.5vol%に達するが、<u>可燃限界である水素 4 vol%及び酸素 5 vol%より低く、格納容器内の雰囲気は可燃限界未満に制御される。</u></p>	
添付書類十 再提： P. 10-3-72	<p>3.4.3 燃料集合体の落下</p> <p>3.4.3.3.2 線量の評価</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.3-2表のとおり約<math>1.6 \times 10^{-1}</math>mSvである。</p> <p>上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。</p>	<p>(v) <u>敷地境界外の実効線量については、「燃料集合体の落下」の場合が最も大きく、約<math>1.6 \times 10^{-1}</math>mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</u></p>	

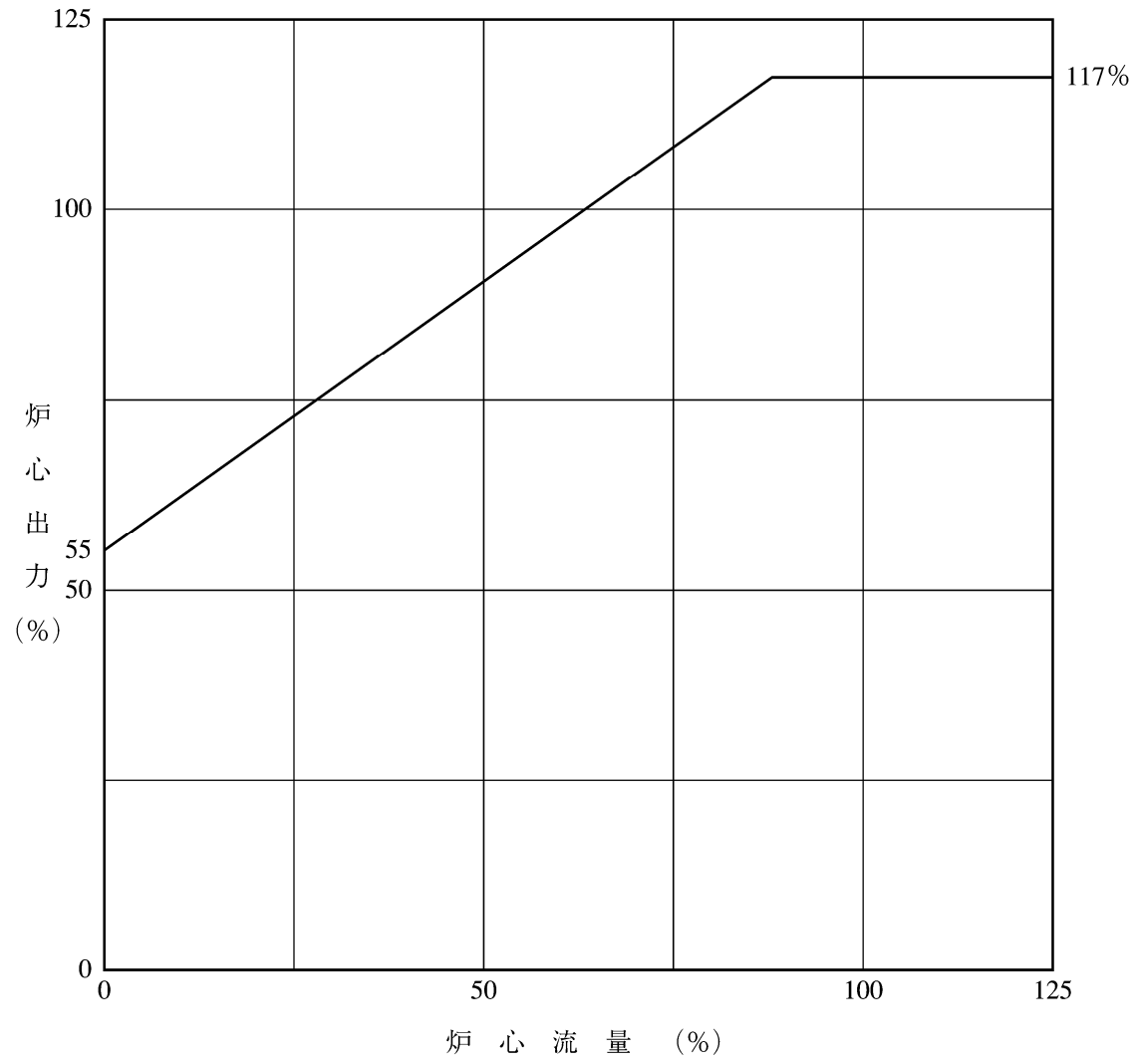
頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.7 その他（地震、火災、台風、洪水等）</p> <p>地震、台風、洪水等の自然現象に対しては、敷地周辺の過去の記録に基づいて敷地で考えられる最も過酷な場合を想定する等、十分な安全設計を講じ、また、火災に対しては原子炉施設に見合った火災防護対策を講じる。</p> <p>したがって、これらの自然現象や火災等が、原子炉施設の安全評価で想定する事故の誘因になること、また、事故を拡大することは考えられない。</p> <p>(1) 地震</p> <p>耐震設計に当たっては、建物・構築物は、十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とする。また、施設は、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点からなされる耐震設計上の区分ごとに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるように設計する。Sクラスの施設は、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対して安全機能が保持できる設計とし、さらに弾性設計用地震動 <math>S_d</math> による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して耐える設計とする。また、異なる耐震設計上の区分に属する設備相互の間では、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じない設計とする。</p> <p>上記の耐震設計とは別に、原子炉緊急停止系作動回路の一つとして、原子炉施設が一定の加速度以上の地震動に見舞われた場合に「地震加速度大」の信号により、原子炉をスクラムさせる回路を設ける。</p> <p>(2) 地震以外の想定される自然現象</p> <p>原子炉格納施設等の重要施設の風荷重に対する設計については、建築基準法に定める設計基準に従う。</p> <p>積雪、凍結については、敷地周辺の過去の記録に基づいて敷地で考えられる最も過酷な場合を想定した設計を行う。</p> <p>津波、高潮については、敷地造成に際して十分な敷地高さを確保する等の対策を講じる。また、水位が低下した場合でも、原子炉補機冷却系へ取水できる設計を行う。</p> <p>洪水については、敷地の地形及び表流水の状況から判断して、原子炉施設等がその影響を受けることはない。</p> <p>地すべりについては、敷地北東部の山麓斜面の一部に地すべり堆積物が分布するが、原子炉施設との位置関係等から、原子炉施設の安全性に影響を及ぼすことはない。</p> <p>雷については、発電所の雷害防止として排気筒、各建物等に避雷針、棟上導体を取り付けること、接地網の布設による接地抵抗の低減などの対策を行う。</p> <p>火山については、敷地周辺の第四紀に活動した火山の活動時期、噴出物の種類と分布及び敷地との位置関係並びに敷地及び敷地を中心とする半</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>径30kmの範囲に分布する主な降下火山灰の影響について検討した結果、火山に係る現象が原子炉施設の安全性に影響を及ぼすことはない。</p> <p>(3) 火 災</p> <p>発電所全体を通じ、使用される材料は可能な限り不燃性、難燃性とする等、火災の発生を防止するための予防措置が講じられていることから、火災の可能性は少ないが、万一の場合を考え、火災報知設備、消火栓設備、二酸化炭素消火設備、泡消火設備及び消火器を消防法等に基づいて、適切に設置し、発電所火災の早期発見、消火活動の円滑化を図り、火災による人的、物的被害を軽減し、発電所の安全性が損なわれないようにする。</p> <p>さらに、中央制御室から退去しなければならないような火災が起こる可能性が極力少なくするように、中央制御室内の制御盤及び計器類は実用上可能な限り不燃性、難燃性の材料を用いる。</p>		

