



令02原機(安)004
令和2年6月15日

原子力規制委員会 殿

茨城県那珂郡東海村大字舟形765番地1
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
理事長 児玉 敏雄



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所
原子炉設置変更許可申請書

〔 STACY (定常臨界実験装置) 施設等の変更
本文及び添付書類の一部補正 〕

令和元年12月25日付け令01原機(安)008をもって申請した国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書〔STACY (定常臨界実験装置) 施設等の変更〕の本文及び添付書類を下記のとおり一部補正いたします。

記

原子炉設置変更許可申請書の別紙1（原子力科学研究所の原子炉設置変更許可の経緯）を別紙1のとおり一部補正する。

原子炉設置変更許可申請書の本文の変更に係る別紙2（変更の内容）のうち別添2（別冊10）を別紙2のとおり一部補正する。

原子炉設置変更許可申請書の本文の変更に係る別紙3（試験研究用等原子炉施設の工事計画）を別紙3のとおり一部補正する。

原子炉設置変更許可申請書の添付書類三を別紙4のとおり一部補正する。

原子炉設置変更許可申請書の添付書類五を別紙5のとおり一部補正する。

原子炉設置変更許可申請書の添付書類六を別紙6のとおり一部補正する。

原子炉設置変更許可申請書の添付書類八を別紙7のとおり一部補正する。

原子炉設置変更許可申請書の添付書類十一として別紙8のとおり追加する。

別紙 1

原子力科学研究所の原子炉

設置変更許可の経緯

原子力科学研究所の原子炉設置変更許可の経緯

原子力科学研究所の放射性廃棄物の廃棄施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和48年 1月 9日	48原 第162号	処理前廃液貯槽、蒸発濃縮処理装置等の変更
昭和49年 1月22日	49原 第537号	処理前廃液貯槽、圧縮処理装置等の変更
昭和52年 6月 7日	52安(原規)第181号	第1及び第2処理棟の設置等
昭和53年 3月28日	53安(原規)第108号	廃棄施設の増設(北部)
昭和55年 5月15日	55安(原規)第 87号	使用済燃料等貯蔵施設の撤去
昭和55年12月26日	55安(原規)第274号	廃液貯槽の撤去
昭和58年 1月14日	57安(原規)第267号	焼却処理装置の撤去等
昭和60年 4月 8日	60安(原規)第 37号	第2保管廃棄施設(低レベル用)の設置
平成元年 3月 2日	元安(原規)第 27号	第2保管廃棄施設(低・中レベル用)の設置
平成 4年 5月15日	4安(原規)第 96号	第3廃棄物処理棟及び内装設備の設置
平成 7年11月29日	7安(原規)第353号	解体分別保管棟の設置等
平成11年 3月30日	11安(原規)第 52号	減容処理棟の設置
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	固体廃棄物の処理方法の追加
平成30年10月17日	原規規発第1810173号	新規制基準への適合等のための変更
令和 2年 4月22日	———	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

放射線管理施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和50年 3月 6日	50原 第1838号	モニタリングポスト装置の変更
令和 2年 4月22日	———	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

J R R - 1 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年10月20日	———	解体届出（44原研05第16号）
昭和45年 9月16日	———	解体届出の変更の届出 （45原研05第24号）
平成15年 7月31日	———	廃止届出（15原研20第15号）

J R R - 2 原子炉施設

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 1月30日	44原 第 417号	燃料要素中の ²³⁵ Uの増量、過剰反応度の追加
昭和45年 8月 5日	45原 第4966号	E F T L - 2 及び L N T N の撤去
昭和45年12月10日	45原 第7861号	S I L の設置
昭和46年 7月17日	46原 第5105号	新燃料及び使用済燃料貯蔵能力の変更
昭和46年 8月19日	46原 第5862号	S I L 最高使用圧力の変更
昭和47年 1月20日	47原 第9841号	燃料体濃縮度、1次系ポンプ、フィルタの変更
昭和47年 3月 2日	47原 第2114号	E B P 型燃料要素の追加（実験用）
昭和48年 5月29日	48原 第5577号	H W L - 1 の撤去
昭和48年11月14日	48原 第10541号	上部遮蔽体の改造、円筒B型燃料の追加
昭和50年 6月24日	50原 第5895号	⁴¹ A r 減衰ダクトの設置
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和51年12月14日	51安(原規)第199号	燃料貯蔵庫の移設等
昭和57年 7月28日	56安(原規)第101号	燃料の最高燃焼度を40%に変更等
昭和58年 7月22日	58安(原規)第131号	試験用燃料要素(M E U 及び L E U) の追加
昭和61年12月 5日	61安(原規)第193号	中濃縮度燃料要素の追加
昭和63年 8月31日	63安(原規)第373号	J R R - 4 使用済燃料の貯蔵に係る記載の変更
平成 2年 6月18日	2安(原規)第353号	J R R - 2 の熱中性子柱を利用して悪性しゅよう等の医療照射の追加
平成 3年 6月21日	3安(原規)第343号	使用済燃料の貯蔵及び処分の方法に係る記載の変更
平成 9年 5月 9日	———	解体届出(9原研05第78号)
平成18年11月 6日	18諸文科科第940号	廃止措置計画の認可
平成24年 9月10日	24文科科第409号	廃止措置計画変更の認可

令和 2年 4月22日	——	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出
-------------	----	----------------------------------

J R R - 3 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	——	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 3月 4日	44原 第1204号	脳しゅよう患者治療のため使用目的の変更
昭和45年10月 8日	45原 第6774号	燃料を金属ウランから二酸化ウランに変更
昭和46年10月 4日	46原 第7142号	使用済燃料貯蔵能力の変更
昭和47年 3月29日	47原 第2726号	ヘリウム圧縮機の増設
昭和47年 6月22日	47原 第6520号	核的制限値の変更
昭和48年 5月29日	48原 第5577号	F G R L の撤去
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の貯蔵能力、処分の方法等の変更
昭和55年 5月15日	55安(原規)第 87号	使用済燃料貯蔵施設の設置 (北地区)
昭和55年12月26日	55安(原規)第274号	L T F L の撤去
昭和58年 7月22日	58安(原規)第131号	燃料管理施設の設置等
昭和59年12月19日	59安(原規)第229号	原子炉施設の改造
平成 3年 6月21日	3安(原規)第343号	使用済燃料の貯蔵及び処分の方法に係る記載の変更
平成10年 1月 7日	9安(原規)第241号	シリサイド燃料等への変更
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成30年11月 7日	原規規発第1811076号	新規制基準への適合等のための変更
令和 2年 4月22日	——	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

J R R - 4 原子炉施設

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和47年 1月25日	47原 第9840号	燃料体濃縮度の変更
昭和49年 5月 8日	49原 第4308号	熱出力の増加
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和63年 8月31日	63安(原規)第373号	J R R - 4 使用済燃料の貯蔵に係る記載の変更
平成 3年 6月21日	3安(原規)第343号	使用済燃料の貯蔵及び処分の方法に係る記載の変更
平成 8年 9月19日	8安(原規)第384号	低濃縮燃料要素の使用及び原子炉施設の整備
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成29年 6月 7日	原規規発第1706077号	廃止措置計画の認可
平成30年12月25日	原規規発第1812253号	廃止措置計画変更の認可
令和 2年 4月22日	———	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

F C A（高速炉臨界実験装置）施設

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 2月27日	44原 第1120号	P u 燃料の使用に伴う変更
昭和45年 6月30日	45原 第4109号	燃料体の仕様変更等
昭和46年 8月19日	46原 第5863号	U濃縮度の変更
昭和48年10月12日	48原 第9743号	炉心構造の変更
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和55年 7月 4日	55安(原規)第 38号	非常用電源の更新
昭和58年 7月22日	58安(原規)第131号	300kV パルス中性子発生装置の撤去
平成元年 3月 2日	元安(原規)第 27号	燃料貯蔵施設の貯蔵能力の変更
平成 7年11月29日	7安(原規)第353号	模擬物質の種類追加（含窒素化合物）
平成27年 7月28日	原規規発第1507285号	使用済燃料の処分の方法の変更
令和 2年 4月22日	———	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

T C A (軽水臨界実験装置) 施設

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和43年12月26日	43原 第6393号	炉心構成の変更
昭和44年11月27日	44原 第6144号	炉心構成の変更
昭和46年 5月28日	46原 第4173号	炉心構成の変更
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和63年 3月 4日	63安(原規)第 35号	燃料要素等の更新
平成 7年 4月28日	7安(原規)第 81号	使用の目的の変更
令和 2年 4月22日	———	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

V H T R C (高温ガス炉臨界実験装置) 施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和51年12月14日	51安(原規)第199号	燃料貯蔵庫の移設等
昭和52年 8月26日	52安(原規)第254号	実験用挿入物等の変更
昭和55年 8月15日	55安(原規)第186号	熱的制限値の変更
昭和58年 1月14日	57安(原規)第267号	炉心部の改造
平成12年 3月17日	———	解体届出 (12原研05第30号)
平成18年 9月 4日	18諸文科科第1488号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成18年11月 6日	18諸文科科第939号	廃止措置計画の認可
平成21年 5月27日	21諸文科科第6437号	廃止措置計画の変更の認可
平成22年 6月30日	21受文科科第5894号	廃止措置終了の確認

J P D R 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 9月25日	44原 第5128号	J P D R - II への改造
昭和44年12月22日	44原 第6145号	燃料濃縮度の変更
昭和45年 4月27日	45原 第1702号	安全弁、給水ポンプ等の容量の変更
昭和45年 9月11日	45原 第4490号	使用済燃料貯蔵施設の増設
昭和45年11月26日	45原 第7025号	燃料最高温度の変更
昭和47年 9月11日	47原 第7904号	自動逃し弁の設置
昭和49年10月 1日	49原 第7806号	液体廃棄物処理設備の増設
昭和57年12月 9日	———	解体届出 (57原研05第50号)
平成14年10月17日	———	廃止届出 (14原研05第148号)

NSRR 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和48年 3月27日	48原 第2939号	新設
昭和49年 2月20日	49原 第 538号	非常用電源設備の変更
昭和49年 8月21日	49原 第7805号	気体廃棄物の廃棄設備の変更
昭和51年 2月24日	51安 第1378号	Na 実験棟の追加
昭和51年11月 9日	51安(原規)第 161号	カプセルの仕様追加
昭和55年 1月17日	54安(原規)第 172号	照射物管理棟の設置
昭和55年11月18日	55安(原規)第 231号	未照射 PuO_2-UO_2 追加
昭和62年 5月27日	62安(原規)第 115号	熱出力及び原子炉施設の変更
平成元年11月10日	元安(原規)第 598号	未照射アルミナイド燃料及び未照射シリサイド燃料の追加
平成 6年10月 3日	6安(原規)第 235号	照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料及び未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料の追加
平成15年 5月12日	14諸文科科第3396号	高圧水カプセルの構造変更、流動水カプセルの廃止、燃料貯蔵能力の変更等
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	使用の目的の変更
平成30年 1月31日	原規規発第18013111号	新規制基準への適合等のための変更
令和 2年 4月22日	——	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

S T A C Y (定常臨界実験装置) 施設

許可年月日	許可番号	備 考
昭和63年10月 7日	63安(原規)第409号	新設
平成 7年11月29日	7安(原規)第353号	燃料材の種類、粉末燃料貯蔵設備の貯蔵能力等の変更
平成11年 3月30日	11安(原規)第 52号	燃料材の劣化ウラン量、粉末燃料貯蔵設備の貯蔵能力等の変更
平成20年 2月14日	19諸文科科第3150号	ウラン酸化物燃料貯蔵設備の設置
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	V H T R C 施設から引き渡された使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の設置
平成30年 1月31日	原規規発第18013110号	炉型の変更(熱中性子炉用臨界実験装置)、新規制基準への適合等のための変更
令和 2年 4月22日	——	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

T R A C Y (過渡臨界実験装置) 施設

許可年月日	許可番号	備 考
昭和63年10月 7日	63安(原規)第409号	新設
平成 7年11月29日	7安(原規)第353号	溶液燃料貯蔵設備(S T A C Y 施設と共用)の貯蔵能力の変更
平成11年 3月30日	11安(原規)第 52号	溶液燃料貯蔵設備(S T A C Y 施設と共用)の貯蔵能力の変更
平成20年 2月14日	19諸文科科第3150号	ウラン酸化物燃料貯蔵設備(S T A C Y 施設と共用)の設置
平成29年 6月 7日	原規規発第1706076号	廃止措置計画の認可
令和 2年 4月22日	——	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出

別冊 1 0

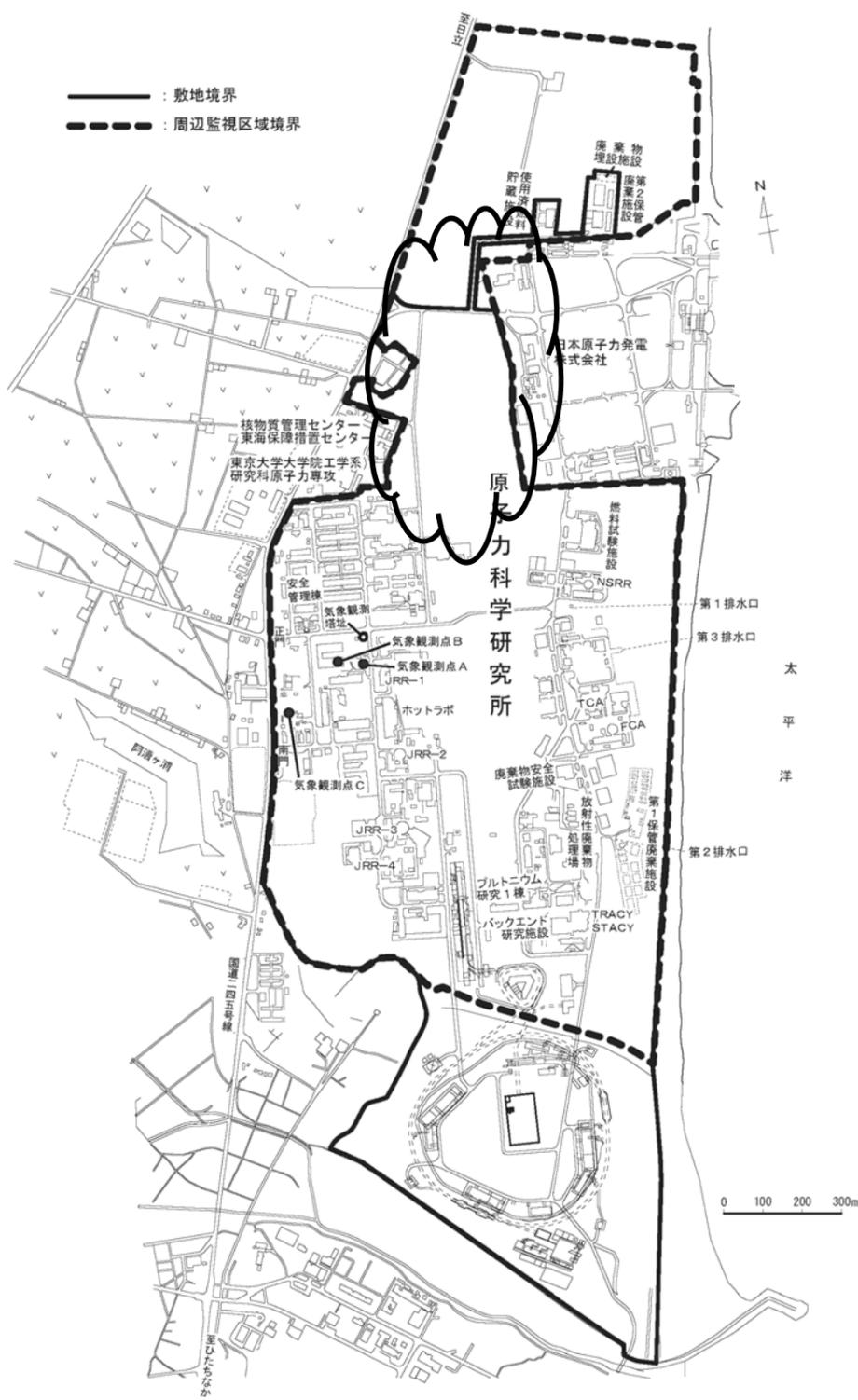
別冊 1 0のうち、本文に関する記載を次表のとおり変更する。
なお、二重下線部は申請時からの変更箇所を示す。