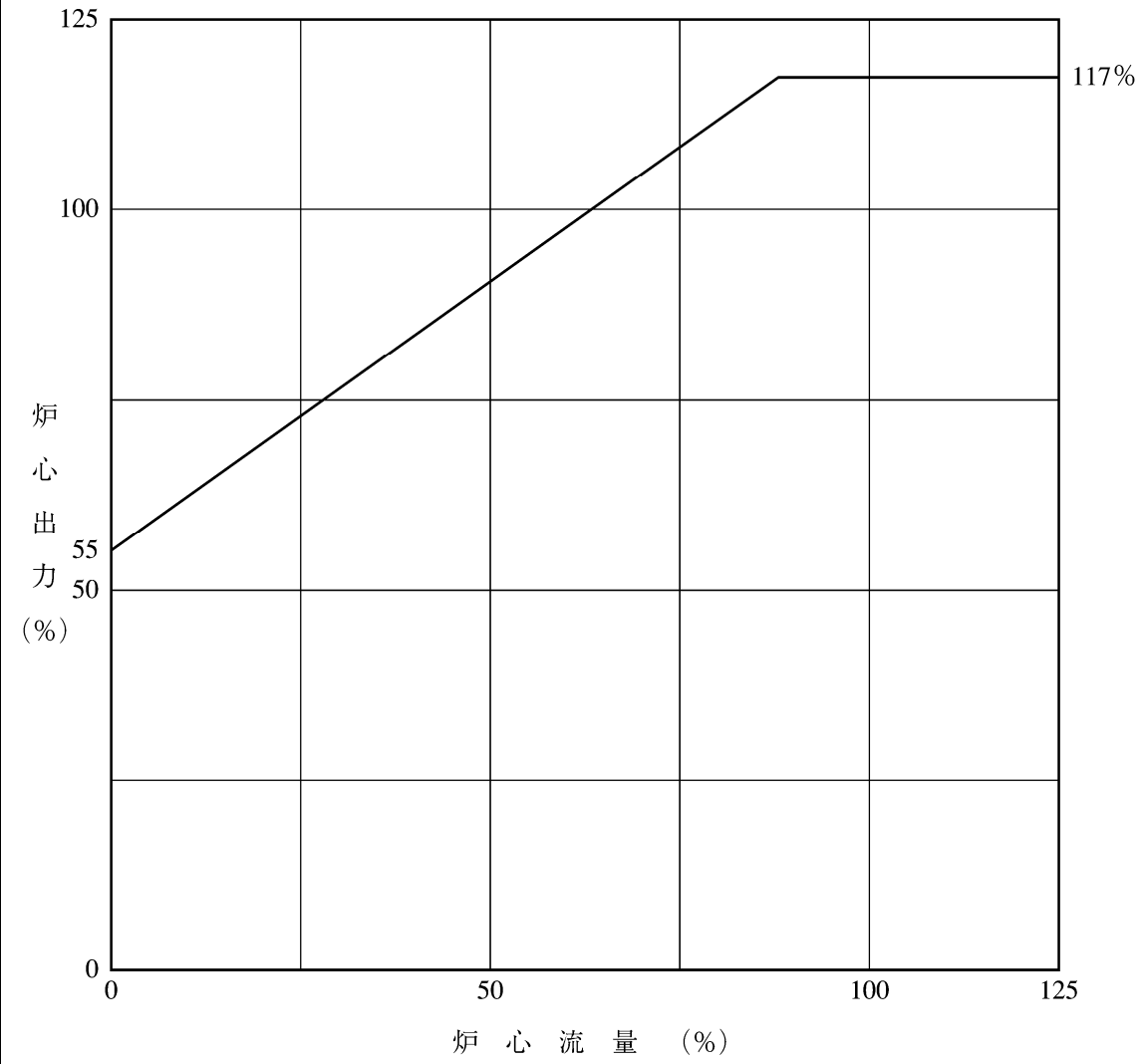
頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>3.8 参考文献</p> <p>(1) 「沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について」 (株式会社日立製作所, H L R - 033訂1, 平成10年2月)</p> <p>(2) Scatena, G. J. and Upham, G. L., “Power Generation in a BWR Following Normal Shutdown or Loss-of-Coolant Accident Conditions”, NEDO-10625, April 1973.</p> <p>(3) Moody, F. J., “Maximum Discharge Rate of Liquid-Vapor Mixtures from Vessels”, NEDO-21052, September 1975.</p> <p>(4) 「沸騰水型原子力発電所 非常用炉心冷却系 (E C C S) の新性能評価手法について」 (株式会社日立製作所, H L R - 032訂3, 平成10年5月)</p> <p>(5) “General Electric Company Analytical Model for Loss-of-Coolant Analysis in accordance with 10CFR50 Appendix K”, NEDO-20566, January 1976.</p> <p>(6) 「沸騰水型原子力発電所 非常用炉心冷却系 (E C C S) 性能解析モデルについて」 (株式会社日立製作所, H L R - 018訂3, 平成10年5月)</p> <p>(7) 「沸騰水型軽水炉用燃料の設計手法について」 (原子燃料工業株式会社, N L R - 14, 昭和62年12月)</p> <p>(8) 「BWRの非常用炉心冷却系解析手法について」 (原子燃料工業株式会社, N L R - 010改訂1, 平成10年5月)</p> <p>(9) Linford, R. B., “Analytical Methods of Plant Transient Evaluations for the General Electric Boiling Water Reactor”, NEDO-10802, February 1973.</p> <p>(10) 「沸騰水型原子力発電所 プラント動特性解析手法について」 (株式会社日立製作所, H L R - 014訂2, 昭和63年3月)</p> <p>(11) 「BWRプラント動特性解析手法について」 (原子燃料工業株式会社, N L R - 07, 平成2年5月)</p> <p>(12) 「沸騰水型原子力発電所 反応度投入事象解析手法について」 (株式会社日立製作所, H L R - 012訂3, 平成11年2月)</p> <p>(13) 「BWRの反応度投入事象解析手法について」 (原子燃料工業株式会社, N L R - 09, 平成6年4月)</p> <p>(14) Ohnishi, N., Ishijima, K. and Tanzawa, S., “A Study of Subcooled Film Boiling Heat Transfer under Reactivity-Initiated Accident Conditions in Light Water Reactors”, Proceedings 2nd International Topical Meeting on Nuclear Thermalhydraulics, January 1983. Santa Barbara, U. S. A.</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(15) 日本機械学会 熱・熱力学部門委員会, 伝熱工学資料調査分科会編, 「伝熱工学資料」, 改訂第 2 版, 日本機械学会 (1966)</p> <p>(16) 「沸騰水型原子力発電所 燃焼の進んだ燃料に対する反応度投入事象の影響評価」 (株式会社日立製作所, H L R - 055 訂 2, 平成 11 年 2 月)</p> <p>(17) Paone, C. J. et al., “Rod Drop Accident Analysis for Large Boiling Water Reactors”, NEDO-10527, March 1972.</p> <p>(18) Stirn, R. C. et al., “Rod Drop Accident Analysis for Large Boiling Water Reactors, Addendum No. 1 Multiple Enrichment Cores with Axial Gadolinium”, NEDO-10527, Supplement 1, July 1972.</p> <p>(19) Stirn, R. C. et al., “Rod Drop Accident Analysis for Large Boiling Water Reactors, Addendum No. 2 Exposed Cores”, NEDO-10527, Supplement 2, January 1973.</p> <p>(20) 「BWR の燃焼の進んだ燃料に対する反応度投入事象の影響評価について」 (原子燃料工業株式会社, N L R - 19 改訂 1, 平成 10 年 3 月)</p> <p>(21) 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」 (株式会社日立製作所, H L R - 021 訂 8, 平成 11 年 8 月)</p> <p>(22) 「BWR の事故時の被ばく解析手法について」 (原子燃料工業株式会社, N L R - 18, 平成 9 年 1 月)</p> <p>(23) Moody, F. J., “Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture”, J. of Heat Transfer, Trans. ASME, Series C, Vol. 87, No. 1, February 1965, pp. 134-142.</p> <p>(24) Hench, J. E., “Consequences of a Steam Line Break in a General Electric Boiling Water Reactor”, NEDO-10045, July 1969.</p> <p>(25) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 (平成 13 年 3 月 原子力安全基準専門部会)</p> <p>(26) Bilanin, W. J., “The General Electric Mark III Pressure Suppression Containment System Analytical Model”, NEDO-20533, June 1974.</p> <p>(27) 「沸騰水型原子力発電所 原子炉格納容器過渡変化の解析モデルについて」 (株式会社日立製作所, H L R - 016 訂 1, 昭和 63 年 3 月)</p> <p>(28) Wilson, R. M. and Slifer, B. C., “Hydrogen Generation and The General Electric Boiling Water Reactor”, NEDO-10723, February 1973.</p> <p>(29) 「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御系について」 (株式会社日立製作所, H L R - 019 訂 3, 昭和 63 年 4 月)</p> <p>(30) 「BWR の可燃性ガス濃度解析手法について」 (原子燃料工業株式会社, N L R - 17, 平成 8 年 12 月)</p>		