変更前	変更後	変更理由
<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>STACY施設</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>(用語の定義)</p> <p>(1)「溶液系STACY」とは、ウラン・プルトニウム燃料タンク型の臨界実験装置（平成21年3月11日付け20諸文科科第2058号以前に許可を受けたもの）をいう。</p> <p>(2)「溶液系STACY施設」とは、溶液系STACYで使用した燃料等の貯蔵等を行う施設から成る原子炉施設をいう。</p> </div> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>原子炉施設は、「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。）、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年12月6日 原子力規制委員会規則第21号）（以下「許可基準規則」という。）等の国内の法令、規格、基準等の要求を満足する構造とする。</p> <p>これらの法令、規格、基準等で規定されていないものについては、必要に応じて国外の規格に準拠する。</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>STACY施設は、「許可基準規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年11月27日 原規研発第1311271号 原子力規制委員会決定。以下「許可基準規則解釈」という。）の基本的考え方を参考にして、以下の事項を満足するように設計する。</p> <p>(i)～(iii) (省略)</p> <p>(2)～(3) (省略)</p> <p>ハ 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(省略)</p> <p>(1) 試験研究用等原子炉の炉心</p> <p>(省略)</p> <p>(i) 構造</p> <p>(省略)</p> <p>(ii) 燃料体（棒状燃料）の最大挿入量</p> <p><u>a.</u> ウラン棒状燃料 濃縮ウラン（²³⁵U濃縮度10wt%以下）</p> <p><u>b.</u> 中性子毒物添加棒状燃料</p>	<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>STACY施設</p> <p>(変更なし)</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>原子炉施設は、「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。）、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第21号）（以下「許可基準規則」という。）等の国内の法令、規格、基準等の要求を満足する構造とする。</p> <p>これらの法令、規格、基準等で規定されていないものについては、必要に応じて国外の規格に準拠する。</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>STACY施設は、「許可基準規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成30年1月24日 原規技発第1801246号 原子力規制委員会決定。以下「許可基準規則解釈」という。）の基本的考え方を参考にして、以下の事項を満足するように設計する。</p> <p>(i)～(iii) (変更なし)</p> <p>(2)～(3) (変更なし)</p> <p>ハ 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(変更なし)</p> <p>(1) 試験研究用等原子炉の炉心</p> <p>(変更なし)</p> <p>(i) 構造</p> <p>(変更なし)</p> <p>(ii) 燃料体（棒状燃料）の最高燃焼度及び最大挿入量</p> <p><u>a. 最高燃焼度</u> <u>最大積算出力については、1運転当たり0.1kW・h、週間0.3kW・h、年間3kW・hであり、核分裂生成物の蓄積量、反応度変化及び崩壊熱が僅少であるため、燃焼度について特定の制限を設けない。</u></p> <p><u>b. 最大挿入量</u></p> <p><u>(a)</u> ウラン棒状燃料 濃縮ウラン（²³⁵U濃縮度10wt%以下）</p> <p><u>(b)</u> 中性子毒物添加棒状燃料</p>	<p>記載の適正化</p> <p>許可基準規則解釈の改正に伴う変更</p> <p>試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則の改正に伴う記載箇所の変更</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由														
<p>濃縮ウラン（^{235}U濃縮度10wt%以下。中性子毒物を含む。） ウラン棒状燃料及び中性子毒物添加棒状燃料は、単一種類又は複数種類のものを組み合わせて使用する。このとき、炉心の平均^{235}U濃縮度は10wt%以下とする。 炉心に装荷する棒状燃料（実験用装荷物の燃料試料挿入管を含む。）は、総ウラン重量720kg U以下、かつ、総挿入本数900本を超えないこと。また、炉心に装荷する中性子毒物添加量（燃料試料挿入管を含む。）は、炉心に装荷する総ウラン重量（燃料試料挿入管を含む。）の1/100を超えないこと。このとき、炉心の特性が第3表及び第4表に示す炉心特性範囲内であること。</p> <p>(iii) ~ (iv) (省略)</p> <p>(2) 燃料体 (i) ~ (iv) (省略) (v) <u>最高燃焼度</u> <u>最大積算出力については、1運転当たり0.1kW・h、週間0.3kW・h、年間3kW・hであり、核分裂生成物の蓄積量、反応度変化及び崩壊熱が僅少であるため、燃焼度について特定の制限を設けない。</u></p> <p>(3) ~ (6) (省略)</p> <p>ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (1) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 核燃料物質貯蔵設備は、次の設備から構成し、実験棟Aの燃取室、溶液貯蔵室、炉室（S）、Pu保管室及びU保管室内に設置する。主要材料はステンレス鋼とし、安全に貯蔵できる構造とする。ただし、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備については、主要材料は鋼材とする。 これら核燃料物質貯蔵設備は、貯蔵能力として1炉心分以上の燃料体を貯蔵できるように設計する。また、温度変化、化学的变化等を考慮しても溶液系STACYで使用した溶液燃料の健全性を損なうおそれがない設計とするとともに、幾何学的な安全配置、中性子吸収材その他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも臨界に達するおそれがないように設計する。加えて、放射線防護のための適切な遮蔽を有する設計とする。 (i) ~ (vi) (省略)</p> <p>ホ ~ ヌ (省略) TRACY施設 (省略)</p>	<p>濃縮ウラン（^{235}U濃縮度10wt%以下。中性子毒物を含む。） ウラン棒状燃料及び中性子毒物添加棒状燃料は、単一種類又は複数種類のものを組み合わせて使用する。このとき、炉心の平均^{235}U濃縮度は10wt%以下とする。 炉心に装荷する棒状燃料（実験用装荷物の燃料試料挿入管を含む。）は、総ウラン重量720kg U以下、かつ、総挿入本数900本を超えないこと。また、炉心に装荷する中性子毒物添加量（燃料試料挿入管を含む。）は、炉心に装荷する総ウラン重量（燃料試料挿入管を含む。）の1/100を超えないこと。このとき、炉心の特性が第3表及び第4表に示す炉心特性範囲内であること。</p> <p>(iii) ~ (iv) (変更なし)</p> <p>(2) 燃料体 (i) ~ (iv) (変更なし) <u>(削る)</u></p> <p>(3) ~ (6) (変更なし)</p> <p>ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (1) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 核燃料物質貯蔵設備は、次の設備から構成し、実験棟Aの燃取室、溶液貯蔵室、炉室（S）、Pu保管室及びU保管室内に設置する。主要材料はステンレス鋼とし、安全に貯蔵できる構造とする。ただし、ウラン酸化物燃料貯蔵設備、<u>使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備及び使用済棒状燃料貯蔵設備</u>については、主要材料は鋼材とする。 これら核燃料物質貯蔵設備は、貯蔵能力として1炉心分以上の燃料体を貯蔵できるように設計する。また、温度変化、化学的变化等を考慮しても溶液系STACYで使用した溶液燃料の健全性を損なうおそれがない設計とするとともに、幾何学的な安全配置、中性子吸収材その他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも臨界に達するおそれがないように設計する。加えて、放射線防護のための適切な遮蔽を有する設計とする。 (i) ~ (vi) (変更なし)</p> <p><u>(vii) 使用済棒状燃料貯蔵設備 一式</u> <u>使用済棒状燃料貯蔵設備は、TCA施設から引き渡された使用済棒状燃料の貯蔵を行う。</u></p> <table border="1" data-bbox="1365 1554 2493 1827"> <tr> <td colspan="2"><u>a. 貯蔵能力 酸化ウラン燃料（低濃縮、天然）</u></td> </tr> <tr> <td>ウラン（^{235}U濃縮度約0.7~3.2wt%）</td> <td>2092 kgU</td> </tr> <tr> <td colspan="2"><u>ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料</u></td> </tr> <tr> <td>プルトニウム（プルトニウム富化度約1.2~4.7wt%）</td> <td>1 kgPu</td> </tr> <tr> <td>ウラン（^{235}U濃縮度約0.7wt%）</td> <td>37 kgU</td> </tr> <tr> <td colspan="2"><u>酸化トリウム燃料</u></td> </tr> <tr> <td>トリウム</td> <td>40 kgTh</td> </tr> </table> <p>ホ ~ ヌ (変更なし) TRACY施設 (変更なし)</p>	<u>a. 貯蔵能力 酸化ウラン燃料（低濃縮、天然）</u>		ウラン（ ^{235}U 濃縮度約0.7~3.2wt%）	2092 kgU	<u>ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料</u>		プルトニウム（プルトニウム富化度約1.2~4.7wt%）	1 kgPu	ウラン（ ^{235}U 濃縮度約0.7wt%）	37 kgU	<u>酸化トリウム燃料</u>		トリウム	40 kgTh	<p>試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則の改正に伴う記載箇所の変更</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p>
<u>a. 貯蔵能力 酸化ウラン燃料（低濃縮、天然）</u>																
ウラン（ ^{235}U 濃縮度約0.7~3.2wt%）	2092 kgU															
<u>ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料</u>																
プルトニウム（プルトニウム富化度約1.2~4.7wt%）	1 kgPu															
ウラン（ ^{235}U 濃縮度約0.7wt%）	37 kgU															
<u>酸化トリウム燃料</u>																
トリウム	40 kgTh															

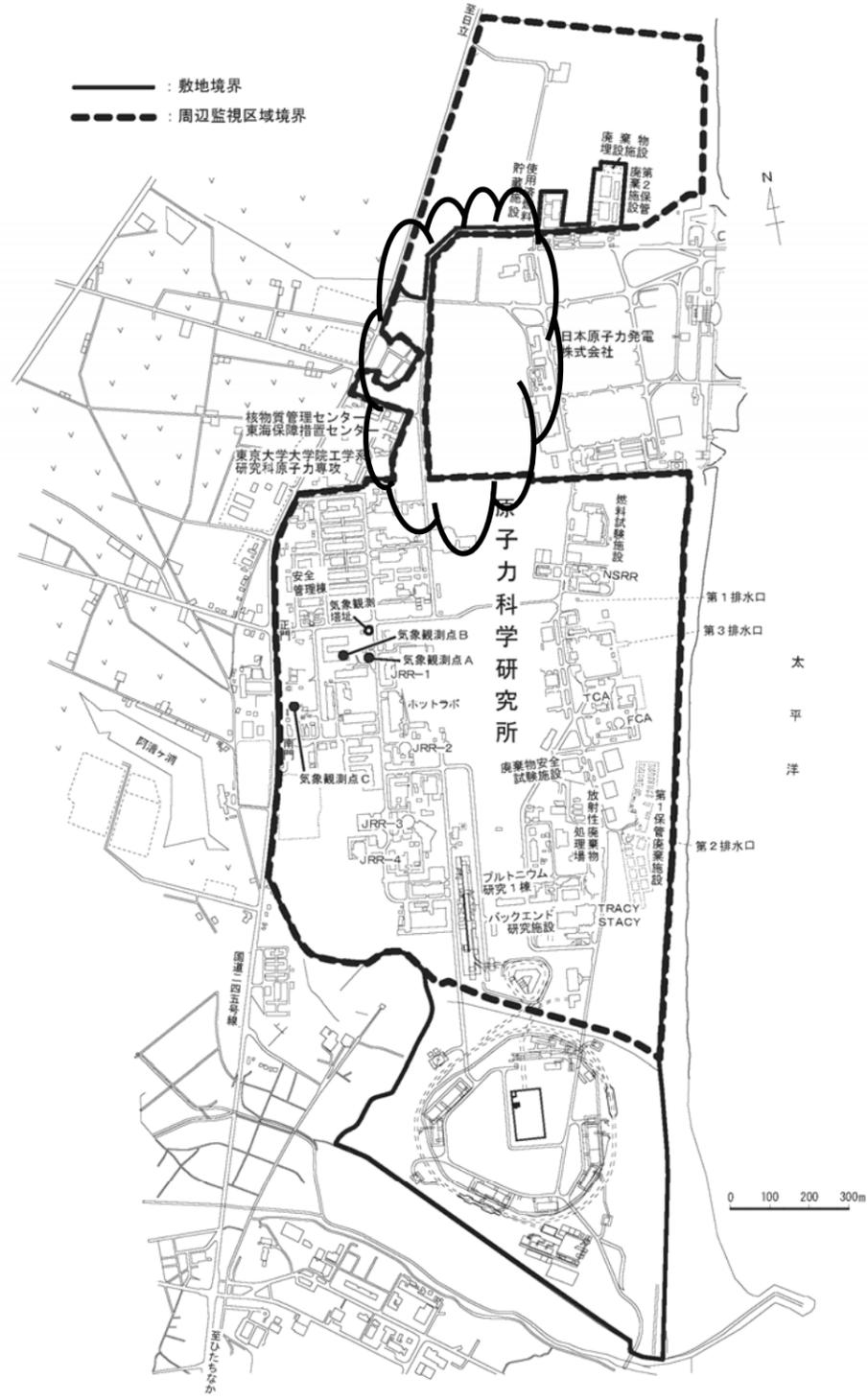
変更前		変更後		変更理由																																																																			
<p>申請書添付参考図表目録 (省略)</p> <p>第1表 (省略)</p> <p>第2表 溶液系STACY施設の主要設備・機器</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">施設区分</th> <th colspan="2">設備・機器名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">S T A C Y 施 設</td> <td rowspan="4">溶液系</td> <td rowspan="4">核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</td> <td>溶液燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td>ウラン酸化物燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td>粉末燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td>使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">放射線管理施設</td> <td rowspan="3">放射性廃棄物の廃棄施設</td> <td rowspan="3">気体廃棄物廃棄施設</td> <td>槽ベント設備B</td> </tr> <tr> <td>槽ベント設備D</td> </tr> <tr> <td>気体廃棄物処理設備</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">液体廃棄物廃棄設備</td> <td>中レベル廃液貯槽</td> </tr> <tr> <td>低レベル廃液貯槽</td> </tr> <tr> <td>有機廃液貯槽 (B)</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物廃棄設備</td> <td>封缶装置</td> </tr> <tr> <td>放射線管理施設</td> <td colspan="2">放射線監視設備のうち燃取室の機器 (炉室 (S)、炉下室 (S) 以外の機器)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">その他原子炉の附属施設</td> <td>グローブボックス</td> </tr> <tr> <td>燃取補助設備</td> </tr> <tr> <td>プロセス冷却設備</td> </tr> <tr> <td>真空設備</td> </tr> <tr> <td>アルファ化学実験設備</td> </tr> <tr> <td>ホット分析機器試験設備</td> </tr> </tbody> </table>		施設区分		設備・機器名		S T A C Y 施 設	溶液系	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	溶液燃料貯蔵設備	ウラン酸化物燃料貯蔵設備	粉末燃料貯蔵設備	使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	放射線管理施設	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物廃棄施設	槽ベント設備B	槽ベント設備D	気体廃棄物処理設備	液体廃棄物廃棄設備	中レベル廃液貯槽	低レベル廃液貯槽	有機廃液貯槽 (B)	固体廃棄物廃棄設備	封缶装置	放射線管理施設	放射線監視設備のうち燃取室の機器 (炉室 (S)、炉下室 (S) 以外の機器)		その他原子炉の附属施設	グローブボックス	燃取補助設備	プロセス冷却設備	真空設備	アルファ化学実験設備	ホット分析機器試験設備	<p>申請書添付参考図表目録 (変更なし)</p> <p>第1表 (変更なし)</p> <p>第2表 溶液系STACY施設の主要設備・機器</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">施設区分</th> <th colspan="2">設備・機器名</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">S T A C Y 施 設</td> <td rowspan="5">溶液系</td> <td rowspan="5">核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</td> <td>溶液燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td>ウラン酸化物燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td>粉末燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td>使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td>使用済棒状燃料貯蔵設備</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">放射線管理施設</td> <td rowspan="3">放射性廃棄物の廃棄施設</td> <td rowspan="3">気体廃棄物廃棄施設</td> <td>槽ベント設備B</td> </tr> <tr> <td>槽ベント設備D</td> </tr> <tr> <td>気体廃棄物処理設備</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">液体廃棄物廃棄設備</td> <td>中レベル廃液貯槽</td> </tr> <tr> <td>低レベル廃液貯槽</td> </tr> <tr> <td>有機廃液貯槽 (B)</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物廃棄設備</td> <td>封缶装置</td> </tr> <tr> <td>放射線管理施設</td> <td colspan="2">放射線監視設備のうち燃取室の機器 (炉室 (S)、炉下室 (S) 以外の機器)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">その他原子炉の附属施設</td> <td>グローブボックス</td> </tr> <tr> <td>燃取補助設備</td> </tr> <tr> <td>プロセス冷却設備</td> </tr> <tr> <td>真空設備</td> </tr> <tr> <td>アルファ化学実験設備</td> </tr> <tr> <td>ホット分析機器試験設備</td> </tr> </tbody> </table>		施設区分		設備・機器名		S T A C Y 施 設	溶液系	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	溶液燃料貯蔵設備	ウラン酸化物燃料貯蔵設備	粉末燃料貯蔵設備	使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	使用済棒状燃料貯蔵設備	放射線管理施設	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物廃棄施設	槽ベント設備B	槽ベント設備D	気体廃棄物処理設備	液体廃棄物廃棄設備	中レベル廃液貯槽	低レベル廃液貯槽	有機廃液貯槽 (B)	固体廃棄物廃棄設備	封缶装置	放射線管理施設	放射線監視設備のうち燃取室の機器 (炉室 (S)、炉下室 (S) 以外の機器)		その他原子炉の附属施設	グローブボックス	燃取補助設備	プロセス冷却設備	真空設備	アルファ化学実験設備	ホット分析機器試験設備	<p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p>
施設区分		設備・機器名																																																																					
S T A C Y 施 設	溶液系	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	溶液燃料貯蔵設備																																																																				
			ウラン酸化物燃料貯蔵設備																																																																				
			粉末燃料貯蔵設備																																																																				
			使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備																																																																				
	放射線管理施設	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物廃棄施設	槽ベント設備B																																																																			
				槽ベント設備D																																																																			
				気体廃棄物処理設備																																																																			
		液体廃棄物廃棄設備	中レベル廃液貯槽																																																																				
			低レベル廃液貯槽																																																																				
			有機廃液貯槽 (B)																																																																				
固体廃棄物廃棄設備	封缶装置																																																																						
放射線管理施設	放射線監視設備のうち燃取室の機器 (炉室 (S)、炉下室 (S) 以外の機器)																																																																						
その他原子炉の附属施設	グローブボックス																																																																						
	燃取補助設備																																																																						
	プロセス冷却設備																																																																						
	真空設備																																																																						
	アルファ化学実験設備																																																																						
ホット分析機器試験設備																																																																							
施設区分		設備・機器名																																																																					
S T A C Y 施 設	溶液系	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	溶液燃料貯蔵設備																																																																				
			ウラン酸化物燃料貯蔵設備																																																																				
			粉末燃料貯蔵設備																																																																				
			使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備																																																																				
			使用済棒状燃料貯蔵設備																																																																				
	放射線管理施設	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物廃棄施設	槽ベント設備B																																																																			
				槽ベント設備D																																																																			
				気体廃棄物処理設備																																																																			
		液体廃棄物廃棄設備	中レベル廃液貯槽																																																																				
			低レベル廃液貯槽																																																																				
有機廃液貯槽 (B)																																																																							
固体廃棄物廃棄設備	封缶装置																																																																						
放射線管理施設	放射線監視設備のうち燃取室の機器 (炉室 (S)、炉下室 (S) 以外の機器)																																																																						
その他原子炉の附属施設	グローブボックス																																																																						
	燃取補助設備																																																																						
	プロセス冷却設備																																																																						
	真空設備																																																																						
	アルファ化学実験設備																																																																						
ホット分析機器試験設備																																																																							
第3表 ~ 第4表 (省略)		第3表 ~ 第4表 (変更なし)																																																																					

変更前	変更後	変更理由
-----	-----	------



第1図 原子炉施設の位置図

第2図 ~ 第25図 (省略)



第1図 原子炉施設の位置図

第2図 ~ 第25図 (変更なし)

敷地の一部を原電へ貸与することに伴う変更

注) 雲線枠は、変更箇所を示すものであり、変更内容に含まない。

別紙 3

令和（年度） 項目		2				3			
		I	II	III	IV	I	II	III	IV
STACY 施設	使用済棒状燃料 貯蔵設備					製作、検査			

別紙 4

添付書類三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

STACY施設

本変更に係る工事に要する資金の額及び調達計画は、次のとおりである。

1. 変更の工事に要する資金の額

(単位：百万円)

項 目	総 額
使用済棒状燃料貯蔵設備	62
総 計	62

年度別支出計画（上記工事費に対する支出計画）

(単位：百万円)

年 度	令和2年度	令和3年度	総 額
年 度 別 工 事 費	10	52	62

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

本工事に要する資金は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の運営費交付金、同機構が契約する受託研究等の経費をもって充当する計画である。

添付書類五 変更に係る試験研究用等原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

1. 設計及び工事のための組織

1.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所の関係組織を第 5.1 図及び第 5.2 図に示す。

原子力科学研究所の原子炉施設については、原子力科学研究所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、研究炉加速器技術部が J R R - 3、J R R - 4 及び N S R R の、バックエンド技術部が放射性廃棄物処理場及び J R R - 2 の、臨界ホット試験技術部が S T A C Y、T R A C Y、T C A 及び F C A の、工務技術部が各原子炉等の受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び空気圧縮設備（ただし、J R R - 4、S T A C Y 及び T R A C Y 並びに放射性廃棄物処理場の一部の設備を除く。）の、放射線管理部が各原子炉等に係る放射線管理施設の、保安管理部が各原子炉等に係る通信連絡設備のうち共用設備の管理を担当しており、それらに係る設計及び工事についても各担当部において実施する。また、原子炉施設に関する保安活動、品質マネジメント活動等の統括に関する業務は、保安管理部が担当する。

理事長の下には中央安全審査・品質保証委員会を設置し、設計及び工事の根拠となる原子炉の設置許可並びにその変更に関する事項の審議を行う。また、原子力科学研究所長（以下「所長」という。）の下には原子炉施設等安全審査委員会を、各担当部の部長の下には部内の品質保証審査機関をそれぞれ設置し、それらにより設計及び工事に関する事項の審議を行う。

2. 設計及び工事に係る技術者の確保

2.1. 原子力科学研究所

(1) 技術者の数

令和 2 年 4 月 1 日現在における原子力科学研究所の関係組織の技術者の数は 298 名であり、このうちには、20 年以上の経験年数を有する管理職者が 92 名、10 年以上の原子炉等の運転年数を有する技術者が 148 名在籍している。

(2) 有資格者数

令和 2 年 4 月 1 日現在における原子力科学研究所の技術者のうち原子炉主任技術者の有資格者は 15 名、第 1 種放射線取扱主任者の有資格者は 91 名、核燃料取扱主任者の有資格者は 29 名、技術士（原子力・放射線部門）の有資格者は 10 名であり、今後とも各種資格取得を奨励する。有資格者数を第 5.1 表に示す。

3. 設計及び工事の経験

3.1. 原子力科学研究所

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構は、旧日本原子力研究所と旧核燃料サイクル開発機構が長年にわたって蓄積してきた原子炉施設等の建設経験及び多くの運転・保守経験を有している。

原子力科学研究所は、旧日本原子力研究所東海研究所発足以来、JRR-1、JRR-2、JRR-3、JRR-4、FCA、TCA、VHTRC、JPDR、NSRR、STACY、TRACY等の原子炉施設の設計及び工事の経験と60年以上の運転経験を有している。

4. 設計及び工事に係る品質マネジメント活動

4.1. 原子力科学研究所

(1) 品質マネジメント活動の確立と実施

原子力科学研究所では、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先事項と位置付け、「本文九 試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」に整合するように策定した保安規定の品質マネジメント計画及び「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づき、原子炉施設の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）を確立し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性について評価し、継続的に改善する。

(2) 品質マネジメント体制及び役割分担

原子力科学研究所では、第5.1図及び第5.2図に示す関係組織に従い、理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のように品質マネジメント活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、原子炉施設の設計及び工事に係る品質マネジメント活動を総理し、内部監査を実施するとともに、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動を継続的に改善する。

管理責任者は、原子炉施設の設計及び工事に係る品質マネジメント活動の品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。また、その実施状況及び改善の必要性について理事長へ報告するとともに、業務に従事する要員に対して安全文化を育成及び維持すること、関係法令を遵守すること及び原子力の安全を確保することの認識を高めることを確実にする。

中央安全審査・品質保証委員会は、設計及び工事の根拠となる原子炉の設置許可並びにその変更に関する事項並びに品質マネジメント活動の基本事項を審議する。

所長は、原子力科学研究所における原子炉施設の設計及び工事に係る品質マネジメント活動を統括する。

原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の安全性等に関する事項を審議する。

品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事項を審議する。

部長及び課長は、プロセス責任者として、それぞれ所掌する業務に関してプロセスの確立、実施及び有効性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の原子炉施設に対する要求事項についての認識を深めさせるとともに、成果を含む実施状況について評価する。さらに原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進するとともに、関係法令を遵守する。

部長は、担当する部における品質マネジメント活動の責任と権限を有し、部内に品質保証審査機関を設け、品質マネジメント活動を確実に実施するための要領を定め、品質目標を設定し、品質マネジメント活動を実施するとともに、その継続的改善を行う。

原子炉等規制法に基づき事業者が行う使用前事業者検査及び定期事業者検査は、中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保するため、検査プロセスを管理する責任者の下に検査体制を整備し、適切な段階で実施する。

5. 運転及び保守のための組織

5.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所の関係組織を第 5.1 図及び第 5.2 図に示す。

原子力科学研究所の原子炉施設については、保安規定に基づき、研究炉加速器技術部が J R R - 3、J R R - 4 及び N S R R の、バックエンド技術部が放射性廃棄物処理場及び J R R - 2 の、臨界ホット試験技術部が S T A C Y、T R A C Y、T C A 及び F C A の、工務技術部が各原子炉等の受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び空気圧縮設備（ただし、J R R - 4、S T A C Y 及び T R A C Y 並びに放射性廃棄物処理場の一部の設備を除く。）の、放射線管理部が各原子炉等に係る放射線管理施設の、保安管理部が各原子炉等に係る通信連絡設備のうち共用設備の管理を担当しており、それらに係る運転及び保守（ただし、通信連絡設備のうち共用設備については保守のみとする。）についても各担当部において実施する。また、原子炉施設に関する保安活動、品質マネジメント活動等の統括に関する業務は、保安管理部が担当する。

理事長の下には中央安全審査・品質保証委員会を設置し、原子炉の設置許可及びその変更に関する事項の審議を行う。また、所長の下には原子炉施設等安全審査委員会を、各担当部の部長の下には部内の品質保証審査機関をそれぞれ設置し、それらにより運転及び保守に関する事項の審議を行う。

6. 運転及び保守に係る技術者の確保

6.1. 原子力科学研究所

「2. 設計及び工事に係る技術者の確保」の「2.1. 原子力科学研究所」の記載に同じ。

7. 運転及び保守の経験

7.1. 原子力科学研究所

「3. 設計及び工事の経験」の「3.1. 原子力科学研究所」に示したとおり、十分な経験を有している。

8. 運転及び保守に係る品質マネジメント活動

8.1. 原子力科学研究所

(1) 品質マネジメント活動の確立と実施

原子力科学研究所は、原子炉施設の運転から解体までの全期間にわたり、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先事項と位置付け、品質マネジメント計画書に基づき、原子炉施設の安全に係る品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性について評価し、継続的に改善する。

(2) 品質マネジメント体制及び役割分担

原子力科学研究所は、第 5.1 図及び第 5.2 図に示す関係組織に従い、理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のように品質マネジメント活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の運転及び保守に係る品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、原子炉施設の運転及び保守に係る品質マネジメント活動を総理し、内部監査を実施するとともに、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動を継続的に改善する。

管理責任者は、原子炉施設の運転及び保守に係る品質マネジメント活動の品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。また、その実施状況及び改善の必要性について理事長へ報告するとともに、業務に従事する要員に対して安全文化を育成及び維持すること、原子炉施設の安全確保に対する認識を高めることを確実にする。

中央安全審査・品質保証委員会は、原子炉の設置許可及びその変更に関する事項並びに品質マネジメント活動の基本事項を審議する。

所長は、原子力科学研究所における原子炉施設の運転及び保守に係る品質マネジメント活動を統括する。

原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の安全性等に関する事項を審議する。

品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事項を審議する。

部長は、担当する部における品質マネジメント活動の責任と権限を有し、部内に品質保証審査機関を設け、品質マネジメント活動を確実に実施するための要領を定め、品質目標を設定し、品質マネジメント活動を実施するとともに、その継続的改善を行う。

原子炉等規制法に基づき事業者が行う使用前事業者検査及び定期事業者検査は、中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保するため、検査プロセスを管理する責任者の下に検査体制を整備し、適切な段階で実施する。

9. 技術者に対する教育・訓練

9.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所では、保安規定に基づき、関係法令及び保安規定の遵守に関する事項、原子炉施設の構造、性能及び運転に関する事項、放射線管理に関する事項、核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事項、非常の場合に講ずべき処置に関する事項等の保安教育を行う。新たに業務に従事する者には従事前、既に従事している者には毎年、保安教育を実施する。また、目的に応じた教育・訓練を、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター（以下「原子力人材育成センター」という。）において実施し、技術者の知識・技能の維持・向上に努めている。原子力人材育成センターにおいて教育訓練を修了した者は、第5.2表のとおりである。

10. 有資格者等の選任・配置

10.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所では、法令等に基づき、各原子炉施設に原子炉主任技術者又は廃止措置施設保安主務者を配置している。また、原子炉主任技術者又は廃止措置施設保安主務者が不在時においても職務に支障がないように、原子炉主任技術者については原子炉主任技術者の免状を有する技術者から、廃止措置施設保安主務者については保安規定に定める資格を有する技術者から、それぞれ代行者を1名配置している。

第 5.1 表 原子力科学研究所における有資格者数
(令和 2 年 4 月 1 日現在)

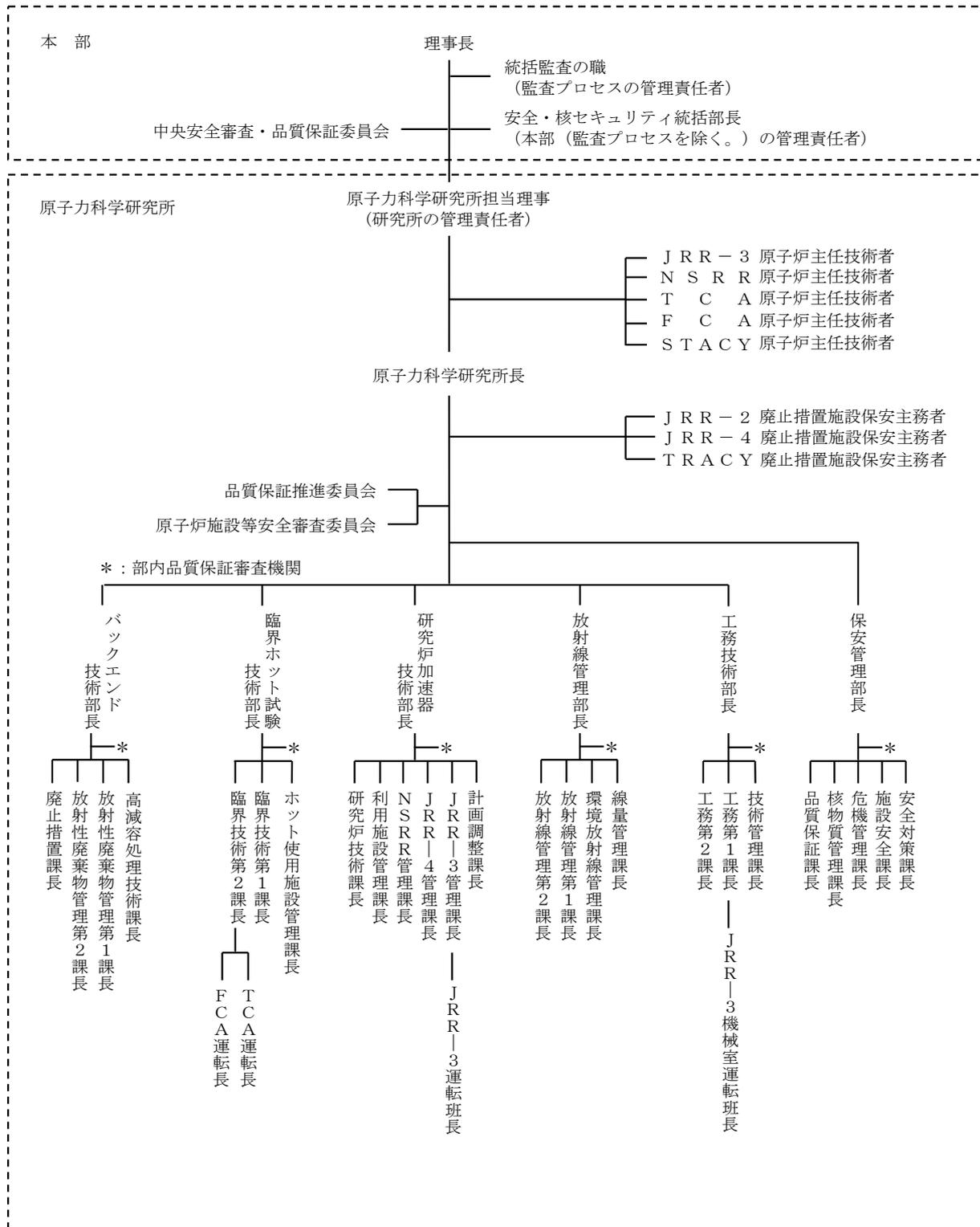
資格名	組織名	原子力科学研究所*
原子炉主任技術者		15
第 1 種 放射線取扱主任者		91
核燃料取扱主任者		29
技術士 (原子力・放射線部門)		10

* 原子力科学研究所の有資格者数は、原子力科学研究所の
関係組織の技術者が保有する資格の合計である。

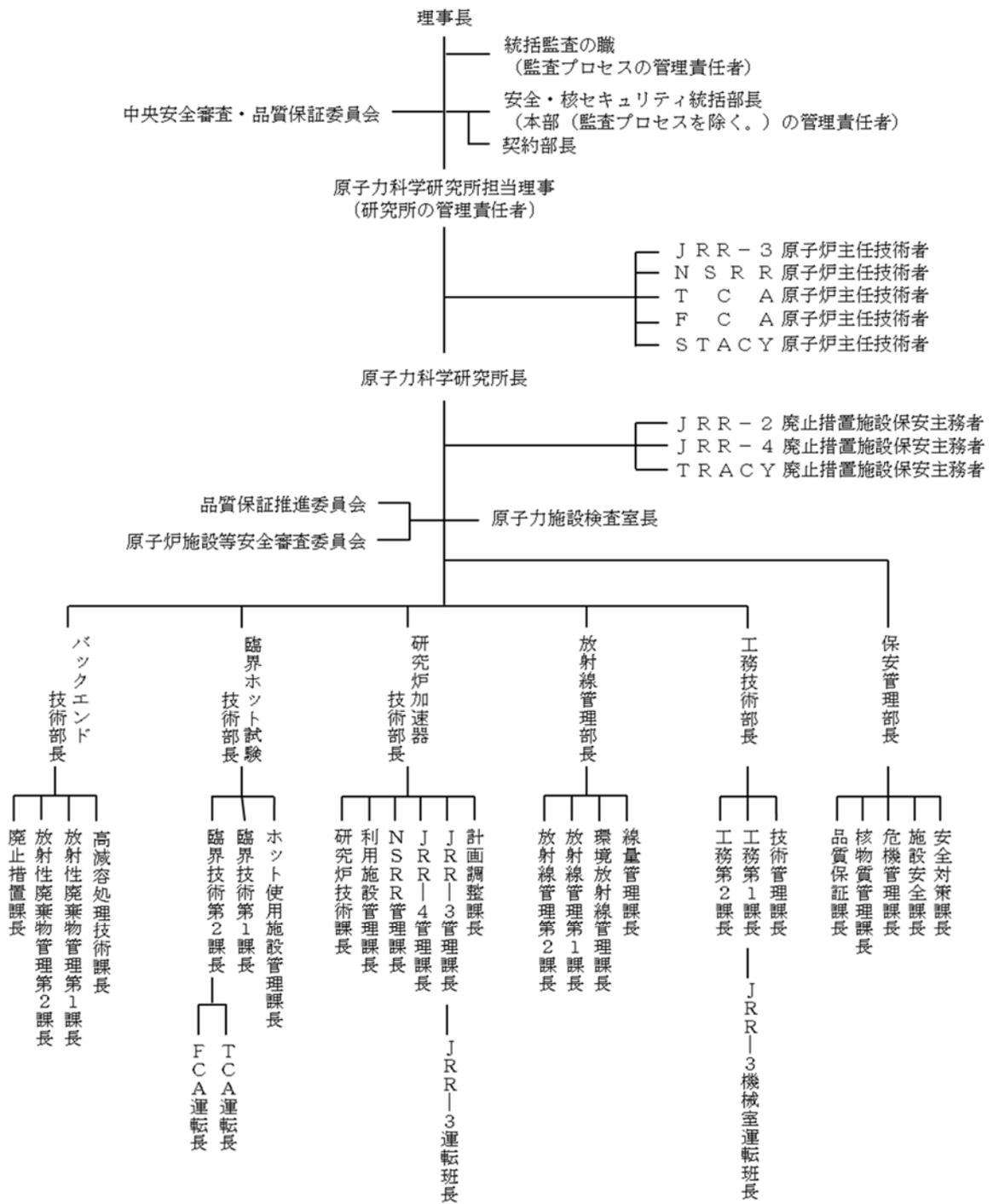
第 5.2 表 原子力科学研究所における研修派遣者数
(令和 2 年 4 月 1 日現在)

研修名	組織名	原子力科学研究所*
原子炉研修一般課程		8
原子力・放射線入門講座		66
放射線基礎課程		107
原子炉工学特別講座		21
核燃料取扱主任者受験講座		42
合 計		244

* 原子力科学研究所の研修派遣者数は、原子力科学研究所の
関係組織の技術者が修了した研修の合計である。



第5.1図 原子力科学研究所原子炉施設関係組織図 (平成30年4月1日現在)



第5.2図 原子力科学研究所原子炉施設関係組織図 (令和2年4月1日現在)

別紙 6

添付書類六 変更に係る試験研究用等原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書

平成 30 年 11 月 7 日付け原規規発第 1811076 号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類六の記述のうち、下記内容の一部を変更する。

記

(共通編)

「1. 敷地」の記載を次表 6-1 のとおり変更する。なお、二重下線部は申請時からの変更箇所を示す。

(別冊 10)

「1. 敷地」の記載を次表 6-2 のとおり変更する。

表 6 - 1

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 敷地</p> <p>1.1 敷地の概況</p> <p>原子炉施設の設置場所は、茨城県那珂郡東海村の原子力科学研究所*¹の構内にある。東海村は関東平野の北部に位置し、東京から約 120km、水戸から約 15km の所にあつて、阿武隈山脈の東南端に近く、また、西方約 40km には、八溝山脈が南北に走っており、東は鹿島灘に面している。</p> <p>原子力科学研究所*²の敷地面積は約 210 万㎡であり、東西の幅は最大約 1.1km、南北約 2.8km の長方形を成している。</p> <p>敷地内における主要な原子炉施設は、敷地中央部を南北に走る幹線道路に沿って、J R R - 2、J R R - 3、J R R - 4 及び V H T R C の各施設があり、海岸寄りの道路に沿って、S T A C Y 及び T R A C Y、F C A、T C A、並びに N S R R の各施設と放射性廃棄物処理施設があり、また、敷地の北部に放射性廃棄物廃棄施設の第 2 保管廃棄施設及び J R R - 3 の使用済燃料貯蔵施設（北地区）がある。</p> <p>敷地の北側には東京大学大学院工学系研究科原子力専攻原子炉施設、日本原子力発電株式会社の東海発電所及び東海第 2 発電所があり、敷地の南方には核燃料サイクル工学研究所*³がある。</p> <p>原子力科学研究所*²の敷地を第 1.1-1 図に、周辺監視区域を第 1.1-2 図に示す。</p> <p>なお、北側の周辺監視区域の一部には、原子力科学研究所*²の敷地境界外側の区域も含まれる。</p> <p>*¹ 平成 17 年 10 月 1 日 「日本原子力研究所東海研究所」から名称を変更 *² 平成 17 年 10 月 1 日 「東海研究所」から名称を変更 (以下、本添付書類において同じ) *³ 平成 17 年 10 月 1 日 「核燃料サイクル開発機構の東海事業所」から名称を変更</p>	<p>1. 敷地</p> <p>1.1 敷地の概況</p> <p>原子炉施設の設置場所は、茨城県那珂郡東海村の原子力科学研究所*¹の構内にある。東海村は関東平野の北部に位置し、東京から約 120km、水戸から約 15km の所にあつて、阿武隈高地の東南端に近く、また、西方約 40km には、八溝山地が南北に走っており、東は鹿島灘に面している。</p> <p>原子力科学研究所*²の敷地面積は約 200 万㎡であり、東西の幅は最大約 1.1km、南北約 2.8km の長方形を成している。</p> <p>敷地内における主要な原子炉施設は、敷地中央部を南北に走る幹線道路に沿って、J R R - 2、J R R - 3 及び J R R - 4 の各施設があり、海岸寄りの道路に沿って、S T A C Y 及び T R A C Y、F C A、T C A 並びに N S R R の各施設と放射性廃棄物処理施設があり、また、敷地の北部に放射性廃棄物廃棄施設の第 2 保管廃棄施設及び J R R - 3 の使用済燃料貯蔵施設（北地区）がある。<u>なお、敷地内の主な石油関連施設としては、第 2 ボイラー等がある。</u></p> <p>敷地の北側には東京大学大学院工学系研究科原子力専攻原子炉施設、日本原子力発電株式会社の東海発電所及び東海第 2 発電所があり、敷地の南方には核燃料サイクル工学研究所*³がある。</p> <p>原子力科学研究所*²の敷地を第 1.1-1 図に、周辺監視区域を第 1.1-2 図に示す。</p> <p>なお、北側の周辺監視区域の一部には、原子力科学研究所*²の敷地境界外側の区域も含まれる。</p> <p><u>本変更（令和元年 12 月 25 日付け令 01 原機（安）008 をもって申請）に係る日本原子力発電株式会社へ貸与する N S R R の北西約 400m から北側の東西約 230m、南北約 450m の長方形の敷地については、引き続き東海第二発電所の周辺監視区域として居住の禁止等の措置が講じられるため、一般公衆は居住しない。このため、平常運転時における周辺監視区域外に居住する人（一般公衆）に対する実効線量の評価点及び事故時における敷地境界外に居住する人（一般公衆）に対する実効線量の評価点に変更はなく、いずれの評価結果にも影響はない。</u></p> <p>*¹ 平成 17 年 10 月 1 日 「日本原子力研究所東海研究所」から名称を変更 *² 平成 17 年 10 月 1 日 「東海研究所」から名称を変更 (以下、本添付書類において同じ) *³ 平成 17 年 10 月 1 日 「核燃料サイクル開発機構の東海事業所」から名称を変更</p>	<p>名称記載の適正化</p> <p>敷地の一部を原電へ貸与することに伴う変更</p> <p>施設編との記載の整合を図るため</p> <p>施設編との記載の整合を図るため</p> <p>名称記載の適正化</p> <p>敷地の一部を原電へ貸与することに伴う一般公衆に対する実効線量評価への影響について明確化するため</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第 1.1-1 図 敷地境界</p>	<p>第 1.1-1 図 敷地境界</p>	<p>敷地の一部を原電へ貸与することに伴う変更</p> <p>注) 雲線枠は、変更箇所を示すものであり、変更内容に含まない。</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第 1.1-2 図 周辺監視区域</p>	<p>第 1.1-2 図 周辺監視区域</p>	<p>敷地の一部を原電へ貸与することに伴う変更</p> <p>注) 雲線枠は、変更箇所を示すものであり、変更内容に含まない。</p>