頁	平成 21 年 12 月設置許可申請	設置法附則第 23 条第 4 項に基づく提出書（補正後）	備考
	<p>(31) 「水平ベント方式の圧力抑制型格納容器における水力学的動荷重評価の方法について」  (株式会社日立製作所, H L R - 040, 昭和63年2月)</p> <p>(32) 「沸騰水型原子力発電所 原子炉内蔵型の原子炉冷却材再循環ポンプの運転台数とプラント挙動評価」  (株式会社日立製作所, H L R - 062訂1, 平成12年9月)</p>		

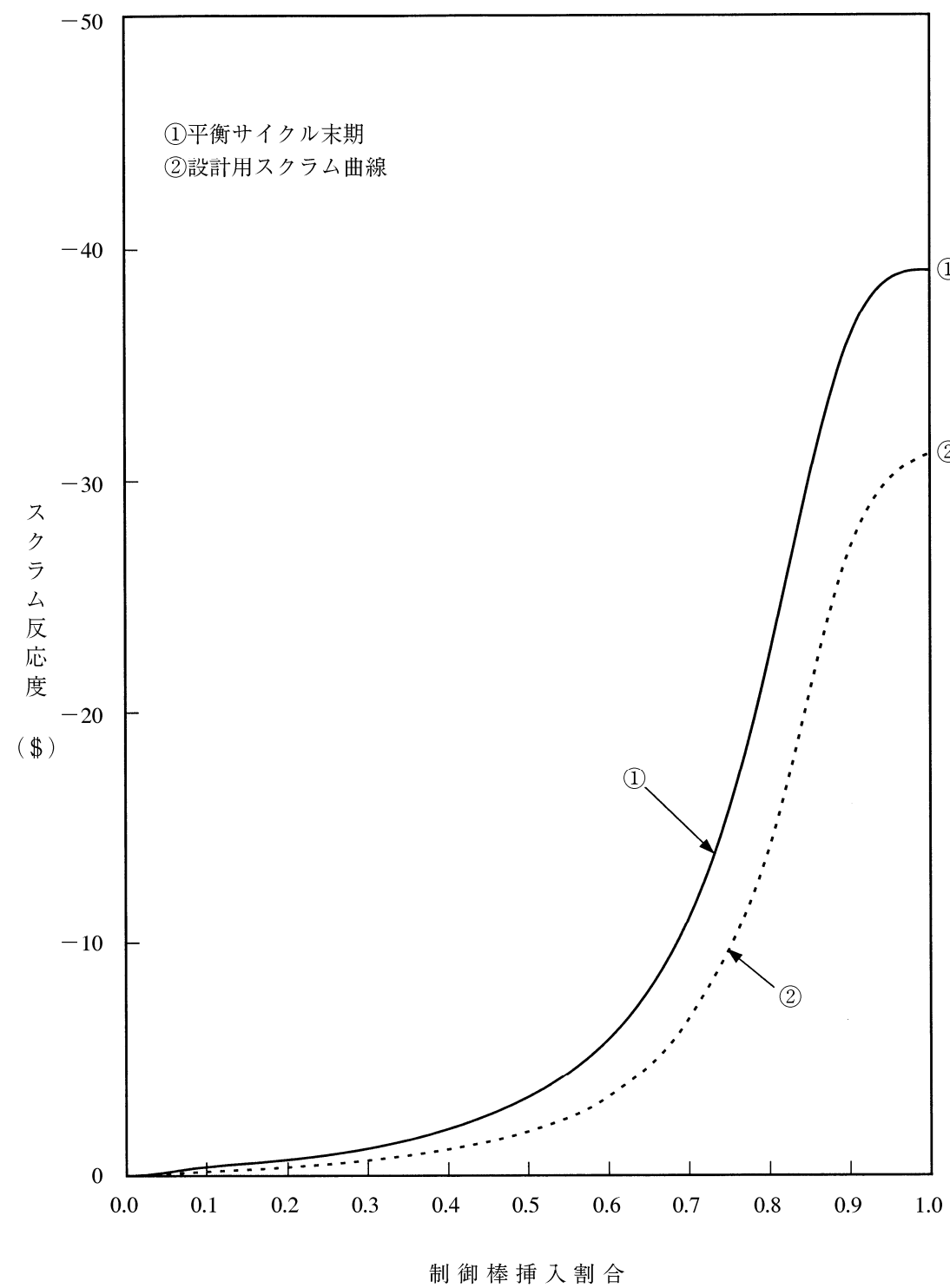


第 2.2-1 図 中性子束高（熱流束相当）の解析上のスクラム設定  
 (注) 解析は定格出力の 102% の条件で行っているため、  
 解析上のスクラム設定は実際の 1.02 倍とした。

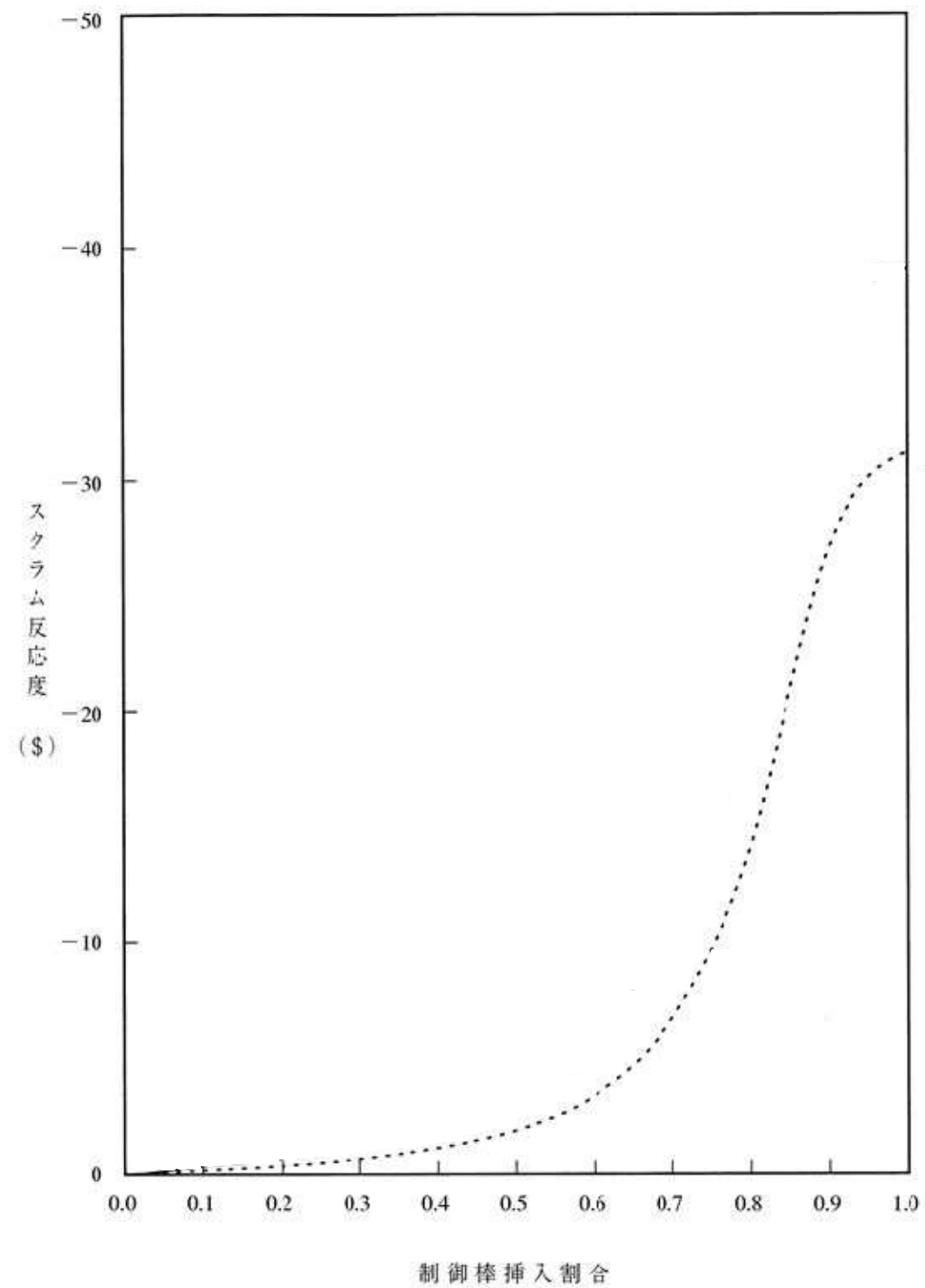


第 1 図 中性子束高（熱流束相当）の解析上のスクラム設定  
 (注) 解析は定格出力の 102% の条件で行っているため、  
 解析上のスクラム設定は実際の 1.02 倍とした。