表 6 - 2

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 敷地</p> <p>1.1 敷地の概況</p> <p>原子炉施設の設置場所は、茨城県那珂郡東海村の原子力科学研究所の構内にある。東海村は関東平野の北部に位置し、東京から約 120km、水戸から約 15km の所にあつて、阿武隈高地の東南端に近く、また、西方約 40km には、八溝山地が南北に走っており、東は鹿島灘に面している。</p> <p>原子力科学研究所の敷地面積は約 210 万㎡であり、東西の幅は最大約 1.1km、南北約 2.8km の長方形を成している。</p> <p>敷地内における主要な原子炉施設は、敷地中央部を南北に走る幹線道路に沿って、JRR-2、JRR-3 及び JRR-4 の各施設があり、海岸寄りの道路に沿って、STACY 及び TRACY、FCA、TCA 並びに NSRR の各施設と放射性廃棄物処理施設があり、また、敷地の北部に放射性廃棄物廃棄施設の第 2 保管廃棄施設及び JRR-3 の使用済燃料貯蔵施設（北地区）がある。なお、敷地内の主な石油関連施設としては、第 2 ボイラー等がある。</p> <p>敷地の北側には東京大学大学院工学系研究科原子力専攻原子炉施設、日本原子力発電株式会社の東海発電所及び東海第二発電所があり、敷地の南方には核燃料サイクル工学研究所がある。</p> <p>原子力科学研究所の敷地を第 1.1-1 図に、周辺監視区域を第 1.1-2 図に示す。</p> <p>なお、北側の周辺監視区域の一部には、原子力科学研究所の敷地境界外側の区域も含まれる。</p>	<p>1. 敷地</p> <p>1.1 敷地の概況</p> <p>原子炉施設の設置場所は、茨城県那珂郡東海村の原子力科学研究所の構内にある。東海村は関東平野の北部に位置し、東京から約 120km、水戸から約 15km の所にあつて、阿武隈高地の東南端に近く、また、西方約 40km には、八溝山地が南北に走っており、東は鹿島灘に面している。</p> <p>原子力科学研究所の敷地面積は約 200 万㎡であり、東西の幅は最大約 1.1km、南北約 2.8km の長方形を成している。</p> <p>敷地内における主要な原子炉施設は、敷地中央部を南北に走る幹線道路に沿って、JRR-2、JRR-3 及び JRR-4 の各施設があり、海岸寄りの道路に沿って、STACY 及び TRACY、FCA、TCA 並びに NSRR の各施設と放射性廃棄物処理施設があり、また、敷地の北部に放射性廃棄物廃棄施設の第 2 保管廃棄施設及び JRR-3 の使用済燃料貯蔵施設（北地区）がある。なお、敷地内の主な石油関連施設としては、第 2 ボイラー等がある。</p> <p>敷地の北側には東京大学大学院工学系研究科原子力専攻原子炉施設、日本原子力発電株式会社の東海発電所及び東海第二発電所があり、敷地の南方には核燃料サイクル工学研究所がある。</p> <p>原子力科学研究所の敷地を第 1.1-1 図に、周辺監視区域を第 1.1-2 図に示す。</p> <p>なお、北側の周辺監視区域の一部には、原子力科学研究所の敷地境界外側の区域も含まれる。</p>	<p>敷地の一部を原電へ貸与することに伴う変更</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第 1.1-2 図 周辺監視区域</p>	<p>第 1.1-2 図 周辺監視区域</p>	<p>敷地の一部を原電へ貸与することに伴う変更</p> <p>注) 雲線枠は、変更箇所を示すものであり、変更内容に含まない。</p>

別紙 7

添付書類八 変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書

平成 30 年 11 月 7 日付け原規規発第 1811076 号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類八の記述のうち、下記内容の一部を変更する。

記

(共通編)

「添付図面」のうち、「第 8-6-1 図 モニタリングポスト設置場所」を次表 8-1 のとおり変更する。

(別冊 10)

記載を次表 8-2 のとおり変更する。なお、二重下線部は申請時からの変更箇所を示す。

変更前	変更後	変更理由
<p>■ : モニタリングポスト - - - : 周辺監視区域境界</p> <p>第 8-6-1 図 モニタリングポスト設置場所</p>	<p>■ : モニタリングポスト - - - : 周辺監視区域境界</p> <p>第 8-6-1 図 モニタリングポスト設置場所</p>	<p>敷地の一部を原電へ貸与することに伴う変更</p> <p>注) 雲線枠は、変更箇所を示すものであり、変更内容に含まない。</p>

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">添 付 書 類 八</p> <p style="text-align: center;">変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書</p> <p>STACY施設及びTRACY施設</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 安全設計</p> <p>I. STACY施設の安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 基本的設計方針</p> <p>1.1.2 原子炉施設の設計及び製作に関する基本方針</p> <p>1.1.3 実験用装荷物の基本方針</p> <p>1.1.4 遮蔽設計の基本方針</p> <p>1.1.5 核設計の基本方針</p> <p>1.1.6 計測制御系統施設設計の基本方針</p> <p>1.1.7 火災防護に関する基本方針</p> <p>1.1.8 内部溢水に関する基本方針</p> <p>1.1.9 物理的分離に関する基本方針</p> <p>1.1.10 環境に関する基本方針</p> <p>1.1.11 強度設計の基本方針</p> <p>1.1.12 品質保証の基本方針</p> <p>1.1.13 耐津波に関する基本方針</p> <p>1.1.14 火山防護に関する基本方針</p> <p>1.1.15 外部火災防護に関する基本方針</p> <p>1.2 安全機能の重要度分類</p> <p>1.2.1 安全上の機能別重要度分類</p> <p>1.2.2 分類の適用の原則</p> <p>1.3 耐震設計方針</p> <p>1.3.1 基本方針</p> <p>1.3.2 耐震設計上の重要度分類</p> <p>1.3.3 地震力の算定法</p> <p>1.3.4 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.3.5 その他</p> <p>1.4 臨界安全設計方針</p> <p>1.4.1 概要</p> <p>1.4.2 単一ユニットの臨界管理</p> <p>1.4.3 複数ユニットの臨界管理</p> <p>1.4.4 単一故障等の考慮</p> <p>1.5 参考文献</p> <p>1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則 <u>(平成25年12月18日施行)</u> への適合</p> <p>II. TRACY施設の安全設計 (省略)</p>	<p style="text-align: center;">添 付 書 類 八</p> <p style="text-align: center;">変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書</p> <p>STACY施設及びTRACY施設</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 安全設計</p> <p>I. STACY施設の安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 基本的設計方針</p> <p>1.1.2 原子炉施設の設計及び製作に関する基本方針</p> <p>1.1.3 実験用装荷物の基本方針</p> <p>1.1.4 遮蔽設計の基本方針</p> <p>1.1.5 核設計の基本方針</p> <p>1.1.6 計測制御系統施設設計の基本方針</p> <p>1.1.7 火災防護に関する基本方針</p> <p>1.1.8 内部溢水に関する基本方針</p> <p>1.1.9 物理的分離に関する基本方針</p> <p>1.1.10 環境に関する基本方針</p> <p>1.1.11 強度設計の基本方針</p> <p><u>(削る)</u></p> <p>1.1.12 耐津波に関する基本方針</p> <p>1.1.13 火山防護に関する基本方針</p> <p>1.1.14 外部火災防護に関する基本方針</p> <p>1.2 安全機能の重要度分類</p> <p>1.2.1 安全上の機能別重要度分類</p> <p>1.2.2 分類の適用の原則</p> <p>1.3 耐震設計方針</p> <p>1.3.1 基本方針</p> <p>1.3.2 耐震設計上の重要度分類</p> <p>1.3.3 地震力の算定法</p> <p>1.3.4 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.3.5 その他</p> <p>1.4 臨界安全設計方針</p> <p>1.4.1 概要</p> <p>1.4.2 単一ユニットの臨界管理</p> <p>1.4.3 複数ユニットの臨界管理</p> <p>1.4.4 単一故障等の考慮</p> <p>1.5 参考文献</p> <p>1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <p>II. TRACY施設の安全設計 (変更なし)</p>	<p>試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則の改正に伴う記載の削除及び番号繰り上げ</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 安全設計</p> <p>I. STACY施設の安全設計 (省略)</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 ~ 1.1.11 (省略)</p> <p><u>1.1.12 品質保証の基本方針</u> <u>原子炉施設の機器及び装置の安全性並びに信頼性の向上のために、設計、製作、据付け等は「試験研究の用に供する原子炉等に係る試験研究用等原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づき、各段階において、次の方針で適切な品質保証活動を実施する。</u></p> <p><u>(1) 品質保証活動に参画する申請者の組織、業務分担及び責任を明確にし、確実に品質保証活動を遂行する。</u></p> <p><u>(2) 原子炉施設の設計者及び製作者（外部委託）の分担する品質保証活動が、正しく遂行されることを確認するため、これに対する原子炉施設の設計者及び製作者の体制、要領及び能力を事前に確認するとともに、実施状況についても、必要に応じて立会検査等により確認する。</u></p> <p><u>(3) 原子炉施設の設計者又は製作者（外部委託）が調達する外注品についても、上記と同様の確認を行うものとする。</u></p> <p><u>(4) 仕様決定、設計、製作、据付け、試験及び検査の各段階では、これらに適用される法令、基準及び規格の要求並びに原子炉施設の機能と安全に係る基本的設計を満足することを資料検討、立会検査等により確認の上承認する。</u></p> <p><u>(5) 立会検査若しくは承認を必要とする項目については、事前に原子炉施設の設計者ないし製作者と協議決定し、確実に実施されることを確認する。</u></p> <p><u>(6) 文書、図面、仕様書、図書、資料、品質管理記録等については、処理手順及び管理方法を明確にし、確実に保管する。</u></p> <p>1.1.13 耐津波に関する基本方針 (省略)</p> <p>1.1.14 火山防護に関する基本方針 (省略)</p> <p>1.1.15 外部火災防護に関する基本方針 (省略)</p> <p>1.2 (省略)</p> <p>1.2.1 ~ 1.2.2 (省略)</p> <p>第1.2-1表 (省略)</p> <p>第1.2-2表(1) ~ (2) (省略)</p>	<p>1. 安全設計</p> <p>I. STACY施設の安全設計 (変更なし)</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 ~ 1.1.11 (変更なし)</p> <p><u>(削る)</u></p> <p>1.1.12 耐津波に関する基本方針 (変更なし)</p> <p>1.1.13 火山防護に関する基本方針 (変更なし)</p> <p>1.1.14 外部火災防護に関する基本方針 (変更なし)</p> <p>1.2 (変更なし)</p> <p>1.2.1 ~ 1.2.2 (変更なし)</p> <p>第1.2-1表 (変更なし)</p> <p>第1.2-2表(1) ~ (2) (変更なし)</p>	<p>試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則の改正に伴う記載の削除</p> <p>項番号の繰り上げ</p> <p>項番号の繰り上げ</p> <p>項番号の繰り上げ</p>

変更前					変更後					変更理由
第1.2-2表(3) STACY施設の安全上の機能別重要度分類					第1.2-2表(3) STACY施設の安全上の機能別重要度分類					
分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	備考	分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	備考	
クラス3	MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	原子炉の未臨界維持	排水系（クラス2以外） ダンプ槽		1) 運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	原子炉の未臨界維持	排水系（クラス2以外） ダンプ槽		記載の明確化
		2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減	実験棟A、B 炉室（S）、炉下室（S） 換気空調設備 気体廃棄物処理設備 槽ベント設備B 槽ベント設備D 排気筒 炉室フード		放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減	実験棟A、B 炉室（S）、炉下室（S） 換気空調設備 気体廃棄物処理設備 槽ベント設備B 槽ベント設備D 排気筒 炉室フード			
			事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	作業環境モニタリング設備 排気筒モニタリング設備 通信連絡設備、消火設備、 避難通路、非常用照明		事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	作業環境モニタリング設備 排気筒モニタリング設備 通信連絡設備、消火設備* ³ 、 避難通路、非常用照明	*3 クラス2の構築物、系統及び機器（ただし、炉心タンクを除く。）の設置場所に限る。		
			制御室外安全停止	安全スイッチ		制御室外安全停止	安全スイッチ			
		安全上重要な関連機能	非常用発電機 無停電電源装置				安全上重要な関連機能	非常用発電機 無停電電源装置		
<p>1.3 耐震設計方針</p> <p>1.3.1 基本方針</p> <p>STACY施設の耐震設計は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年12月6日 原子力規制委員会規則第21号）及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年11月27日 原規研発第1311271号 原子力規制委員会決定。以下「許可基準規則解釈」という。）の基本的考え方を参考にして、以下の方針を満足するよう設計することを基本とする。ただし、溶液系STACYからSTACYへの更新に当たり、継続使用する設備機器に関しては、以下の方針に適合していることを確認する。</p> <p>(1)～(4) (省略)</p> <p>1.3.2～1.3.5 (省略)</p>					<p>1.3 耐震設計方針</p> <p>1.3.1 基本方針</p> <p>STACY施設の耐震設計は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年原子力規制委員会規則第21号）及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成30年1月24日 原規技発第1801246号 原子力規制委員会決定。以下「許可基準規則解釈」という。）の基本的考え方を参考にして、以下の方針を満足するよう設計することを基本とする。ただし、溶液系STACYからSTACYへの更新に当たり、継続使用する設備機器に関しては、以下の方針に適合していることを確認する。</p> <p>(1)～(4) (変更なし)</p> <p>1.3.2～1.3.5 (変更なし)</p>					記載の適正化 許可基準規則解釈の改正に伴う変更

変更前								変更後								変更理由
第1.3-1表(1) STACY施設の耐震重要度分類								第1.3-1表(1) STACY施設の耐震重要度分類								記載の明確化
耐震クラス	クラス別設備	設備等名称			当該設備を支える建物・構築物	支持機能を確認する地震動	備考	耐震クラス	クラス別設備	設備等名称			当該設備を支える建物・構築物	支持機能を確認する地震動	備考	
		主要設備 ^{※1}	クラス	支援設備 ^{※2}						クラス	主要設備 ^{※1}	クラス				
B	STACYの緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための設備、及びSTACYの停止状態を維持するための設備	計測制御系統施設 (安全板駆動装置、急速排水弁、低速給水吐出弁、低速流量調整弁、低速給水バイパス弁)	B	安全保護回路	B	炉室 炉下室	S _B ^{※3}		STACYの緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための設備、及びSTACYの停止状態を維持するための設備	計測制御系統施設 (安全板駆動装置、急速排水弁、低速給水吐出弁、低速流量調整弁、低速給水バイパス弁)	B	安全保護回路	B	炉室 炉下室	S _B ^{※3}	
		計測制御系統施設 (最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ、安全保護系の核計装設備) 炉心タンク格子板フレーム、格子板実験設備 (実験用装荷物 [※])	B	—	—	炉室	S _B ^{※3}	*炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの		計測制御系統施設 (最大給水制限スイッチ ^{※1} 、給水停止スイッチ ^{※1} 、排水開始スイッチ ^{※1} 、安全保護系の核計装設備) 炉心タンク格子板フレーム、格子板実験設備 (実験用装荷物 ^{※2})	B	—	—	炉室	S _B ^{※3}	*1 駆動軸を除く。 *2 炉心タンク内又は炉心上方に固定するもの。
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある設備	核燃料物質貯蔵設備 (Pu保管ピット本体)	B	—	—	実験棟 A	S _B ^{※3}		放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある設備	核燃料物質貯蔵設備 (Pu保管ピット本体)	B	—	—	実験棟 A	S _B ^{※3}	

※1 当該機能に直接的に関連する系統・設備。
 ※2 当該機能に間接的に関連し、主要設備の支援的役割を持つもの。
 ※3 地上部分では「建築基準法施行令」より求まる層せん断力係数に係数1.5を、地下部分では水平震度に係数1.5を乗じて得られる静的地震力。

第1.3-1表(2) (省略)

1.4 臨界安全設計方針
 1.4.1 概要
 (省略)

※1 当該機能に直接的に関連する系統・設備。
 ※2 当該機能に間接的に関連し、主要設備の支援的役割を持つもの。
 ※3 地上部分では「建築基準法施行令」より求まる層せん断力係数に係数1.5を、地下部分では水平震度に係数1.5を乗じて得られる静的地震力。

第1.3-1表(2) (変更なし)

1.4 臨界安全設計方針
 1.4.1 概要
 (変更なし)

変更前	変更後	変更理由
<p>1.4.2 単一ユニットの臨界管理</p> <p>臨界管理を考える場合に対象となる燃料取扱上の1つの単位である単一ユニットの臨界管理は、次の方針による設計とする。</p> <p>(1) 臨界管理方法の適用の方針は、次のとおりとする。</p> <p>1) ウランを含む溶液を取り扱う機器及びプルトニウムを含む溶液を取り扱う計画であった機器は、それぞれ取り扱う核燃料物質の種類、化学的性状に応じた全濃度の形状寸法管理を適用する。ただし、ポンプ等の機器には、全濃度の体積管理を適用する。また、必要に応じて、中性子吸収材を使用する。</p> <p>2) 少量のプルトニウム、ウランを含む溶液を取り扱う機器は、P u -水系の質量管理を適用する。</p> <p>3) 棒状燃料及びウラン黒鉛混合燃料の貯蔵は、配列を定めて形状寸法管理を適用する。また、必要に応じて、中性子吸収材を使用する。</p> <p>4) 粉末及びペレット状の燃料は、貯蔵時は配列を定めて形状寸法管理を適用し、取扱い時には質量管理を適用する。</p> <p>(2) 形状寸法管理、体積管理及び質量管理における臨界安全制限値は、第1.4-1表に記載の値を用いるものとする。</p> <p>(3) 第1.4-1表の臨界安全制限値を適用しない単一ユニットについては、信頼度の高いことを実証された計算コードを用いて臨界解析を行い、安全性を確認する。</p> <p>計算条件は、技術的見地からみて生じ得る範囲で最も厳しい条件を設定する。未臨界の判定は、体系の中性子実効増倍率が0.95以下になるものとする。⁽³⁾</p> <p>(4) 臨界安全制限値の設定及び臨界解析に際して、プルトニウム同位体組成及び²³⁵U濃縮度は、実際に取り扱うものより安全側になる次の値とする。</p> <p>プルトニウム同位体組成 ^{239}Pu : 100wt%</p> <p>²³⁵U濃縮度 13wt%</p> <p>(ただし、棒状燃料貯蔵設備に貯蔵する棒状燃料の²³⁵U濃縮度は6wt%、棒状燃料貯蔵設備Ⅱに貯蔵する棒状燃料の²³⁵U濃縮度は11wt%、ウラン酸化物のペレット状の燃料の²³⁵U濃縮度は1.6wt%、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料の²³⁵U濃縮度は7wt%、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料の²³⁵U濃縮度は22wt%とする。)</p> <p>1.4.3 (省略)</p> <p>1.4.4 単一故障等の考慮</p> <p>起因事象として単一故障又は単一誤操作を想定しても臨界とならない設計とする。さらに、起因事象として想定した単一故障又は単一誤操作に加えて、臨界事故防止対策として設けられた動的機器の単一故障又は単一誤操作を想定しても臨界とならない対策を講じる設計とする。</p> <p>また、形状寸法管理を適用する機器で耐震Bクラス又はCクラスの機器においては、機器が変形等することがあっても臨界とならない対策(中性子吸収材の使用等)を講じる設計とする。</p> <p>第1.4-1表 (省略)</p> <p>1.5 (省略)</p>	<p>1.4.2 単一ユニットの臨界管理</p> <p>臨界管理を考える場合に対象となる燃料取扱上の1つの単位である単一ユニットの臨界管理は、次の方針による設計とする。</p> <p>(1) 臨界管理方法の適用の方針は、次のとおりとする。</p> <p>1) ウランを含む溶液を取り扱う機器及びプルトニウムを含む溶液を取り扱う計画であった機器は、それぞれ取り扱う核燃料物質の種類、化学的性状に応じた全濃度の形状寸法管理を適用する。ただし、ポンプ等の機器には、全濃度の体積管理を適用する。また、必要に応じて、中性子吸収材を使用する。</p> <p>2) 少量のプルトニウム、ウランを含む溶液を取り扱う機器は、P u -水系の質量管理を適用する。</p> <p>3) 棒状燃料、ウラン黒鉛混合燃料及び使用済棒状燃料の貯蔵は、配列を定めて形状寸法管理を適用する。また、必要に応じて、中性子吸収材を使用する。</p> <p>4) 粉末及びペレット状の燃料は、貯蔵時は配列を定めて形状寸法管理を適用し、取扱い時には質量管理を適用する。</p> <p>(2) 形状寸法管理、体積管理及び質量管理における臨界安全制限値は、第1.4-1表に記載の値を用いるものとする。</p> <p>(3) 第1.4-1表の臨界安全制限値を適用しない単一ユニットについては、信頼度の高いことを実証された計算コードを用いて臨界解析を行い、安全性を確認する。</p> <p>計算条件は、技術的見地からみて生じ得る範囲で最も厳しい条件を設定する。未臨界の判定は、体系の中性子実効増倍率が0.95以下になるものとする。⁽³⁾</p> <p>(4) 臨界安全制限値の設定及び臨界解析に際して、プルトニウム同位体組成及び²³⁵U濃縮度は、実際に取り扱うものより安全側になる次の値とする。</p> <p>プルトニウム同位体組成 ^{239}Pu : 100wt%</p> <p>²³⁵U濃縮度 13wt%</p> <p>(ただし、棒状燃料貯蔵設備に貯蔵する棒状燃料の²³⁵U濃縮度は6wt%、棒状燃料貯蔵設備Ⅱに貯蔵する棒状燃料の²³⁵U濃縮度は11wt%、ウラン酸化物のペレット状の燃料の²³⁵U濃縮度は1.6wt%、コンパクト型ウラン黒鉛混合燃料の²³⁵U濃縮度は7wt%、ディスク型ウラン黒鉛混合燃料の²³⁵U濃縮度は22wt%、<u>使用済棒状燃料の酸化ウラン燃料の²³⁵U濃縮度は3.4wt%とする。</u>)</p> <p><u>使用済棒状燃料のウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、プルトニウム富化度を5wt%とし、酸化トリウム燃料については、核分裂性核種を含まないため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料として計算する。</u></p> <p>1.4.3 (変更なし)</p> <p>1.4.4 単一故障等の考慮</p> <p>起因事象として単一故障又は単一誤操作を想定しても臨界とならない設計とする。さらに、起因事象として想定した単一故障又は単一誤操作に加えて、臨界事故防止対策として設けられた動的機器の単一故障又は単一誤操作を想定しても臨界とならない対策を講じる設計とする。</p> <p>また、形状寸法管理を適用する機器で耐震Bクラス又はCクラスの機器においては、機器が<u>水没し変形</u>することがあっても臨界とならない対策(中性子吸収材の使用等)を講じる設計とする。</p> <p>第1.4-1表 (変更なし)</p> <p>1.5 (変更なし)</p>	<p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>記載の明確化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年12月18日施行)への適合</p> <p>原子炉施設は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「許可基準規則」という。)に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。</p> <p>第一条～第二条 (省略)</p> <p>第三条 適合のための設計方針 (省略)</p> <p>以下の設備は、第三条に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕</p> <p>第四条 適合のための設計方針 (省略)</p> <p>以下の各設備は、第四条に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 原子炉本体(燃料体のうち継続使用する棒状燃料)〔3. 原子炉及び炉心〕 ③ 核燃料物質貯蔵設備(棒状燃料貯蔵設備Ⅱを除く。)[4. 核燃料物質貯蔵設備] ④ 計測制御系統施設(核計装設備、制御室)[5. 計測制御系統施設] ⑤ 実験設備(実験用装荷物を除く。)[6. 実験設備] ⑥ 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑦ 放射線管理施設〔8. 放射線管理施設〕 ⑧ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑨ 補助施設〔10. 補助施設〕</p> <p>以下の設備は、第四条に適合するよう設計する。</p> <p>① 原子炉本体(炉心タンク、継続使用する棒状燃料以外の燃料体)〔3. 原子炉及び炉心〕 ② 核燃料物質貯蔵設備(棒状燃料貯蔵設備Ⅱ)〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ③ 計測制御系統施設(核計装設備及び制御室を除く。)[3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設] ④ 実験設備(実験用装荷物)[6. 実験設備]</p> <p>第五条 適合のための設計方針 (省略)</p> <p>以下の設備は、第五条に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕</p> <p>第六条 適合のための設計方針 (省略)</p> <p>以下の設備は、第六条に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 計測制御系統施設(核計装設備、制御室)[5. 計測制御系統施設] ③ 電気設備〔10. 補助施設〕</p>	<p>1.6 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <p>原子炉施設は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「許可基準規則」という。)に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。</p> <p>第一条～第二条 (変更なし)</p> <p>第三条 適合のための設計方針 (変更なし)</p> <p>以下の設備は、第三条に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕</p> <p>第四条 適合のための設計方針 (変更なし)</p> <p>以下の各設備は、第四条に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 原子炉本体(炉心タンク、燃料体)〔3. 原子炉及び炉心〕 ③ 核燃料物質貯蔵設備〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ④ 計測制御系統施設〔3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設〕 ⑤ 実験設備〔6. 実験設備〕 ⑥ 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑦ 放射線管理施設〔8. 放射線管理施設〕 ⑧ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑨ 補助施設〔10. 補助施設〕</p> <p>第五条 適合のための設計方針 (変更なし)</p> <p>以下の設備は、第五条に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕</p> <p>第六条 適合のための設計方針 (変更なし)</p> <p>以下の設備は、第六条に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 計測制御系統施設〔3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設〕 ③ 電気設備〔10. 補助施設〕</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> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p><u>以下の設備は、第六条に適合するよう設計する。</u></p> <p>① <u>計測制御系統施設（核計装設備及び制御室を除く。）〔3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設〕</u></p> <p>第七条 適合のための設計方針（省略）</p> <p><u>以下の設備は、第七条に適合する設計となっている。</u></p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 計測制御系統施設（核計装設備）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p><u>以下の設備は、第七条に適合するよう設計する。</u></p> <p>① <u>計測制御系統施設（プロセス計装設備、反応度制御回路）〔5. 計測制御系統施設〕</u></p> <p>第八条 適合のための設計方針（省略）</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第八条に適合する設計となっている。</u></p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設、設備の配置〕 ② 核燃料物質貯蔵設備（<u>棒状燃料貯蔵設備Ⅱを除く。</u>）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ③ 計測制御系統施設（核計装設備、制御室）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>④ 放射性廃棄物廃棄施設（液体廃棄物廃棄設備）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑤ 補助施設（消火設備、電源設備）〔10. 補助施設〕</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第八条に適合するよう設計する。</u></p> <p>① <u>計測制御系統施設（プロセス計装設備）〔5. 計測制御系統施設〕</u></p> <p>第九条 適合のための設計方針（省略）</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第九条に適合する設計となっている。</u></p> <p>① 核燃料物質貯蔵設備（溶液燃料貯蔵設備）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ② 計測制御系統施設（<u>核計装設備、制御室</u>）〔5. 計測制御系統施設〕 ③ 放射性廃棄物廃棄施設（液体廃棄物廃棄設備）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第九条に適合するよう設計する。</u></p> <p>① <u>計測制御系統施設（核計装設備、制御室を除く。）〔5. 計測制御系統施設〕</u></p> <p>第十条 適合のための設計方針（省略）</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第十条に適合する設計となっている。</u></p> <p>① 原子炉本体（燃料体のうち継続使用する棒状燃料）〔3. 原子炉及び炉心〕</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第十条に適合するよう設計する。</u></p> <p>① <u>原子炉本体（燃料体のうち継続使用する棒状燃料を除く。）〔3. 原子炉及び炉心〕</u> ② <u>計測制御系統施設（反応度制御回路、制御室）〔5. 計測制御系統施設〕</u></p>	<p>第七条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p><u>以下の設備は、第七条に適合する設計とする。</u></p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 計測制御系統施設（核計装設備、<u>プロセス計装設備、反応度制御回路</u>）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>第八条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第八条に適合する設計とする。</u></p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設、設備の配置〕 ② 核燃料物質貯蔵設備〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ③ 計測制御系統施設（核計装設備、制御室、<u>プロセス計装設備</u>）〔5. 計測制御系統施設〕 ④ 放射性廃棄物廃棄施設（液体廃棄物廃棄設備）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑤ 補助施設（消火設備、電源設備）〔10. 補助施設〕</p> <p>第九条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第九条に適合する設計とする。</u></p> <p>① 核燃料物質貯蔵設備（溶液燃料貯蔵設備）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ② 計測制御系統施設〔5. 計測制御系統施設〕 ③ 放射性廃棄物廃棄施設（液体廃棄物廃棄設備）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕</p> <p>第十条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第十条に適合する設計とする。</u></p> <p>① 原子炉本体（燃料体）〔3. 原子炉及び炉心〕 ② <u>計測制御系統施設（反応度制御回路、制御室）〔5. 計測制御系統施設〕</u></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> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第十一条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第十一条に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 補助施設（非常用照明設備）〔10. 補助施設〕</p> <p>第十二条 適合のための設計方針 第1項について（省略） 第2項について（省略）</p> <p>以下の設備は、第十二条第1項及び第2項に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 原子炉本体（燃料体のうち継続使用する棒状燃料）〔3. 原子炉及び炉心〕 ③ 核燃料物質貯蔵設備（棒状燃料貯蔵設備Ⅱを除く。）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ④ 計測制御系統施設（核計装設備、制御室）〔5. 計測制御系統施設〕 ⑤ 実験設備（実験用装荷物を除く。）〔6. 実験設備〕 ⑥ 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑦ 放射線管理施設〔8. 放射線管理施設〕 ⑧ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑨ 補助施設〔10. 補助施設〕</p> <p>以下の設備は、第十二条第1項及び第2項に適合するよう設計する。</p> <p>① 原子炉本体（炉心タンク、燃料体のうち継続使用する棒状燃料を除く。）〔3. 原子炉及び炉心〕 ② 核燃料物質貯蔵設備（棒状燃料貯蔵設備Ⅱ）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ③ 計測制御系統施設（核計装設備及び制御室を除く。）〔3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設〕 ④ 実験設備（実験用装荷物）〔6. 実験設備〕</p> <p>第3項について（省略）</p> <p>以下の設備は、第十二条第3項に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 原子炉本体（燃料体）〔3. 原子炉及び炉心〕 ③ 核燃料物質貯蔵設備（棒状燃料貯蔵設備Ⅱを除く。）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ④ 計測制御系統施設（核計装設備、制御室）〔5. 計測制御系統施設〕 ⑤ 実験設備（実験用装荷物を除く。）〔6. 実験設備〕 ⑥ 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑦ 放射線管理施設〔8. 放射線管理施設〕 ⑧ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑨ 補助施設〔10. 補助施設〕</p> <p>以下の設備は、第十二条第3項に適合するよう設計する。</p> <p>① 原子炉本体（炉心タンク、継続使用する棒状燃料以外の燃料体）〔3. 原子炉及び炉心〕 ② 核燃料物質貯蔵設備（棒状燃料貯蔵設備Ⅱ）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ③ 計測制御系統施設（核計装設備及び制御室を除く。）〔3. 原子炉及び炉心、5. 計</p>	<p>第十一条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十一条に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 補助施設（非常用照明設備）〔10. 補助施設〕</p> <p>第十二条 適合のための設計方針 第1項について（変更なし） 第2項について（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十二条第1項及び第2項に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 原子炉本体（炉心タンク、燃料体）〔3. 原子炉及び炉心〕 ③ 核燃料物質貯蔵設備〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ④ 計測制御系統施設〔3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設〕 ⑤ 実験設備〔6. 実験設備〕 ⑥ 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑦ 放射線管理施設〔8. 放射線管理施設〕 ⑧ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑨ 補助施設〔10. 補助施設〕</p> <p>第3項について（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十二条第3項に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 原子炉本体（燃料体）〔3. 原子炉及び炉心〕 ③ 核燃料物質貯蔵設備〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ④ 計測制御系統施設〔3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設〕 ⑤ 実験設備〔6. 実験設備〕 ⑥ 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑦ 放射線管理施設〔8. 放射線管理施設〕 ⑧ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑨ 補助施設〔10. 補助施設〕</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>