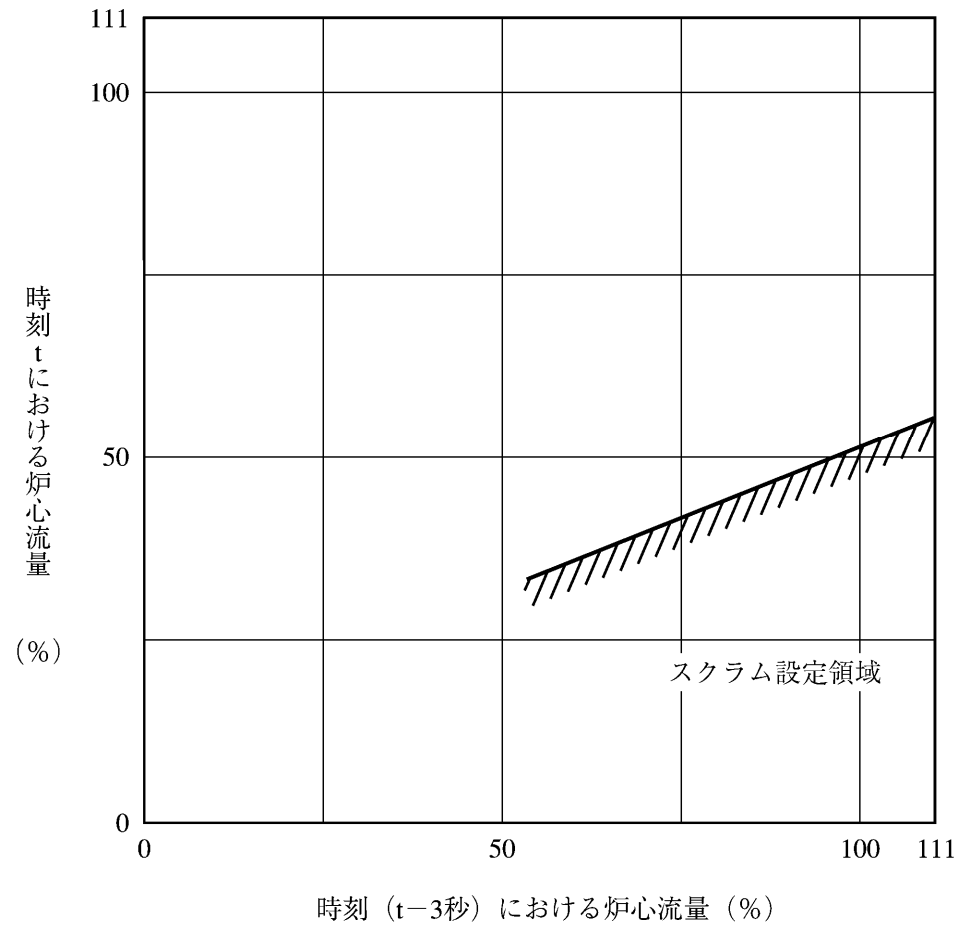




第 3.4.1-2 図(2) 設計用スクラム反応度曲線  
(9×9燃料 (B型) 平衡サイクル)