変更前	変更後	変更理由
<p><u>測制御系統施設</u> ④ <u>実験設備（実験用装荷物）〔6. 実験設備〕</u></p> <p>第4項について（省略）</p> <p>以下の設備は、第十二条第4項に適合する設計<u>となっている。</u></p> <p>① 核燃料物質貯蔵設備（<u>棒状燃料貯蔵設備Ⅱを除く。</u>）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ② 計測制御系統施設（核計装設備）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>③ 実験設備（パルス中性子発生装置）〔6. 実験設備〕 ④ 放射性廃棄物廃棄施設（気体廃棄物廃棄施設）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑤ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑥ 補助施設（非常用電源設備）〔10. 補助施設〕</p> <p>以下の設備は、第十二条第4項に適合するよう設計する。</p> <p>① <u>原子炉本体（炉心タンク）〔3. 原子炉及び炉心〕</u> ② <u>核燃料物質貯蔵設備（棒状燃料貯蔵設備Ⅱ）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕</u> ③ <u>計測制御系統施設（プロセス計装設備、安全保護回路）〔5. 計測制御系統施設〕</u> ④ <u>実験設備（実験用装荷物）〔6. 実験設備〕</u></p> <p>第5項について（省略）</p> <p>以下の設備は、第十二条第5項に適合する設計<u>となっている。</u></p> <p>① 補助施設（非常用発電機）〔10. 補助施設〕</p> <p>第6項について（省略）</p> <p>以下の設備は、第十二条第6項に適合する設計<u>となっている。</u></p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 放射性廃棄物廃棄施設（TRACY施設と共用する設備に限る。）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ③ 放射線管理施設〔8. 放射線管理施設〕 ④ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑤ 補助施設〔10. 補助施設〕</p> <p>第十三条（省略）</p> <p>第十四条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第十四条に適合する設計<u>となっている。</u></p> <p>① 計測制御系統施設（核計装設備）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>以下の設備は、第十四条に適合するよう設計する。</p> <p>① <u>計測制御系統施設（制御設備、プロセス計装設備、安全保護回路）〔3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設〕</u></p>	<p>第4項について（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十二条第4項に適合する設計とする。</p> <p>① <u>原子炉本体（炉心タンク）〔3. 原子炉及び炉心〕</u> ② <u>核燃料物質貯蔵設備〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕</u> ③ <u>計測制御系統施設（核計装設備、プロセス計装設備、安全保護回路）〔5. 計測制御系統施設〕</u> ④ <u>実験設備（パルス中性子発生装置、実験用装荷物）〔6. 実験設備〕</u> ⑤ <u>放射性廃棄物廃棄施設（気体廃棄物廃棄施設）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕</u> ⑥ <u>換気空調設備〔9. 換気空調設備〕</u> ⑦ <u>補助施設（非常用電源設備）〔10. 補助施設〕</u></p> <p>第5項について（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十二条第5項に適合する設計とする。</p> <p>① 補助施設（非常用発電機）〔10. 補助施設〕</p> <p>第6項について（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十二条第6項に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 放射性廃棄物廃棄施設（TRACY施設と共用する設備に限る。）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ③ 放射線管理施設〔8. 放射線管理施設〕 ④ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕 ⑤ 補助施設〔10. 補助施設〕</p> <p>第十三条（変更なし）</p> <p>第十四条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十四条に適合する設計とする。</p> <p>① <u>計測制御系統施設（核計装設備、<u>制御設備</u>、プロセス計装設備、安全保護回路）〔3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設〕</u></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> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第十五条 適合のための設計方針 第1項及び第2項について (省略)</p> <p>以下の設備は、第十五条第1項及び第2項に適合する設計となっている。</p> <p>① 計測制御系統施設 (核計装設備) [5. 計測制御系統施設]</p> <p>以下の設備は、第十五条第1項及び第2項に適合するよう設計する。</p> <p>① 原子炉本体 (炉心) [3. 原子炉及び炉心] ② 計測制御系統施設 (制御設備、プロセス計装設備、安全保護回路) [3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設]</p> <p>第3項及び第4項について (省略)</p> <p>以下の設備は、第十五条第3項及び第4項に適合する設計となっている。</p> <p>① 計測制御系統施設 (核計装設備) [5. 計測制御系統施設]</p> <p>以下の設備は、第十五条第3項及び第4項に適合するよう設計する。</p> <p>① 原子炉本体 (炉心) [3. 原子炉及び炉心] ② 計測制御系統施設 (制御設備、プロセス計装設備、安全保護回路、インターロック、警報回路) [3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設]</p> <p>第5項について (省略)</p> <p>以下の設備は、第十五条第5項に適合する設計となっている。</p> <p>① 原子炉本体 (燃料体のうち継続使用する棒状燃料) [3. 原子炉及び炉心]</p> <p>以下の設備は、第十五条第5項に適合するよう設計する。</p> <p>① 原子炉本体 (継続使用する棒状燃料以外の燃料体) [3. 原子炉及び炉心]</p>	<p>第十五条 適合のための設計方針 第1項及び第2項について (変更なし)</p> <p>以下の設備は、第十五条第1項及び第2項に適合する設計とする。</p> <p>① 原子炉本体 (炉心) [3. 原子炉及び炉心] ② 計測制御系統施設 (核計装設備、制御設備、プロセス計装設備、安全保護回路) [3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設]</p> <p>第3項及び第4項について (変更なし)</p> <p>以下の設備は、第十五条第3項及び第4項に適合する設計とする。</p> <p>① 原子炉本体 (炉心) [3. 原子炉及び炉心] ② 計測制御系統施設 (核計装設備、制御設備、プロセス計装設備、安全保護回路、インターロック、警報回路) [3. 原子炉及び炉心、5. 計測制御系統施設]</p> <p>第5項について (変更なし)</p> <p>以下の設備は、第十五条第5項に適合する設計とする。</p> <p>① 原子炉本体 (燃料体) [3. 原子炉及び炉心]</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>
<p>第十六条 適合のための設計方針 第1項について (省略) 第2項について (省略)</p> <p>以下の設備は、第十六条第1項及び第2項に適合するよう設計する。</p> <p>① 核燃料物質貯蔵設備 [4. 核燃料物質貯蔵設備]</p> <p>第3項について</p> <p>(1) STACY施設は、原子炉運転に供する燃料及び貯蔵管理のみを行う燃料に関し、<u>ウラン燃料</u>については、燃料に蓄積される核分裂生成物が僅少であって放射線量が低く、その取扱いに当たって遮蔽を必要としない。また、貯蔵管理のみを行う<u>プルトニウム燃料</u>については、輸送容器と同等の密封性能を有する収納容器にて貯蔵し、その取扱いに当たっても開封することはないことから、燃料漏えい及び放射線量の異常が生じるおそれはない。燃料取扱場所で想定される異常事象は<u>ウラン燃料</u>の被覆管破損等による放射性物質の室内放出であり、その異常に対し放射線量が事象前後で大きく上昇せず、検知することができない。このため、「放射線量の異常を検知し、警報を発する設備」を要しな</p>	<p>第十六条 適合のための設計方針 第1項について (変更なし) 第2項について (変更なし)</p> <p>以下の設備は、第十六条第1項及び第2項に適合する設計とする。</p> <p>① 核燃料物質貯蔵設備 [4. 核燃料物質貯蔵設備]</p> <p>第3項について</p> <p>(1) STACY施設は、原子炉運転に供する燃料及び貯蔵管理のみを行う燃料に関し、<u>棒状燃料、溶液燃料、ウラン酸化物燃料、使用済ウラン黒鉛混合燃料及び使用済棒状燃料</u>については、燃料に蓄積される核分裂生成物が僅少であって放射線量が低く、その取扱いに当たって遮蔽を必要としない。また、貯蔵管理のみを行う<u>ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (粉末状)</u>については、輸送容器と同等の密封性能を有する収納容器にて貯蔵し、その取扱いに当たっても開封することはないことから、燃料漏えい及び放射線量の異常が生じるおそれはない。燃料取扱場所で想定される異常事象は<u>棒状燃料、溶液燃料、ウラン酸化物燃料、使用済ウラン黒鉛混合燃料及び使用済棒状燃料</u>の被覆管破損等による</p>	<p>記載の適正化</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>記載の明確化</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>い。なお、設計基準を超える臨界事故については、許可基準規則第二十六条（監視設備）に基づく作業環境モニタリング設備により検知可能である。</p> <p>また、STACY施設では、崩壊熱を除去する機能を必要としないため、温度の異常を検知する設備を要しない。</p> <p>第十七条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第十七条に適合する設計となっている。</p> <p>① 計測制御系統施設（核計装設備、プロセス計装設備のうち放射線線量率計）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>以下の設備は、第十七条に適合するよう設計する。</p> <p>① 原子炉本体（炉心）〔3. 原子炉及び炉心〕 ② 計測制御系統施設（放射線線量率計以外のプロセス計装設備）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>第十八条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第十八条に適合する設計となっている。</p> <p>① 計測制御系統施設（核計装設備）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>以下の設備は、第十八条に適合するよう設計する。</p> <p>① 計測制御系統施設（プロセス計装設備、安全保護回路）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>第十九条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第十九条に適合するよう設計する。</p> <p>① 計測制御系統施設（制御設備）〔3. 原子炉及び炉心〕</p> <p>第二十条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第二十条に適合するよう設計する。</p> <p>① 原子炉本体（炉心）〔3. 原子炉及び炉心〕 ② 計測制御系統施設（反応度制御設備）〔3. 原子炉及び炉心〕</p> <p>第二十一条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第二十一条に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 計測制御系統施設（制御室）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>以下の設備は、第二十一条に適合するよう設計する。</p>	<p>放射性物質の室内放出であり、その異常に対し放射線量が事象前後で大きく上昇せず、検知することができない。このため、「放射線量の異常を検知し、警報を発する設備」を要しない。なお、設計基準を超える臨界事故については、許可基準規則第二十六条（監視設備）に基づく作業環境モニタリング設備により検知可能である。</p> <p>また、STACY施設では、崩壊熱を除去する機能を必要としないため、温度の異常を検知する設備を要しない。</p> <p>第十七条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十七条に適合する設計とする。</p> <p>① 原子炉本体（炉心）〔3. 原子炉及び炉心〕 ② 計測制御系統施設（核計装設備、プロセス計装設備）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>第十八条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十八条に適合する設計とする。</p> <p>① 計測制御系統施設（核計装設備、プロセス計装設備、安全保護回路）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>第十九条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第十九条に適合する設計とする。</p> <p>① 計測制御系統施設（制御設備）〔3. 原子炉及び炉心〕</p> <p>第二十条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第二十条に適合する設計とする。</p> <p>① 原子炉本体（炉心）〔3. 原子炉及び炉心〕 ② 計測制御系統施設（反応度制御設備）〔3. 原子炉及び炉心〕</p> <p>第二十一条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第二十一条に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 計測制御系統施設（制御室、監視操作設備）〔5. 計測制御系統施設〕</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> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="151 184 1279 222"><u>① 計測制御系統施設（監視操作設備）〔5. 計測制御系統施設〕</u></p> <p data-bbox="112 264 249 296">第二十二条</p> <p data-bbox="136 302 510 333">適合のための設計方針（省略）</p> <p data-bbox="151 340 1279 415">以下の設備は、第二十二条に適合する設計<u>となっている。</u> ① 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕</p> <p data-bbox="112 457 249 489">第二十三条</p> <p data-bbox="136 495 510 527">適合のための設計方針（省略）</p> <p data-bbox="151 533 1279 644">以下の設備は、第二十三条に適合する設計<u>となっている。</u> ① 放射性廃棄物廃棄施設（液体廃棄物廃棄設備、固体廃棄物廃棄設備）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕</p> <p data-bbox="112 686 249 718">第二十四条</p> <p data-bbox="136 724 510 756">適合のための設計方針（省略）</p> <p data-bbox="151 762 1279 873">以下の設備は、第二十四条に適合する設計<u>となっている。</u> ① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 放射線管理施設（遮蔽設備）〔8. 放射線管理施設〕</p> <p data-bbox="112 915 249 947">第二十五条</p> <p data-bbox="136 953 403 984">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="136 991 433 1022">第1項について（省略）</p> <p data-bbox="151 1029 1279 1371">原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第二十五条第1項に適合する設計<u>となっている。</u> ① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 核燃料物質貯蔵設備（棒状燃料貯蔵設備Ⅱを除く。）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ③ 計測制御系統施設（制御室）〔5. 計測制御系統施設〕 ④ 実験設備（実験用装荷物を除く。）〔6. 実験設備〕 ⑤ 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑥ 放射線管理施設（遮蔽設備）〔8. 放射線管理施設〕 ⑦ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕</p> <p data-bbox="151 1413 1279 1562"><u>原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第二十五条第1項に適合するよう設計する。</u> ① 核燃料物質貯蔵設備（棒状燃料貯蔵設備Ⅱ）〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ② 実験設備（実験用装荷物）〔6. 実験設備〕</p> <p data-bbox="136 1604 433 1635">第2項について（省略）</p> <p data-bbox="136 1642 433 1673">第3項について（省略）</p> <p data-bbox="151 1680 1279 1829">以下の設備は、第二十五条第2項及び第3項に適合する設計<u>となっている。</u> ① 計測制御系統施設（制御室、プロセス計装設備のうち放射線線量率計）〔5. 計測制御系統施設〕 ② 放射線管理施設（放射線管理設備）〔8. 放射線管理施設〕</p> <p data-bbox="112 1871 249 1902">第二十六条</p> <p data-bbox="136 1908 510 1940">適合のための設計方針（省略）</p>	<p data-bbox="1338 264 1475 296">第二十二条</p> <p data-bbox="1362 302 1765 333">適合のための設計方針（変更なし）</p> <p data-bbox="1377 340 2504 415">以下の設備は、第二十二条に適合する設計<u>とする。</u> ① 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕</p> <p data-bbox="1338 457 1475 489">第二十三条</p> <p data-bbox="1362 495 1765 527">適合のための設計方針（変更なし）</p> <p data-bbox="1377 533 2504 644">以下の設備は、第二十三条に適合する設計<u>とする。</u> ① 放射性廃棄物廃棄施設（液体廃棄物廃棄設備、固体廃棄物廃棄設備）〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕</p> <p data-bbox="1338 686 1475 718">第二十四条</p> <p data-bbox="1362 724 1765 756">適合のための設計方針（変更なし）</p> <p data-bbox="1377 762 2504 873">以下の設備は、第二十四条に適合する設計<u>とする。</u> ① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 放射線管理施設（遮蔽設備）〔8. 放射線管理施設〕</p> <p data-bbox="1338 915 1475 947">第二十五条</p> <p data-bbox="1362 953 1620 984">適合のための設計方針</p> <p data-bbox="1362 991 1718 1022">第1項について（変更なし）</p> <p data-bbox="1377 1029 2504 1371">原子炉施設の各設備はもとより特に以下の設備は、第二十五条第1項に適合する設計<u>とする。</u> ① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕 ② 核燃料物質貯蔵設備〔4. 核燃料物質貯蔵設備〕 ③ 計測制御系統施設（制御室）〔5. 計測制御系統施設〕 ④ 実験設備〔6. 実験設備〕 ⑤ 放射性廃棄物廃棄施設〔7. 放射性廃棄物廃棄施設〕 ⑥ 放射線管理施設（遮蔽設備）〔8. 放射線管理施設〕 ⑦ 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕</p> <p data-bbox="1338 1604 1694 1635">第2項について（変更なし）</p> <p data-bbox="1338 1642 1694 1673">第3項について（変更なし）</p> <p data-bbox="1377 1680 2504 1829">以下の設備は、第二十五条第2項及び第3項に適合する設計<u>とする。</u> ① 計測制御系統施設（制御室、プロセス計装設備のうち放射線線量率計）〔5. 計測制御系統施設〕 ② 放射線管理施設（放射線管理設備）〔8. 放射線管理施設〕</p> <p data-bbox="1338 1871 1475 1902">第二十六条</p> <p data-bbox="1362 1908 1765 1940">適合のための設計方針（変更なし）</p>	<p data-bbox="2555 373 2721 405">記載の適正化</p> <p data-bbox="2555 562 2721 594">記載の適正化</p> <p data-bbox="2555 787 2721 819">記載の適正化</p> <p data-bbox="2555 1054 2721 1085">記載の適正化</p> <p data-bbox="2555 1701 2721 1732">記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>以下の設備は、第二十六条に適合する設計となっている。</p> <p>① 計測制御系統施設（制御室）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>② 放射線管理施設（放射線管理設備）〔8. 放射線管理施設〕</p>	<p>以下の設備は、第二十六条に適合する設計とする。</p> <p>① 計測制御系統施設（制御室）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>② 放射線管理施設（放射線管理設備）〔8. 放射線管理施設〕</p>	記載の適正化
<p>第二十七条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第二十七条に適合する設計となっている。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕</p> <p>② 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕</p>	<p>第二十七条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第二十七条に適合する設計とする。</p> <p>① 建物・構築物〔2. 施設・設備の配置〕</p> <p>② 換気空調設備〔9. 換気空調設備〕</p>	記載の適正化
<p>第二十八条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第二十八条に適合する設計となっている。</p> <p>① 補助施設（電源設備）〔10. 補助施設〕</p>	<p>第二十八条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第二十八条に適合する設計とする。</p> <p>① 補助施設（電源設備）〔10. 補助施設〕</p>	記載の適正化
<p>第二十九条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第二十九条に適合する設計となっている。</p> <p>① 主要な実験設備（実験用装荷物を除く。）〔6. 実験設備〕</p>	<p>第二十九条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第二十九条に適合する設計とする。</p> <p>① 主要な実験設備〔6. 実験設備〕</p>	記載の適正化
<p>以下の設備は、第二十九条に適合するよう設計する。</p> <p>① 主要な実験設備（実験用装荷物）〔6. 実験設備〕</p>		記載の適正化
<p>第三十条 適合のための設計方針（省略）</p> <p>以下の設備は、第三十条に適合する設計となっている。</p> <p>① 計測制御系統施設（制御室）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>② 補助施設（通信連絡設備）〔10. 補助施設〕</p>	<p>第三十条 適合のための設計方針（変更なし）</p> <p>以下の設備は、第三十条に適合する設計とする。</p> <p>① 計測制御系統施設（制御室）〔5. 計測制御系統施設〕</p> <p>② 補助施設（通信連絡設備）〔10. 補助施設〕</p>	記載の適正化
	<p><u>なお、使用済棒状燃料貯蔵設備は上記の許可基準規則への適合方針に基づくとともに、使用済棒状燃料貯蔵設備に対する許可基準規則への適合方針を下記に詳述する。</u></p> <p><u>第四条（地震による損傷の防止）第1項及び第2項</u> ・使用済棒状燃料貯蔵設備は耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有する設計とする。</p> <p><u>第八条（火災による損傷の防止）第1項</u> ・火災の発生を防止するため、使用済棒状燃料貯蔵設備の主要材料は鋼材（炭素鋼等）を用いる。</p> <p><u>第十二条（安全施設）第1項、第3項及び第4項</u> ・使用済棒状燃料貯蔵設備の安全機能重要度分類をP S - 3に分類し、それに応じて安全機能を確保する設計とする。 ・S T A C Y施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においても、使用済棒状燃料貯蔵設備が設置されているU保管室内の環境条件に影響はなく、常温・常圧である。使用済棒状燃料貯蔵設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において予想される全ての環境条件（常温・常圧の環境条件）に対して耐震重要度のCクラスに応じた耐震性を有し、その機能（放射性物質の貯蔵機能）を発揮するこ</p>	記載の明確化のため、使用済棒状燃料貯蔵設備の適合性の詳述

変更前	変更後	変更理由
	<p><u>とができるよう鋼材を用いた設計とする。</u></p> <p><u>・使用済棒状燃料貯蔵設備は、外側からの外観検査及び蓋の開放による内側からの外観検査が可能な設計とする。</u></p> <p><u>第十三条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）第2項</u></p> <p><u>・使用済棒状燃料の全数破損による公衆の被ばく線量の評価結果は約2.8×10^{-10} mSvであり、STACY施設において想定される設計基準事故（①運転直後の棒状燃料20本の落下等による破損、②溶液燃料800kgUの漏えい）による公衆の被ばく線量（①約3.1×10^{-4} mSv、②約6.1×10^{-4} mSv）の評価結果に包含される。</u></p> <p><u>第十六条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）第1項、第2項</u></p> <p><u>・使用済棒状燃料の取扱いは、比較的線量の高い酸化トリウム燃料も含めて作業員の手作業で行うため、取扱施設を必要としない。</u></p> <p><u>・TCA施設から引き渡される使用済棒状燃料は、酸化ウラン燃料として1723本（最大2092kgU）、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料として104本（最大1kgPu及び37kgU）、酸化トリウム燃料として30本（最大40kgTh）である。使用済棒状燃料貯蔵設備は貯蔵管理に必要な容量（9基、256本/基）を有する設計とする。また、想定されるいかなる場合でも臨界に達するおそれがない設計とする。</u></p> <p><u>・使用済棒状燃料に蓄積される核分裂生成物は僅少であって放射線量が低く、その取扱いに当たって遮蔽を必要としない。使用済棒状燃料による放射線量は次のとおりである。</u></p> <p><u>使用済棒状燃料はTCA施設において貯蔵中、6か月間に1回、作業台を用いて手作業により、使用済棒状燃料の貯蔵場所の異常の有無、使用済棒状燃料貯蔵設備の異常の有無、使用済棒状燃料の数量、使用済棒状燃料の保管状況を確認している。作業台上における作業場所の線量率は最大でも約$30 \mu\text{Sv/h}$である。全ての使用済棒状燃料の確認に要する時間は、1回当たり1時間から2時間（作業台上での作業は1時間程度）であり、その際の作業員の被ばく量は$10 \mu\text{Sv}$程度である。STACY施設での貯蔵においても同様の管理を行うため、作業員の被ばく量についても同等となる。なお、STACY施設での作業においては鉛エプロン等を着用する。また、使用済棒状燃料のうちMOX燃料のAm-241はPu-241（半減期約14年）の壊変で増加するため、Am-241からの低エネルギーγ線（約0.06MeV）は今後も増加する傾向にある。しかし、燃料受入後約44年が経過した2020年時点でPu-241の約88%が壊変しているため、Am-241による2020年以降の線量率増加は約12%程度にとどまり、全体の線量率に大きな影響を与えることはない。</u></p> <p><u>・使用済棒状燃料貯蔵設備は崩壊熱を除去する機能を必要としない。使用済棒状燃料に蓄積される核分裂生成物の放射線量及び崩壊熱は以下のとおりである。</u></p> <p><u>使用済棒状燃料の全量が、これまでのTCAにおける全ての運転（総積算出力約14kW・h）でTCAの炉心に装荷されていたものとした保守的な条件で、使用済棒状燃料中に残存する核分裂生成物の放射線量をORIGEN-Sにより評価し、それらによる崩壊熱の影響について評価した結果、使用済棒状燃料の温度の上昇は放熱を考慮しない場合でも1か月で約0.5°Cである。このため、崩壊熱を除去する機能を必要としない。</u></p> <p><u>使用済棒状燃料全量中の核分裂生成物の崩壊による放射線のエネルギーが、全て熱エネルギーとして1kgのアルミニウム製被覆管に吸収されたと仮定した場合の温度の上昇率は次式により表される。</u></p> $T_x = A_x \cdot E_x \cdot 1.602 \cdot 10^{-19} / C_{A1} \cdot 2678400$ <p><u>ここで、</u></p> <p><u>T_x : 温度の上昇率 ($^\circ\text{C}/1$ か月)</u></p> <p><u>1 か月 = 2678400 (秒)</u></p> <p><u>A_x : 核種 X の放射線量 (Bq)</u></p> <p><u>E_x : 核種 X の 1 壊変当たりの放出エネルギー (eV) (下表参照)</u></p>	<p>記載の明確化のため、使用済棒状燃料貯蔵設備の適合性の詳述</p>

変更前	変更後	変更理由																																																																																																																		
	<p style="text-align: center;"> $1\text{ eV}=1.602 \cdot 10^{-19} \text{ (J)}$ C_{Al} : アルミニウム製被覆管の比熱 (896 J / (kg · K)) </p> <p style="text-align: center;">表 使用済棒状燃料中に残存する核分裂生成物^{*1, 2}</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>核種</th> <th>放射能量 (MBq)</th> <th>エネルギー (MeV)</th> <th>放出割合 (%)</th> <th>温度上昇率 (°C/月)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>⁸⁵Kr</td> <td rowspan="2">26.7</td> <td>0.514 (γ線)</td> <td>0.43</td> <td>2.83×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>⁸⁵Kr</td> <td>0.687 (β線)</td> <td>99.57</td> <td>8.75×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>⁹⁰Sr</td> <td>244</td> <td>0.546 (β線)</td> <td>100</td> <td>6.38×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>⁹⁰Y</td> <td>244</td> <td>2.279 (β線)</td> <td>99.99</td> <td>2.66×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>¹⁰⁶Ru</td> <td>21.1</td> <td>0.0394 (β線)</td> <td>100</td> <td>3.98×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td rowspan="13">21.1</td> <td>2.03 (β線)</td> <td>1.5</td> <td>3.08×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>2.46 (β線)</td> <td>9.7</td> <td>2.41×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>3.08 (β線)</td> <td>8.4</td> <td>2.61×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>3.54 (β線)</td> <td>79.3</td> <td>2.84×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>0.512 (γ線)</td> <td>19.0</td> <td>9.83×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>0.616 (γ線)</td> <td>0.82</td> <td>5.10×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>0.622 (γ線)</td> <td>9.79</td> <td>6.15×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>0.874 (γ線)</td> <td>0.45</td> <td>3.97×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>1.051 (γ線)</td> <td>1.6</td> <td>1.70×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>1.128 (γ線)</td> <td>0.42</td> <td>4.79×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>¹⁰⁶Rh</td> <td>1.562 (γ線)</td> <td>0.17</td> <td>2.68×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>¹³⁷Cs</td> <td rowspan="2">275</td> <td>0.511 (β線)</td> <td>94.6</td> <td>6.37×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>¹³⁷Cs</td> <td>1.173 (β線)</td> <td>5.4</td> <td>8.34×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>^{137m}Ba</td> <td>275</td> <td>0.662 (γ線)</td> <td>89.9</td> <td>7.84×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td colspan="5">合計</td> <td>0.525</td> </tr> </tbody> </table> <p>⁹⁰Sr-⁹⁰Y、¹⁰⁶Ru-¹⁰⁶Rh、¹³⁷Cs-^{137m}Baは放射平衡の状態にあるものとする。</p> <p>※1 アイソトープ手帳第11版、社団法人 日本アイソトープ協会 (2011)</p> <p>※2 放射線データブック 地人書館 (1982)</p> <p><u>第二十五条 (放射線からの放射線業務従事者の防護) 第1項</u></p> <p><u>・放射線業務従事者が立入る場所の立入頻度、滞在時間及び機器の配置を考慮し、U保管室の遮蔽設計区分をIVとし立入制限を行う。また、U保管室は、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁が設けられている。</u></p>	No.	核種	放射能量 (MBq)	エネルギー (MeV)	放出割合 (%)	温度上昇率 (°C/月)	1	⁸⁵ Kr	26.7	0.514 (γ線)	0.43	2.83×10^{-5}	2	⁸⁵ Kr	0.687 (β線)	99.57	8.75×10^{-3}	3	⁹⁰ Sr	244	0.546 (β線)	100	6.38×10^{-2}	4	⁹⁰ Y	244	2.279 (β線)	99.99	2.66×10^{-1}	5	¹⁰⁶ Ru	21.1	0.0394 (β線)	100	3.98×10^{-4}	6	¹⁰⁶ Rh	21.1	2.03 (β線)	1.5	3.08×10^{-4}	7	¹⁰⁶ Rh	2.46 (β線)	9.7	2.41×10^{-3}	8	¹⁰⁶ Rh	3.08 (β線)	8.4	2.61×10^{-3}	9	¹⁰⁶ Rh	3.54 (β線)	79.3	2.84×10^{-2}	10	¹⁰⁶ Rh	0.512 (γ線)	19.0	9.83×10^{-4}	11	¹⁰⁶ Rh	0.616 (γ線)	0.82	5.10×10^{-5}	12	¹⁰⁶ Rh	0.622 (γ線)	9.79	6.15×10^{-4}	13	¹⁰⁶ Rh	0.874 (γ線)	0.45	3.97×10^{-5}	14	¹⁰⁶ Rh	1.051 (γ線)	1.6	1.70×10^{-4}	15	¹⁰⁶ Rh	1.128 (γ線)	0.42	4.79×10^{-5}	16	¹⁰⁶ Rh	1.562 (γ線)	0.17	2.68×10^{-5}	17	¹³⁷ Cs	275	0.511 (β線)	94.6	6.37×10^{-2}	18	¹³⁷ Cs	1.173 (β線)	5.4	8.34×10^{-3}	19	^{137m} Ba	275	0.662 (γ線)	89.9	7.84×10^{-2}	合計					0.525	記載の明確化のため、使用済棒状燃料貯蔵設備の適合性の詳述
No.	核種	放射能量 (MBq)	エネルギー (MeV)	放出割合 (%)	温度上昇率 (°C/月)																																																																																																															
1	⁸⁵ Kr	26.7	0.514 (γ線)	0.43	2.83×10^{-5}																																																																																																															
2	⁸⁵ Kr		0.687 (β線)	99.57	8.75×10^{-3}																																																																																																															
3	⁹⁰ Sr	244	0.546 (β線)	100	6.38×10^{-2}																																																																																																															
4	⁹⁰ Y	244	2.279 (β線)	99.99	2.66×10^{-1}																																																																																																															
5	¹⁰⁶ Ru	21.1	0.0394 (β線)	100	3.98×10^{-4}																																																																																																															
6	¹⁰⁶ Rh	21.1	2.03 (β線)	1.5	3.08×10^{-4}																																																																																																															
7	¹⁰⁶ Rh		2.46 (β線)	9.7	2.41×10^{-3}																																																																																																															
8	¹⁰⁶ Rh		3.08 (β線)	8.4	2.61×10^{-3}																																																																																																															
9	¹⁰⁶ Rh		3.54 (β線)	79.3	2.84×10^{-2}																																																																																																															
10	¹⁰⁶ Rh		0.512 (γ線)	19.0	9.83×10^{-4}																																																																																																															
11	¹⁰⁶ Rh		0.616 (γ線)	0.82	5.10×10^{-5}																																																																																																															
12	¹⁰⁶ Rh		0.622 (γ線)	9.79	6.15×10^{-4}																																																																																																															
13	¹⁰⁶ Rh		0.874 (γ線)	0.45	3.97×10^{-5}																																																																																																															
14	¹⁰⁶ Rh		1.051 (γ線)	1.6	1.70×10^{-4}																																																																																																															
15	¹⁰⁶ Rh		1.128 (γ線)	0.42	4.79×10^{-5}																																																																																																															
16	¹⁰⁶ Rh		1.562 (γ線)	0.17	2.68×10^{-5}																																																																																																															
17	¹³⁷ Cs		275	0.511 (β線)	94.6	6.37×10^{-2}																																																																																																														
18	¹³⁷ Cs			1.173 (β線)	5.4	8.34×10^{-3}																																																																																																														
19	^{137m} Ba	275	0.662 (γ線)	89.9	7.84×10^{-2}																																																																																																															
合計					0.525																																																																																																															

変更前	変更後	変更理由
<p>(別紙1)</p> <p>地震及び地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を想定した場合の影響</p> <p>(省略)</p> <p>1. (省略)</p> <p>2. 溶液系STACY施設において安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>(1) (省略)</p> <p>(2) 地震に伴って発生するおそれがある津波に対する考慮</p> <p>津波浸水により、貯槽から漏えいした溶液燃料が施設外へ流出した場合においても、海水により十分に希釈されるため、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。</p> <p>その他、核燃料物質貯蔵設備には、固体燃料(ウラン酸化物燃料及びウラン黒鉛混合燃料)が貯蔵されているが、STACY施設の建家は鉄筋コンクリート造の堅固な構造であり、津波が浸水した場合においても、当該固体燃料が施設外へ流出するおそれはない。また、固体燃料の貯蔵設備に対しては、形状寸法管理に加えて、中性子吸収材を併用することにより、想定されるいかなる場合においても未臨界が確保される。</p> <p>(3) (省略)</p> <p>3. (省略)</p> <p>(別紙2) (省略)</p> <p>II. TRACY施設の安全設計 (省略)</p> <p>2. ~ 3. (省略)</p> <p>4. 核燃料物質貯蔵設備</p> <p>4.1 概要</p> <p>核燃料物質貯蔵設備は、STACYで使用する棒状燃料及び溶液系STACYで使用した溶液燃料、並びにTRACYで使用した溶液燃料の貯蔵等を安全かつ確実に行うものである。STACY施設においては、溶液燃料の調製に係る取扱いは行わず、溶液燃料の貯蔵等を行う。また、核燃料物質貯蔵設備は、溶液系STACYで使用する計画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料及びウラン酸化物のペレット状の燃料、並びにVHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料の貯蔵等も安全かつ確実に行うものである。</p> <p>核燃料物質貯蔵設備は、原子炉運転に供する燃料の貯蔵設備として棒状燃料貯蔵設備、棒状燃料貯蔵設備II、貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備として溶液燃料貯蔵設備、粉末燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備で構成する。</p> <p>(その1) 原子炉運転に供する燃料の取扱い及び貯蔵</p> <p>STACYで使用する棒状燃料は、炉室(S)内の棒状燃料貯蔵設備及び棒状燃料貯蔵設備IIに貯蔵し、実験計画に応じてSTACYの炉心タンク内に手作業で装荷する。</p>	<p>(別紙1)</p> <p>地震及び地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を想定した場合の影響</p> <p>(変更なし)</p> <p>1. (変更なし)</p> <p>2. 溶液系STACY施設において安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>(1) (変更なし)</p> <p>(2) 地震に伴って発生するおそれがある津波に対する考慮</p> <p>津波浸水により、貯槽から漏えいした溶液燃料が施設外へ流出した場合においても、海水により十分に希釈されるため、過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。</p> <p>その他、核燃料物質貯蔵設備には、固体燃料(ウラン酸化物燃料、<u>ウラン黒鉛混合燃料及び使用済棒状燃料</u>)が貯蔵されているが、STACY施設の建家は鉄筋コンクリート造の堅固な構造であり、津波が浸水した場合においても、当該固体燃料が施設外へ流出するおそれはない。また、固体燃料の貯蔵設備に対しては、形状寸法管理に加えて、中性子吸収材を併用することにより、想定されるいかなる場合においても未臨界が確保される。</p> <p>(3) (変更なし)</p> <p>3. (変更なし)</p> <p>(別紙2) (変更なし)</p> <p>II. TRACY施設の安全設計 (変更なし)</p> <p>2. ~ 3. (変更なし)</p> <p>4. 核燃料物質貯蔵設備</p> <p>4.1 概要</p> <p>核燃料物質貯蔵設備は、STACYで使用する棒状燃料及び溶液系STACYで使用した溶液燃料、並びにTRACYで使用した溶液燃料の貯蔵等を安全かつ確実に行うものである。STACY施設においては、溶液燃料の調製に係る取扱いは行わず、溶液燃料の貯蔵等を行う。また、核燃料物質貯蔵設備は、溶液系STACYで使用する計画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料及びウラン酸化物のペレット状の燃料、VHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料、<u>並びにTCA施設から引き渡された使用済棒状燃料</u>の貯蔵等も安全かつ確実に行うものである。</p> <p>核燃料物質貯蔵設備は、原子炉運転に供する燃料の貯蔵設備として棒状燃料貯蔵設備、棒状燃料貯蔵設備II、貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備として溶液燃料貯蔵設備、粉末燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備、<u>使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備及び使用済棒状燃料貯蔵設備</u>で構成する。</p> <p>(その1) 原子炉運転に供する燃料の取扱い及び貯蔵</p> <p>STACYで使用する棒状燃料は、炉室(S)内の棒状燃料貯蔵設備及び棒状燃料貯蔵設備IIに貯蔵し、実験計画に応じてSTACYの炉心タンク内に手作業で装荷する。</p>	<p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(その2) 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵</p> <p>溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料は、溶液燃料貯蔵設備で貯蔵する。</p> <p>溶液系STACY及びTRACYで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料は、U保管室内のウラン酸化物燃料貯蔵設備に貯蔵する。</p> <p>溶液系STACYで使用する計画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料は、粉末燃料貯蔵設備のPu保管ピットに貯蔵する。</p> <p>以上の溶液系STACY及びTRACYで使用した又は使用する計画であった燃料は、STACYでは使用しない。なお、溶液系STACYで使用する計画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(以下「機構」という。)が行う高速実験炉「常陽」やニーズのある研究開発での利用を含め核燃料サイクルを技術的に確立するための高速炉サイクルの研究開発等に利用する計画であり、今後、その計画については、政策の状況を踏まえて必要な改定を行った上で利用していく予定である。その際、当該燃料を研究開発用として利用するためには機械的・化学的な処理が必要となる場合もあることから、合理的・経済的観点も考慮し、全てのオプションについて検討する。</p> <p>VHTRC施設から引き渡された使用済燃料は、U保管室内の使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備に貯蔵する。なお、コンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料は、STACYでは使用しない。</p> <p>4.2 核燃料物質貯蔵設備</p> <p>4.2.1 設計方針</p> <p>核燃料物質貯蔵設備は、次の設計方針に従い設計する。</p> <p>(その1) (省略)</p> <p>(その2) 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備</p> <p>(1) 核燃料物質貯蔵設備は、溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料、溶液系STACYで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料、並びにVHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料を貯蔵できる容量を有する設計とする。</p> <p>(2)～(7) (省略)</p> <p>4.2.2 主要設備</p> <p>核燃料物質貯蔵設備の主な機器の仕様を第4.2-1表(1)～(3)に示す。第4.2-1表(1)～(3)に記載の寸法制限値は、臨界安全設計における寸法制限値(溶液燃料貯蔵設備については溶液部の値)を示す。</p> <p>(その1) 原子炉運転に供する燃料の貯蔵設備</p> <p>(1)～(4) (省略)</p> <p>(5) 核燃料物質貯蔵設備は、「1.4 臨界安全設計方針」に基づき、形状寸法管理及び体積管理による臨界安全設計を行い、設備容量分の燃料を収納しても未臨界となる設計とする。</p> <p>臨界解析で得られた中性子実効増倍率は次のとおりであり、判定基準の0.95以下である。解析は、モンテカルロ計算コードMVP⁽¹⁾及び評価済み核データJENDL-3.2⁽²⁾又はJENDL-3.3⁽³⁾を使用し、同一室内(炉室(S))に存在する、棒状燃料貯蔵設備と棒状燃料貯蔵設備Ⅱの単体及びそれらを組み合わせた体系に対し、空気中水分率、反射条件等について想定し得る最も厳しい条件を設定して行った。</p>	<p>(その2) 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵</p> <p>溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料は、溶液燃料貯蔵設備で貯蔵する。</p> <p>溶液系STACY及びTRACYで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料は、U保管室内のウラン酸化物燃料貯蔵設備に貯蔵する。</p> <p>溶液系STACYで使用する計画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料は、粉末燃料貯蔵設備のPu保管ピットに貯蔵する。</p> <p>以上の溶液系STACY及びTRACYで使用した又は使用する計画であった燃料は、STACYでは使用しない。なお、溶液系STACYで使用する計画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(以下「機構」という。)が行う高速実験炉「常陽」やニーズのある研究開発での利用を含め核燃料サイクルを技術的に確立するための高速炉サイクルの研究開発等に利用する計画であり、今後、その計画については、政策の状況を踏まえて必要な改定を行った上で利用していく予定である。その際、当該燃料を研究開発用として利用するためには機械的・化学的な処理が必要となる場合もあることから、合理的・経済的観点も考慮し、全てのオプションについて検討する。</p> <p>VHTRC施設から引き渡された使用済燃料は、U保管室内の使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備に貯蔵する。なお、コンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料は、STACYでは使用しない。</p> <p><u>TCA施設から引き渡された使用済棒状燃料は、U保管室内の使用済棒状燃料貯蔵設備に貯蔵する。なお、使用済棒状燃料は、STACYでは使用しない。</u></p> <p>4.2 核燃料物質貯蔵設備</p> <p>4.2.1 設計方針</p> <p>核燃料物質貯蔵設備は、次の設計方針に従い設計する。</p> <p>(その1) (変更なし)</p> <p>(その2) 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備</p> <p>(1) 核燃料物質貯蔵設備は、溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料、溶液系STACYで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料、VHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料、<u>並びにTCA施設から引き渡された使用済棒状燃料</u>を貯蔵できる容量を有する設計とする。</p> <p>(2)～(7) (変更なし)</p> <p>4.2.2 主要設備</p> <p>核燃料物質貯蔵設備の主な機器の仕様を第4.2-1表(1)～(3)に示す。第4.2-1表(1)～(3)に記載の寸法制限値は、臨界安全設計における寸法制限値(溶液燃料貯蔵設備については溶液部の値)を示す。</p> <p>(その1) 原子炉運転に供する燃料の貯蔵設備</p> <p>(1)～(4) (変更なし)</p> <p>(5) 核燃料物質貯蔵設備は、「1.4 臨界安全設計方針」に基づき、形状寸法管理及び体積管理による臨界安全設計を行い、設備容量分の燃料を収納しても未臨界となる設計とする。</p> <p>臨界解析で得られた中性子実効増倍率は次のとおりであり、判定基準の0.95以下である。解析は、モンテカルロ計算コードMVP⁽¹⁾及び評価済み核データJENDL-3.2⁽²⁾又はJENDL-3.3⁽³⁾を使用し、同一室内(炉室(S))に存在する、棒状燃料貯蔵設備と棒状燃料貯蔵設備Ⅱの単体及びそれらを組み合わせた体系に対し、空気中水分率、反射条件等について想定し得る最も厳しい条件を設定して行った。</p>	<p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>1) 棒状燃料貯蔵設備及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱ 0.88以下 炉室（S）内に設置するため、STACYの炉心タンクから核的に隔離し、相互に影響を及ぼさないよう配置する。また、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材を併用する（併用時の中性子実効増倍率0.90以下）。</p> <p>(6) (省略)</p> <p>(その2) 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備 (1)～(4) (省略)</p> <p>(5) 溶液燃料貯蔵設備は、溶液燃料等の漏えいを防止するため、オーステナイト系ステンレス鋼等の耐食性材料を使用する設計とする。また、万一の溶液燃料等の漏えいに備え、溶液燃料等を取り扱う機器を設置するグローブボックス及び貯槽室は、床面をドリフトレイとし、漏えい検知器を設置するとともに、漏えいした溶液燃料等を予備槽に移送し除染処理できる設計とする。</p> <p>(6) 粉末燃料貯蔵設備は、適切な構造設計により、ウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料を収納した容器が落下、転倒及び破損することのない設計とする。</p> <p>(7) 核燃料物質貯蔵設備は、「8.1 遮蔽設備」で述べるように、放射線防護のための適切な遮蔽を設ける。</p> <p>(8) 核燃料物質貯蔵設備は、「1.4 臨界安全設計方針」に基づき、形状寸法管理及び体積管理による臨界安全設計を行い、設備容量分の燃料を収納しても未臨界となる設計とする。 各設備の臨界解析で得られた中性子実効増倍率は次のとおりであり、いずれも判定基準の0.95以下である。解析は、下記1)～2)については臨界安全性評価コードシステムJACS⁽⁴⁾及びMGC L137群ライブラリ⁽⁴⁾又は統合核計算コードシステムSRAC⁽⁵⁾及びJENDL-3.2を使用し、ウラン濃度、プルトニウム濃度、空気中水分率、反射条件等について想定し得る最も厳しい条件を設定して行った。下記3)についてはモンテカルロ計算コードMVP及びJENDL-3.2を使用し、同一室内（U保管室）に存在する、STACY施設のウラン酸化物燃料貯蔵設備と使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の単体及びそれらを組み合わせた体系に対し、空気中水分率、反射条件等について想定し得る最も厳しい条件を設定して行った。</p> <p>1) 溶液燃料貯蔵設備 0.95以下 溶液燃料貯蔵設備においては、設備の変形、溶液燃料の漏えい等により寸法制限値が満足されない場合に備え、溶液燃料に可溶性中性子吸収材を添加する（併用時の中性子無限増倍率0.95以下）。</p> <p>2) 粉末燃料貯蔵設備 0.80以下</p> <p>3) ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備 0.80以下</p> <p>ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備においては、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材を併用する（併用時の中性</p>	<p>1) 棒状燃料貯蔵設備及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱ 0.88以下 炉室（S）内に設置するため、STACYの炉心タンクから核的に隔離し、相互に影響を及ぼさないよう配置する。また、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材を併用する（<u>設備が水没した場合における中性子吸収材併用時の中性子実効増倍率は0.90以下</u>）。</p> <p>(6) (変更なし)</p> <p>(その2) 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備 (1)～(4) (変更なし)</p> <p>(5) <u>使用済棒状燃料貯蔵設備は、使用済棒状燃料収納容器9基で構成する。そのうち8基は、酸化ウラン燃料を貯蔵する収納容器で、最大2092kgU（²³⁵U濃縮度約0.7～3.2wt%）を貯蔵する。残り1基はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料及び酸化トリウム燃料を貯蔵する収納容器で、最大1kgPu及び37kgU（²³⁵U濃縮度約0.7wt%）、並びに最大40kgThを貯蔵する。使用済棒状燃料貯蔵設備は、U保管室内に設置する。</u></p> <p>(6) 溶液燃料貯蔵設備は、溶液燃料等の漏えいを防止するため、オーステナイト系ステンレス鋼等の耐食性材料を使用する設計とする。また、万一の溶液燃料等の漏えいに備え、溶液燃料等を取り扱う機器を設置するグローブボックス及び貯槽室は、床面をドリフトレイとし、漏えい検知器を設置するとともに、漏えいした溶液燃料等を予備槽に移送し除染処理できる設計とする。</p> <p>(7) 粉末燃料貯蔵設備は、適切な構造設計により、ウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料を収納した容器が落下、転倒及び破損することのない設計とする。</p> <p>(8) 核燃料物質貯蔵設備は、「8.1 遮蔽設備」で述べるように、放射線防護のための適切な遮蔽を設ける。</p> <p>(9) 核燃料物質貯蔵設備は、「1.4 臨界安全設計方針」に基づき、形状寸法管理及び体積管理による臨界安全設計を行い、設備容量分の燃料を収納しても未臨界となる設計とする。 各設備の臨界解析で得られた中性子実効増倍率は次のとおりであり、いずれも判定基準の0.95以下である。解析は、下記1)～2)については臨界安全性評価コードシステムJACS⁽⁴⁾及びMGC L137群ライブラリ⁽⁴⁾又は統合核計算コードシステムSRAC⁽⁵⁾及びJENDL-3.2を使用し、ウラン濃度、プルトニウム濃度、空気中水分率、反射条件等について想定し得る最も厳しい条件を設定して行った。下記3)及び4)についてはモンテカルロ計算コードMVP及びJENDL-3.2を使用し、同一室内（U保管室）に存在する、STACY施設のウラン酸化物燃料貯蔵設備、<u>使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備及び使用済棒状燃料貯蔵設備の単体並びにそれらを組み合わせた体系</u>に対し、空気中水分率、反射条件等について想定し得る最も厳しい条件を設定して行った。</p> <p>1) 溶液燃料貯蔵設備 0.95以下 溶液燃料貯蔵設備においては、設備の変形、溶液燃料の漏えい等により寸法制限値が満足されない場合に備え、溶液燃料に可溶性中性子吸収材を添加する（併用時の中性子無限増倍率0.95以下）。</p> <p>2) 粉末燃料貯蔵設備 0.80以下</p> <p>3) ウラン酸化物燃料貯蔵設備及び 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備 0.80以下</p> <p>4) <u>ウラン酸化物燃料貯蔵設備、 使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備及び 使用済棒状燃料貯蔵設備</u> 0.95以下 ウラン酸化物燃料貯蔵設備、<u>使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備及び使用済棒状燃料貯蔵設備</u>においては、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、中性子吸収材</p>	<p>記載の明確化</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>番号繰り下げ</p> <p>番号繰り下げ</p> <p>番号繰り下げ</p> <p>番号繰り下げ</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p>