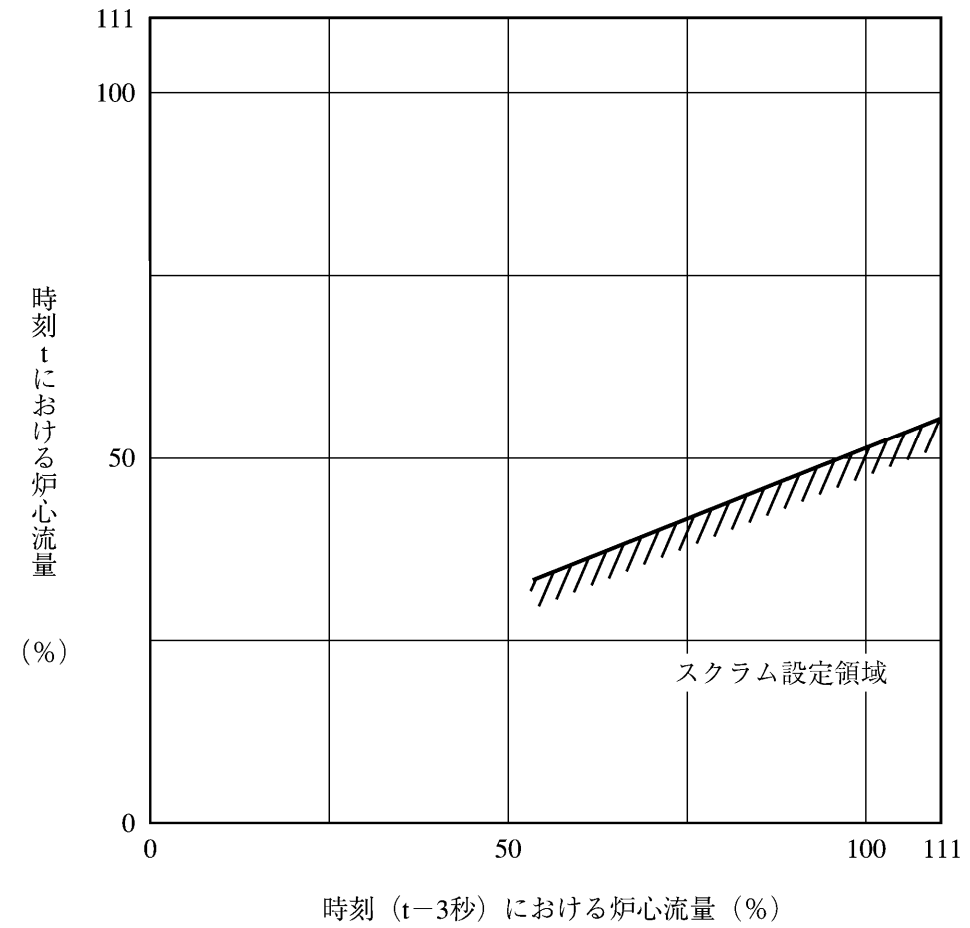


第 2 図 設計用スクラム反応度曲線



本スクラムは、原子炉出力75%以下でバイパスされる。

第3.2.1-1図 炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値



本スクラムは、原子炉出力75%以下でバイパスされる。

第3図 炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値

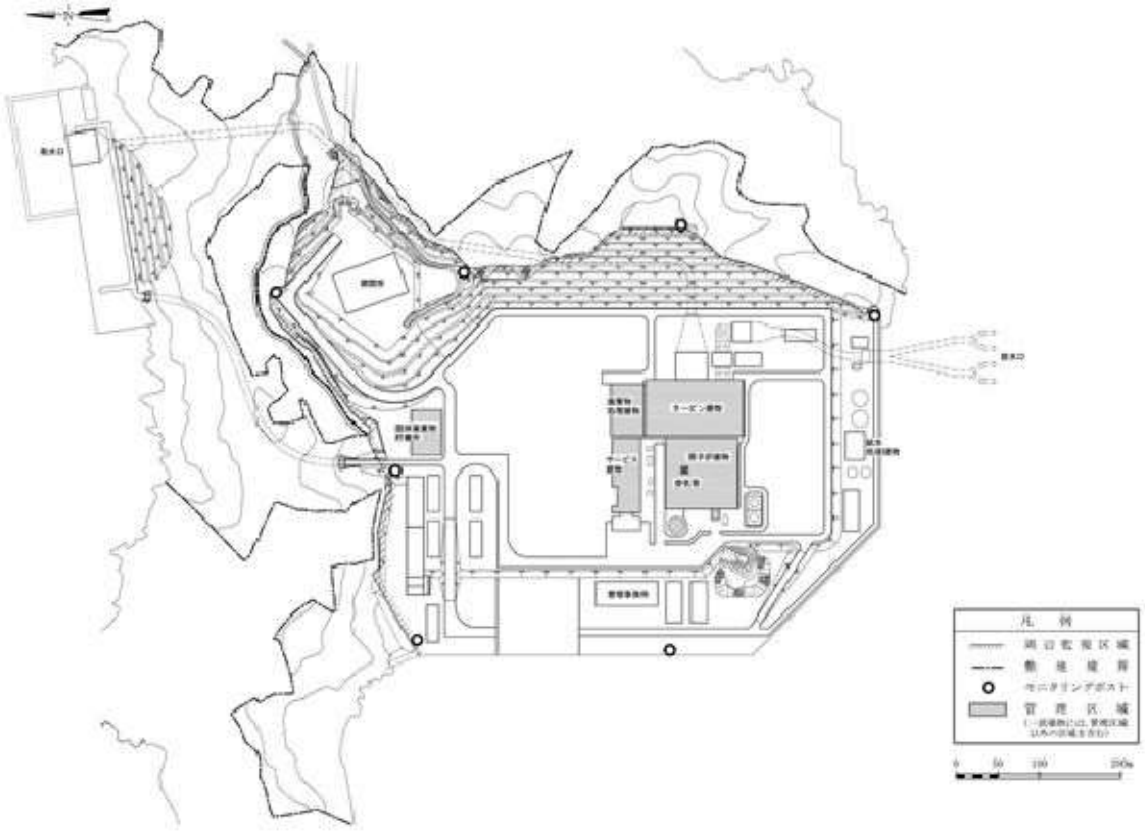
上関原子力発電所 1 号炉 原子力規制委員会設置法  
附則第 2 3 条第 4 項に基づく提出書

原子炉設置変更許可申請書 申請書添付参考図記載事項 比較表

平成 2 6 年 3 月  
中国電力株式会社

頁	申請書添付参考図（平成 25 年 12 月 25 日提出）	申請書添付参考図（補正後）	備考
	<p style="text-align: center;">申請書添付参考図表</p> <p>平成 21 年 12 月 18 日付け電原建安第 53 号をもって設置許可を申請した上関原子力発電所の原子炉設置許可申請書の申請書添付参考図に添付 1 を追加する。</p>	<p style="text-align: center;">申請書添付参考図</p> <p>平成 21 年 12 月 18 日付け電原建安第 53 号をもって設置許可を申請した上関原子力発電所の原子炉設置許可申請書の申請書添付参考図に添付 1 を追加する。</p>	

頁	申請書添付参考図（平成 25 年 12 月 25 日提出）	申請書添付参考図（補正後）	備考
	<p style="text-align: center;">申請書添付参考図表目録</p> <p>第 1 図 敷地付近地図 (添付書類六第 6.2-2 図)</p> <p>・</p> <p>・</p> <p>第 24 図 固体廃棄物処理系系統概要図 (添付書類八第 10.3-1 図)</p> <p><u>第 25 図 管理区域及び周辺監視区域図 (添付書類九第 2.1-1 図)</u></p> <p>第 26 図 通常運転時における気体廃棄物の主な放出経路図 (添付書類九第 4.2-1 図)</p> <p>第 27 図 液体廃棄物処理系の放射性物質濃度等説明図 (添付書類九第 4.3-1 図)</p> <p>第 28 図 主蒸気隔離弁閉止特性 (添付書類十第 2.2-2 図)</p> <p>第 29 図 減速材ボイド係数 (添付書類八第 3.4.1-5 図)</p> <p>第 30 図 ドップラ係数 (添付書類八第 3.4.1-3 図)</p> <p>第 31 図 引抜制御棒反応度曲線 (添付書類十第 2.3-1 図)</p> <p>第 32 図 スクラム反応度曲線 (添付書類十第 2.3-2 図)</p> <p>第 33 図 落下制御棒反応度曲線 (添付書類十第 3.3.1-1 図)</p> <p>第 34 図 スクラム反応度曲線 (添付書類十第 3.3.1-2 図)</p> <p><u>第 1 表 放射性希ガス放出量及び実効エネルギー (添付書類九第 4.2-4 表)</u></p> <p><u>第 2 表 放射性よう素の放出量 (添付書類九第 4.2-5 表)</u></p> <p><u>第 3 表 液体廃棄物の推定発生量と推定環境放出量 (添付書類九第 4.3-1 表)</u></p>	<p style="text-align: center;">申請書添付参考図目録</p> <p>第 1 図 敷地付近地図 (添付書類六第 6.2-2 図)</p> <p>・</p> <p>・</p> <p>第 24 図 固体廃棄物処理系系統概要図 (添付書類八第 10.3-1 図)</p> <p>第 25 図 通常運転時における気体廃棄物の主な放出経路図 (添付書類九第 4.2-1 図)</p> <p>第 26 図 液体廃棄物処理系の放射性物質濃度等説明図 (添付書類九第 4.3-1 図)</p> <p>第 27 図 主蒸気隔離弁閉止特性 (添付書類十第 2.2-2 図)</p> <p>第 28 図 減速材ボイド係数 (添付書類八第 3.4.1-5 図)</p> <p>第 29 図 ドップラ係数 (添付書類八第 3.4.1-3 図)</p> <p>第 30 図 引抜制御棒反応度曲線 (添付書類十第 2.3-1 図)</p> <p>第 31 図 スクラム反応度曲線 (添付書類十第 2.3-2 図)</p> <p>第 32 図 落下制御棒反応度曲線 (添付書類十第 3.3.1-1 図)</p> <p>第 33 図 スクラム反応度曲線 (添付書類十第 3.3.1-2 図)</p>	<p>以下図番ずれ</p>