変更前	変更後	変更理由																														
<p>子実効増倍率0.72以下)。</p> <p>さらに、次の対策により、起因事象として想定した単一故障又は単一誤操作に加えて、臨 界事故防止対策として設けられた動的機器の単一故障又は単一誤操作を想定しても臨 界とならない設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶液燃料貯蔵設備は、溶液燃料の移送中に、移送先の貯槽等の液位異常高のインターロ ックにより給液を自動停止するとともにオフガス配管にポットを設け、溢流による臨 界事故を防止する設計とする。 ・グローブボックス及び各貯槽室は、最大容量の機器に収納する溶液燃料が全量漏えいし たとしても臨界とならない液厚に制限できるよう、十分な広さを有する設計とする。ま た、漏えい検知により給液を停止する。 <p>(9) 核燃料物質貯蔵設備は、安全上重要な機器の適切な定期的試験及び検査ができる設計とす る。</p> <p>4.2.3 評価 (その1) (省略) (その2) 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備</p> <p>(1) 核燃料物質貯蔵設備は、溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料、溶液系S TACYで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料及びウラン・プルトニウ ム混合酸化物の粉末状の燃料、並びにVHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びデ ィスク型ウラン黒鉛混合燃料を全量貯蔵する能力を有する設計となっている。</p> <p>(2) ～ (7) (省略)</p> <p>4.3 参考文献 (省略)</p> <p>第4.2-1表(1)～(3) 核燃料物質貯蔵設備の主な機器仕様 (省略)</p>	<p>を併用する(上記3)及び4)について、設備が水没した場合における中性子吸収材併用時の中 性子実効増倍率はそれぞれ0.72以下及び0.95以下)。</p> <p>さらに、次の対策により、起因事象として想定した単一故障又は単一誤操作に加えて、臨 界事故防止対策として設けられた動的機器の単一故障又は単一誤操作を想定しても臨 界とならない設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶液燃料貯蔵設備は、溶液燃料の移送中に、移送先の貯槽等の液位異常高のインターロ ックにより給液を自動停止するとともにオフガス配管にポットを設け、溢流による臨 界事故を防止する設計とする。 ・グローブボックス及び各貯槽室は、最大容量の機器に収納する溶液燃料が全量漏えいし たとしても臨界とならない液厚に制限できるよう、十分な広さを有する設計とする。ま た、漏えい検知により給液を停止する。 <p>(10) 核燃料物質貯蔵設備は、安全上重要な機器の適切な定期的試験及び検査ができる設計と する。</p> <p>4.2.3 評価 (その1) (変更なし) (その2) 貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備</p> <p>(1) 核燃料物質貯蔵設備は、溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料、溶液系S TACYで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料及びウラン・プルトニウ ム混合酸化物の粉末状の燃料、VHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びデ ィスク型ウラン黒鉛混合燃料、並びにTCA施設から引き渡された使用済棒状燃料を全量貯蔵する 能力を有する設計となっている。</p> <p>(2) ～ (7) (変更なし)</p> <p>4.3 参考文献 (変更なし)</p> <p>第4.2-1表(1)～(3) 核燃料物質貯蔵設備の主な機器仕様 (変更なし)</p> <p style="text-align: center;">第4.2-1表(4) 核燃料物質貯蔵設備の主な機器仕様</p> <table border="1" data-bbox="1391 1356 2472 1921"> <tr> <td colspan="3">(5) 使用済棒状燃料貯蔵設備 (STACY施設)</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1) 使用済棒状燃料収納容器</td> </tr> <tr> <td>型 式</td> <td colspan="2">正方格子配列角型容器</td> </tr> <tr> <td>基 数</td> <td colspan="2">9 基</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="2">酸化ウラン燃料用収納容器 8 基</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="2">ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料及び酸化トリウム燃料用 収納容器 1 基</td> </tr> <tr> <td>容 量</td> <td colspan="2">256 本/基</td> </tr> <tr> <td>寸法制限値</td> <td colspan="2">8×8格子配列(4ブロック)、格子間隔2.0cm以上、2.3cm以下 配列面間距離11.6cm以上</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="2">ただし、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に 備え、中性子吸収材(ボロン含有シート等)を併用する。</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td colspan="2">鋼材</td> </tr> </table>	(5) 使用済棒状燃料貯蔵設備 (STACY施設)			1) 使用済棒状燃料収納容器			型 式	正方格子配列角型容器		基 数	9 基			酸化ウラン燃料用収納容器 8 基			ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料及び酸化トリウム燃料用 収納容器 1 基		容 量	256 本/基		寸法制限値	8×8格子配列(4ブロック)、格子間隔2.0cm以上、2.3cm以下 配列面間距離11.6cm以上			ただし、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に 備え、中性子吸収材(ボロン含有シート等)を併用する。		主要材料	鋼材		<p>記載の明確化</p> <p>番号繰り下げ</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p>
(5) 使用済棒状燃料貯蔵設備 (STACY施設)																																
1) 使用済棒状燃料収納容器																																
型 式	正方格子配列角型容器																															
基 数	9 基																															
	酸化ウラン燃料用収納容器 8 基																															
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料及び酸化トリウム燃料用 収納容器 1 基																															
容 量	256 本/基																															
寸法制限値	8×8格子配列(4ブロック)、格子間隔2.0cm以上、2.3cm以下 配列面間距離11.6cm以上																															
	ただし、設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に 備え、中性子吸収材(ボロン含有シート等)を併用する。																															
主要材料	鋼材																															

変更前	変更後	変更理由
<p>第4.2-1図 (省略)</p> <p>5. ～ 7. (省略)</p> <p>8. 放射線管理施設 (省略)</p> <p>第8.1-1表 (省略)</p> <p>第8.1-1図 (省略)</p> <div style="border: 1px dashed black; width: 350px; height: 600px; margin: 20px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第8.1-2図 遮蔽設計区分説明図 (1階)</p>	<p>第4.2-1図 (変更なし)</p> <p>5. ～ 7. (変更なし)</p> <p>8. 放射線管理施設 (変更なし)</p> <p>第8.1-1表 (変更なし)</p> <p>第8.1-1図 (変更なし)</p> <div style="border: 1px dashed black; width: 350px; height: 600px; margin: 20px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第8.1-2図 遮蔽設計区分説明図 (1階)</p>	<p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の追加に伴う記載の変更</p> <p>注) 雲線枠は、変更箇所を示すものであり、変更内容に含まない。</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第8.1-3図 ～第8.1-4図 (省略)</p> <p>9. ～ 10. (省略)</p> <p>11. 運転保守 (STACY施設、TRACY施設)</p> <p>11.1 (省略)</p> <p>11.2 組織及び職務 運転保守は、主として原子力科学研究所<u>福島技術開発試験部</u>が担当する。電気設備、換気空調設備等の運転保守は、工務技術部が担当する。 運転保守に係る放射線管理及び環境放射能の管理は、放射線管理部が担当する。 放射性廃棄物のうち液体廃棄物及び固体廃棄物の一部の処理は、バックエンド技術部が担当する。本施設内に設けるα廃棄物の廃棄施設の管理は、<u>福島技術開発試験部</u>が担当する。 保安管理に関する業務は、保安管理部が担当する。 本施設の運転に関する保安の監督は、「原子炉等規制法」第40条の規定に基づいて選任する原子炉主任技術者が担当する。</p> <p>11.3 (省略)</p> <p>11.4 燃料管理 (その1) (省略) (その2) 貯蔵管理のみを行う燃料 溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料は、溶液貯蔵室の溶液燃料貯蔵設備で貯蔵を行う。また、溶液燃料の点検等を行うため、燃取室のサンプリング装置にて試料を採取し、その試料を分析室に運搬して性状確認等のための分析を行う。 溶液系STACYで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料は、それぞれU保管室のウラン酸化物燃料貯蔵設備及びPu保管室の粉末燃料貯蔵設備に貯蔵する。また、同室内においてウラン酸化物燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の点検等を行う。 VHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料は、U保管室の使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備に貯蔵する。また、同室内において使用済ウラン黒鉛混合燃料の点検等を行う。この燃料の取扱いに当たっては、臨界に達するおそれがないよう、1回の取扱量を1収納区画単位に制限する。</p> <p>11.5 ～11.13 (省略)</p> <p>別1 STACY施設 3. (省略)</p> <p>5. 計測制御系統施設 5.1 ～5.6 (省略) 第5.4-1表 ～第5.5-1表 (省略) 第5.2-1図 ～第5.3-1図 (省略)</p>	<p>第8.1-3図 ～第8.1-4図 (変更なし)</p> <p>9. ～ 10. (変更なし)</p> <p>11. 運転保守 (STACY施設、TRACY施設)</p> <p>11.1 (変更なし)</p> <p>11.2 組織及び職務 運転保守は、主として原子力科学研究所<u>臨界ホット試験技術部</u>が担当する。電気設備、換気空調設備等の運転保守は、工務技術部が担当する。 運転保守に係る放射線管理及び環境放射能の管理は、放射線管理部が担当する。 放射性廃棄物のうち液体廃棄物及び固体廃棄物の一部の処理は、バックエンド技術部が担当する。本施設内に設けるα廃棄物の廃棄施設の管理は、<u>臨界ホット試験技術部</u>が担当する。 保安管理に関する業務は、保安管理部が担当する。 本施設の運転に関する保安の監督は、「原子炉等規制法」第40条の規定に基づいて選任する原子炉主任技術者が担当する。</p> <p>11.3 (変更なし)</p> <p>11.4 燃料管理 (その1) (変更なし) (その2) 貯蔵管理のみを行う燃料 溶液系STACY及びTRACYで使用した溶液燃料は、溶液貯蔵室の溶液燃料貯蔵設備で貯蔵を行う。また、溶液燃料の点検等を行うため、燃取室のサンプリング装置にて試料を採取し、その試料を分析室に運搬して性状確認等のための分析を行う。 溶液系STACYで使用する計画であったウラン酸化物のペレット状の燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料は、それぞれU保管室のウラン酸化物燃料貯蔵設備及びPu保管室の粉末燃料貯蔵設備に貯蔵する。また、同室内においてウラン酸化物燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の点検等を行う。 VHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料は、U保管室の使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備に貯蔵する。また、同室内において使用済ウラン黒鉛混合燃料の点検等を行う。この燃料の取扱いに当たっては、臨界に達するおそれがないよう、1回の取扱量を1収納区画単位に制限する。 <u>UCA施設から引き渡された使用済棒状燃料は、U保管室の使用済棒状燃料貯蔵設備に貯蔵する。また、同室内において使用済棒状燃料の点検等を行う。</u></p> <p>11.5 ～11.13 (変更なし)</p> <p>別1 STACY施設 3. (変更なし)</p> <p>5. 計測制御系統施設 5.1 ～5.6 (変更なし) 第5.4-1表 ～第5.5-1表 (変更なし) 第5.2-1図 ～第5.3-1図 (変更なし)</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>新設の使用済棒状燃料貯蔵設備の記載の追加</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第5.3-2図 STACY最大給水制限スイッチ概要説明図</p> <p>第5.4-1図 ～第5.5-1図 (省略)</p> <p>6. 実験設備 (省略)</p> <p>別2 TRACY施設 (省略)</p>	<p>第5.3-2図 STACY最大給水制限スイッチ概要説明図</p> <p>第5.4-1図 ～第5.5-1図 (変更なし)</p> <p>6. 実験設備 (変更なし)</p> <p>別2 TRACY施設 (変更なし)</p>	<p>記載の明確化</p> <p>注) 雲線枠は、変更箇所を示すものであり、変更内容に含まない。</p>

添付書類十一 変更後における試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

1. 保安活動における品質管理に必要な体制

1.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所の原子炉施設における保安管理組織を第 11.1 図及び第 11.2 図に示す。

原子力科学研究所の原子炉施設における保安活動は、「本文九 試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」を踏まえ、原子力科学研究所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、研究炉加速器技術部が J R R - 3、J R R - 4 及び N S R R の、バックエンド技術部が放射性廃棄物処理場及び J R R - 2 の、臨界ホット試験技術部が S T A C Y、T R A C Y、T C A 及び F C A の、工務技術部が各原子炉等の受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び空気圧縮設備（ただし、J R R - 4、S T A C Y 及び T R A C Y 並びに放射性廃棄物処理場の一部の設備を除く。）の、放射線管理部が各原子炉等に係る放射線管理施設の、保安管理部が各原子炉等に係る通信連絡設備のうち共用設備の管理を担当しており、それらに係る設計及び工事、運転及び保守（ただし、通信連絡設備のうち共用設備については保守のみとする。）についても各担当部において実施する。また、原子炉施設に関する保安活動、品質マネジメント活動等の統括に関する業務は、保安管理部が担当する。

これら保安管理組織に基づき、保安活動の計画、実施、評価及び継続的な改善を行う。

2. 設計及び工事等に係る品質マネジメント活動

2.1. 原子力科学研究所

(1) 品質マネジメント活動の確立と実施

原子力科学研究所では、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先事項と位置付け、「本文九 試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」に整合するように策定した保安規定の品質マネジメント計画及び「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づき、原子炉施設の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）を確立し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性について評価し、継続的に改善する。

(2) 品質マネジメント体制及び役割分担

原子力科学研究所では、保安規定に基づく保安管理組織に従い、理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のように品質マネジメント活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動を総理し、内部監査を実施するとともに、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動を継続的に改善する。

管理責任者は、原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動の品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。また、その実施状況及び改善の必要性について理事長へ報告するとともに、業務に従事する要員に対して安全文化を育成及び維持すること、関係法令を遵守すること及び原子力の安全を確保することの認識を高めることを確実にする。

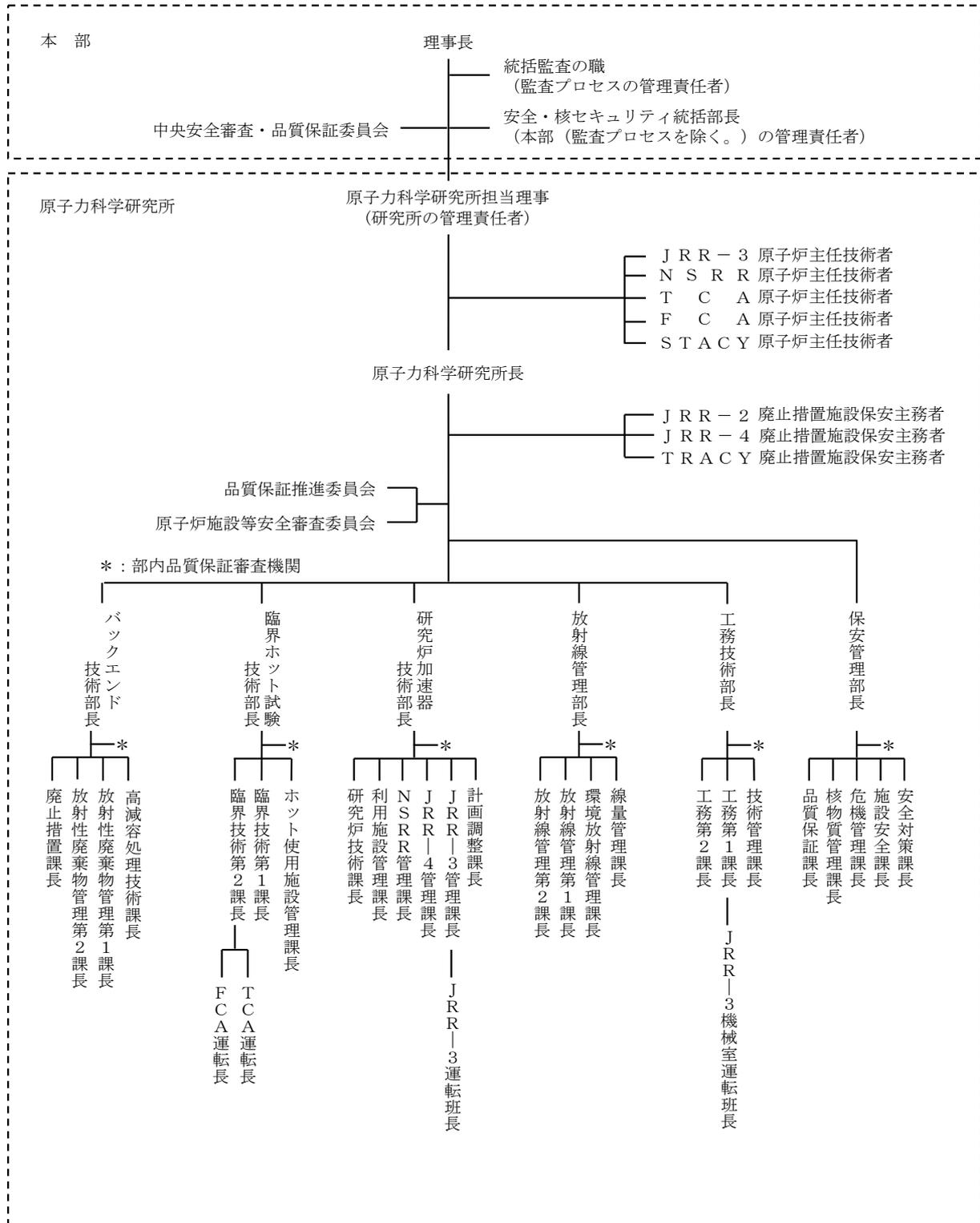
中央安全審査・品質保証委員会は、設計及び工事等の根拠となる原子炉の設置許可並びにその変更に関する事項を審議する。

所長は、原子力科学研究所における原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動を統括する。

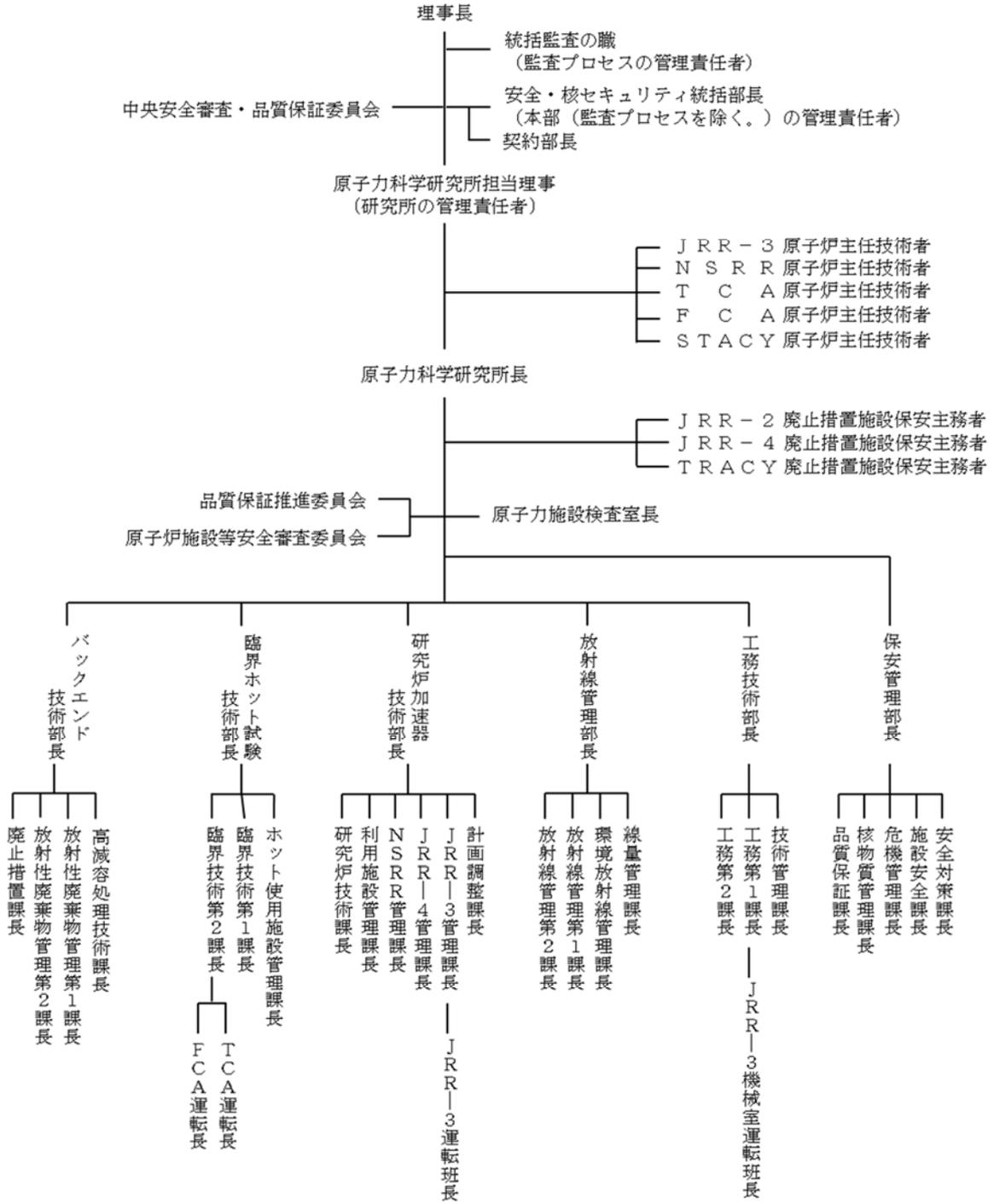
原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の設計及び工事等に係る安全性等に関する事項を審議する。

部長及び課長は、それぞれ所掌する業務に関してプロセスの確立、実施及び有効性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の原子炉施設に対する要求事項についての認識を深めさせるとともに、成果を含む実施状況について評価する。さらに原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進するとともに、関係法令を遵守する。

原子炉等規制法に基づき事業者が行う使用前事業者検査及び定期事業者検査は、中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保するため、検査プロセスを管理する責任者の下に検査体制を整備し、適切な段階で実施する。



第11.1図 原子力科学研究所原子炉施設保安管理組織図 (平成30年4月1日現在)



第11.2図 原子力科学研究所原子炉施設保安管理組織図 (令和2年4月1日以降)