頁	申請書添付参考図（平成 25 年 12 月 25 日提出）	申請書添付参考図（補正後）	備考
	 <p data-bbox="647 1451 1181 1486">第 25 図 管理区域及び周辺監視区域図</p>	<p data-bbox="1991 821 2101 856">(削除)</p>	

頁	申請書添付参考図（平成 25 年 12 月 25 日提出）	申請書添付参考図（補正後）	備考																											
	<p>第 1 表 放射性希ガス放出量及び実効エネルギー</p>																													
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="385 682 786 766">放 出 経 路</th> <th data-bbox="786 682 1023 766"><math>\gamma</math>線実効エネルギー (MeV)</th> <th data-bbox="1023 682 1231 766">希ガス放出率 (Bq/s)</th> <th data-bbox="1231 682 1439 766">希ガス放出量 (Bq/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="385 766 786 850">蒸気式空気抽出器及び 起動停止用蒸気式空気抽出器</td> <td data-bbox="786 766 1023 850">約 <math>5.5 \times 10^{-2}</math></td> <td data-bbox="1023 766 1231 850">約 <math>7.7 \times 10^6</math></td> <td data-bbox="1231 766 1439 850">約 <math>1.9 \times 10^{14}</math></td> </tr> <tr> <td data-bbox="385 850 786 934">復水器真空ポンプ</td> <td data-bbox="786 850 1023 934">約 <math>2.5 \times 10^{-1}</math></td> <td data-bbox="1023 850 1231 934">—</td> <td data-bbox="1231 850 1439 934">約 <math>4.6 \times 10^{13}</math></td> </tr> <tr> <td data-bbox="385 934 430 1165" rowspan="3">換 気 系</td> <td data-bbox="430 934 786 1008">タービン建物</td> <td data-bbox="786 934 1023 1008">約 <math>8.2 \times 10^{-1}</math></td> <td data-bbox="1023 934 1231 1008">約 <math>3.7 \times 10^6</math></td> </tr> <tr> <td data-bbox="430 1008 786 1081">原子炉建物</td> <td data-bbox="786 1008 1023 1081">約 <math>2.2 \times 10^{-1}</math></td> <td data-bbox="1023 1008 1231 1081">約 <math>1.3 \times 10^6</math></td> </tr> <tr> <td data-bbox="430 1081 786 1165">廃棄物処理建物</td> <td data-bbox="786 1081 1023 1165">約 <math>2.2 \times 10^{-1}</math></td> <td data-bbox="1023 1081 1231 1165">約 <math>1.3 \times 10^6</math></td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="385 1165 786 1249">合 計</td> <td data-bbox="786 1165 1023 1249">約 <math>2.9 \times 10^{-1}</math> ※</td> <td data-bbox="1023 1165 1231 1249">—</td> </tr> </tbody> </table>			放 出 経 路	$\gamma$ 線実効エネルギー (MeV)	希ガス放出率 (Bq/s)	希ガス放出量 (Bq/y)	蒸気式空気抽出器及び 起動停止用蒸気式空気抽出器	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $7.7 \times 10^6$	約 $1.9 \times 10^{14}$	復水器真空ポンプ	約 $2.5 \times 10^{-1}$	—	約 $4.6 \times 10^{13}$	換 気 系	タービン建物	約 $8.2 \times 10^{-1}$	約 $3.7 \times 10^6$	原子炉建物	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^6$	廃棄物処理建物	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^6$	合 計		約 $2.9 \times 10^{-1}$ ※	—	<p><u>(削除)</u></p>
放 出 経 路	$\gamma$ 線実効エネルギー (MeV)	希ガス放出率 (Bq/s)	希ガス放出量 (Bq/y)																											
蒸気式空気抽出器及び 起動停止用蒸気式空気抽出器	約 $5.5 \times 10^{-2}$	約 $7.7 \times 10^6$	約 $1.9 \times 10^{14}$																											
復水器真空ポンプ	約 $2.5 \times 10^{-1}$	—	約 $4.6 \times 10^{13}$																											
換 気 系	タービン建物	約 $8.2 \times 10^{-1}$	約 $3.7 \times 10^6$																											
	原子炉建物	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^6$																											
	廃棄物処理建物	約 $2.2 \times 10^{-1}$	約 $1.3 \times 10^6$																											
合 計		約 $2.9 \times 10^{-1}$ ※	—																											
	<p>※ <u>連続放出の平均エネルギー</u></p>																													

頁	申請書添付参考図（平成 25 年 12 月 25 日提出）	申請書添付参考図（補正後）	備考																																	
	<p>第 2 表 放射性よう素の放出量</p> <table border="1" data-bbox="373 684 1457 1178"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">放 出 経 路</th> <th colspan="2"><sup>131</sup> I</th> <th colspan="2"><sup>133</sup> I</th> </tr> <tr> <th>放出率 (Bq/s)</th> <th>放出量 (Bq/y)</th> <th>放出率 (Bq/s)</th> <th>放出量 (Bq/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">復水器真空ポンプ</td> <td>—</td> <td>約 1.5×10<sup>9</sup></td> <td>—</td> <td>約 1.5×10<sup>9</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">換気系</td> <td>運転時</td> <td>約 3.5×10<sup>2</sup></td> <td>約 8.9×10<sup>9</sup></td> <td>約 9.7×10<sup>2</sup></td> <td>約 2.5×10<sup>10</sup></td> </tr> <tr> <td>定検時</td> <td>—</td> <td>約 7.4×10<sup>9</sup></td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合 計</td> <td>—</td> <td>約 1.8×10<sup>10</sup></td> <td>—</td> <td>約 2.6×10<sup>10</sup></td> </tr> </tbody> </table>		放 出 経 路		<sup>131</sup> I		<sup>133</sup> I		放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	復水器真空ポンプ		—	約 1.5×10 <sup>9</sup>	—	約 1.5×10 <sup>9</sup>	換気系	運転時	約 3.5×10 <sup>2</sup>	約 8.9×10 <sup>9</sup>	約 9.7×10 <sup>2</sup>	約 2.5×10 <sup>10</sup>	定検時	—	約 7.4×10 <sup>9</sup>	—	—	合 計		—	約 1.8×10 <sup>10</sup>	—	約 2.6×10 <sup>10</sup>	
放 出 経 路		<sup>131</sup> I			<sup>133</sup> I																															
		放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)	放出率 (Bq/s)	放出量 (Bq/y)																															
復水器真空ポンプ		—	約 1.5×10 <sup>9</sup>	—	約 1.5×10 <sup>9</sup>																															
換気系	運転時	約 3.5×10 <sup>2</sup>	約 8.9×10 <sup>9</sup>	約 9.7×10 <sup>2</sup>	約 2.5×10 <sup>10</sup>																															
	定検時	—	約 7.4×10 <sup>9</sup>	—	—																															
合 計		—	約 1.8×10 <sup>10</sup>	—	約 2.6×10 <sup>10</sup>																															
		<p><u>(削除)</u></p>																																		



頁	申請書添付参考図（平成 25 年 12 月 25 日提出）	申請書添付参考図（補正後）	備考												
	<p style="text-align: center;">第 3 表 液体廃棄物の推定発生量と推定環境放出量</p> <table border="1" data-bbox="368 552 1466 963"> <thead> <tr> <th data-bbox="368 552 759 621"></th> <th data-bbox="759 552 1041 621">推定発生量</th> <th data-bbox="1041 552 1466 621">推定環境放出量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="368 621 759 737">機器ドレン・床ドレン廃液 (低電導度廃液系)</td> <td data-bbox="759 621 1041 737">約 65m<sup>3</sup>/d</td> <td data-bbox="1041 621 1466 737">0</td> </tr> <tr> <td data-bbox="368 737 759 852">化学廃液 (高電導度廃液系)</td> <td data-bbox="759 737 1041 852">約 5 m<sup>3</sup>/d</td> <td data-bbox="1041 737 1466 852">約 3,000m<sup>3</sup>/y ※ (約 1 × 10<sup>9</sup>Bq/y)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="368 852 759 963">洗濯廃液 (洗濯廃液系)</td> <td data-bbox="759 852 1041 963">約 15m<sup>3</sup>/d</td> <td data-bbox="1041 852 1466 963">約 5,400m<sup>3</sup>/y (約 1 × 10<sup>8</sup>Bq/y)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="368 974 1466 1167">※ 高電導度廃液系の処理済液は、通常再使用する。しかし、原子炉起動時及び停止時にタービンランドシール並びに起動停止用蒸気式空気抽出器に使用した補助ボイラ蒸気の凝縮水などの回収により、復水貯蔵タンクの保有水量が増加するような場合、余剰水を高電導度廃液系で処理し、放射性物質の濃度が低い処理済液を環境に放出することがある。環境放出量としては、年間3,000m<sup>3</sup>程度と推定される。</p>			推定発生量	推定環境放出量	機器ドレン・床ドレン廃液 (低電導度廃液系)	約 65m <sup>3</sup> /d	0	化学廃液 (高電導度廃液系)	約 5 m <sup>3</sup> /d	約 3,000m <sup>3</sup> /y ※ (約 1 × 10 <sup>9</sup> Bq/y)	洗濯廃液 (洗濯廃液系)	約 15m <sup>3</sup> /d	約 5,400m <sup>3</sup> /y (約 1 × 10 <sup>8</sup> Bq/y)	
	推定発生量	推定環境放出量													
機器ドレン・床ドレン廃液 (低電導度廃液系)	約 65m <sup>3</sup> /d	0													
化学廃液 (高電導度廃液系)	約 5 m <sup>3</sup> /d	約 3,000m <sup>3</sup> /y ※ (約 1 × 10 <sup>9</sup> Bq/y)													
洗濯廃液 (洗濯廃液系)	約 15m <sup>3</sup> /d	約 5,400m <sup>3</sup> /y (約 1 × 10 <sup>8</sup> Bq/y)													
		<p><u>(削除)</u></p>													

上関原子力発電所 1 号炉 原子力規制委員会設置法  
附則第 2 3 条第 4 項に基づく提出書

原子炉設置変更許可申請書 添付書類記載事項 比較表

平成 2 6 年 3 月  
中国電力株式会社

頁	添付書類（平成 25 年 12 月 25 日提出）	添付書類（補正後）	備考
	<p style="text-align: center;">添 付 書 類</p> <p>今回の提出に係る添付書類は以下のとおりである。</p> <p>添付書類九 発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書 平成21年12月18日付け電原建安第53号にて設置許可を申請した上関原子力発電所の原子炉設置許可申請書における添付書類九「変更後における核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理並びに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書」の記載内容に同じ。</p> <p>添付書類十 発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書 平成21年12月18日付け電原建安第53号にて設置許可を申請した上関原子力発電所の原子炉設置許可申請書における添付書類十「変更後における原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書」の記載内容に同じ。 ただし、下記の読み替えを行う。</p> <p style="text-align: center;">記</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に従い記載している「事故」を「設計基準事故」と読み替える。</p>	<p style="text-align: center;">添 付 書 類</p> <p>今回の提出に係る添付書類は以下のとおりである。</p> <p>添付書類九 発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書 平成21年12月18日付け電原建安第53号にて設置許可を申請した上関原子力発電所の原子炉設置許可申請書における添付書類九「変更後における核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理並びに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書」の記載内容に同じ。 <u>ただし、「2. 発電所の放射線管理」のうち「2.2 管理区域内の管理 (4)」の記載を下記のとおり変更する。</u></p> <p style="text-align: center;">記</p> <p><u>(4) 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が(3)の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。</u></p> <p>添付書類十 発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書 平成21年12月18日付け電原建安第53号にて設置許可を申請した上関原子力発電所の原子炉設置許可申請書における添付書類十「変更後における原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書」の記載内容に同じ。 ただし、下記の読み替えを行う。</p> <p style="text-align: center;">記</p> <p>「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に従い記載している「事故」を「設計基準事故」と読み替える。</p>	<p>本文九号に合わせ変更。 (実用炉則との記載の整合)</p>