

19京大施環化第174号
令和元年11月22日

原子力規制委員会 殿

国立大学法人 京都大学
学長 山極 壽一

京都大学複合原子力科学研究所の原子炉施設〔京都大学臨界実験装置（KUCA）〕
の変更に係る設計及び工事の方法の承認申請書

原子炉施設〔京都大学臨界実験装置（KUCA）〕の変更に係る設計及び工事の方法に
ついて承認を受けたく、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第27条
第1項及び第76条の規定に基づき、下記のとおり申請します。

（原子炉建屋壁面（外部火災対策））
（炉室内ピット、廃液タンクヤード）
（通信連絡設備、実験設備の連絡設備）

記

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名
名 称 : 国立大学法人 京都大学
住 所 : 京都府京都市左京区吉田本町
代表者の氏名 : 学長 山極 壽一
2. 原子炉施設の変更に係る事業所の名称及び所在地
名 称 : 京都大学複合原子力科学研究所
所 在 地 : 大阪府泉南郡熊取町朝代西二丁目 1010 番地

3. 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法
 変更に係る施設の設計及び工事の方法については別紙 1-1～1-3 に記載する。
4. 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
 別紙 2 のとおり。なお、本設計及び工事に係るプロセスを管理監督する責任者は、中央管理室長とする。
5. 変更の理由
 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正に伴い変更となった規制要求に対応するため。

別紙 1-1

設 計 及 び 工 事 の 方 法

(原子炉建屋壁面 (外部火災対策))

目次

1. 申請区分及び申請範囲	1- 1
2. 準拠した基準及び規格	1- 1
3. 設計	1- 1
3.1 設計条件	1- 1
3.2 設計仕様	1- 2
4. 工事の方法	1- 2
4.1 適用規則及び工事の手順・方法	1- 2
4.2 試験・検査項目	1- 2
図-1 原子炉建屋及び KUR 非常用発電機 (EG1) 及び 研究所の非常用発電機の軽油タンクの位置	1- 3
表-1 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に 関する規則への適合状況の確認と設計上の要求事項に対する確認事項	1- 4
添付-1 原子炉建屋の外部火災に対する壁面温度の評価	

1. 申請区分及び申請範囲

本申請区分は「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」（平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会）の第三条第三号の「ト 原子炉格納施設」に該当する。

今回の申請範囲は原子炉設置変更承認申請書の本文の「リ. 原子炉格納施設の構造及び設備」に該当する原子炉建屋壁面である。

2. 準拠した基準及び規格

- (1) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
- (2) 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（平成 25 年 6 月原子力規制委員会）
- (4) 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の再評価について」（平成 21 年 6 月経済産業省）
- (5) 「平成 25 年度 航空機落下事故に関するデータの整備」（平成 25 年 11 月独立行政法人原子力安全基盤機構）
- (6) 日本産業規格（JIS）

3. 設計

3.1 設計条件

航空機落下による外部火災が発生し、京都大学複合原子力科学研究所（以下、研究所）の敷地内に存在する危険物取扱施設における外部火災が重畳した場合でも、原子炉建屋の安全機能が失われない設計とする。

(1) 航空機落下による外部火災の条件

- a) 大型民間航空機、小型民間航空機、大型軍用航空機、小型軍用航空機のそれぞれについて、研究所敷地内であって落下確率が 10^{-7} [回/炉・年]以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で起こること。
- b) 航空機は燃料を満載した状態とする。
- c) 気象条件は無風とする。
- d) 火炎は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の 3 倍とする。

(2) 敷地内の危険物取扱施設による外部火災の条件

- a) KUR 非常用発電機 (EG1) 用の軽油タンクの容量は 0.7m^3 以下とする。
- b) KUR 非常用発電機 (EG1) 用の軽油タンクと原子炉建屋の離隔距離は約 100m とする。
- c) 研究所の一般非常用発電機用の軽油タンクの容量は 20.97m^3 以下とする。
- d) 研究所の一般非常用発電機用の軽油タンクと原子炉建屋の離隔距離は約 250m

とする。

- (3) 原子炉建屋の安全機能が失われない条件
原子炉建屋の外壁は 200℃を、内壁は 80℃を下回ること。

3.2 設計仕様

- a) 原子炉建屋は鉄筋コンクリート構造^(*)
b) 原子炉建屋の外壁の厚さは ^(*)

(*) 原子炉建屋の構造については「京都大学研究用原子炉の設置変更（臨界実験装置 KUCA の増設）の設計及び工事の方法の承認申請書（その 1）、昭和 48 年 1 月」で承認され、使用前検査が合格している。

4. 工事の方法

4.1 適用規則及び工事の手順・方法

本申請の設備は既設のものであるため工事は伴わない。

「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則への適合状況の確認と設計上の要求事項に対する確認事項」を表-1 に示す。

4.2 試験・検査項目

(1) 容量及び距離確認検査

軽油タンク容量及び軽油タンクと原子炉建屋間の距離を確認する。

(2) 外観検査

原子炉建屋壁面に機能上有害な損傷がないことを確認する。

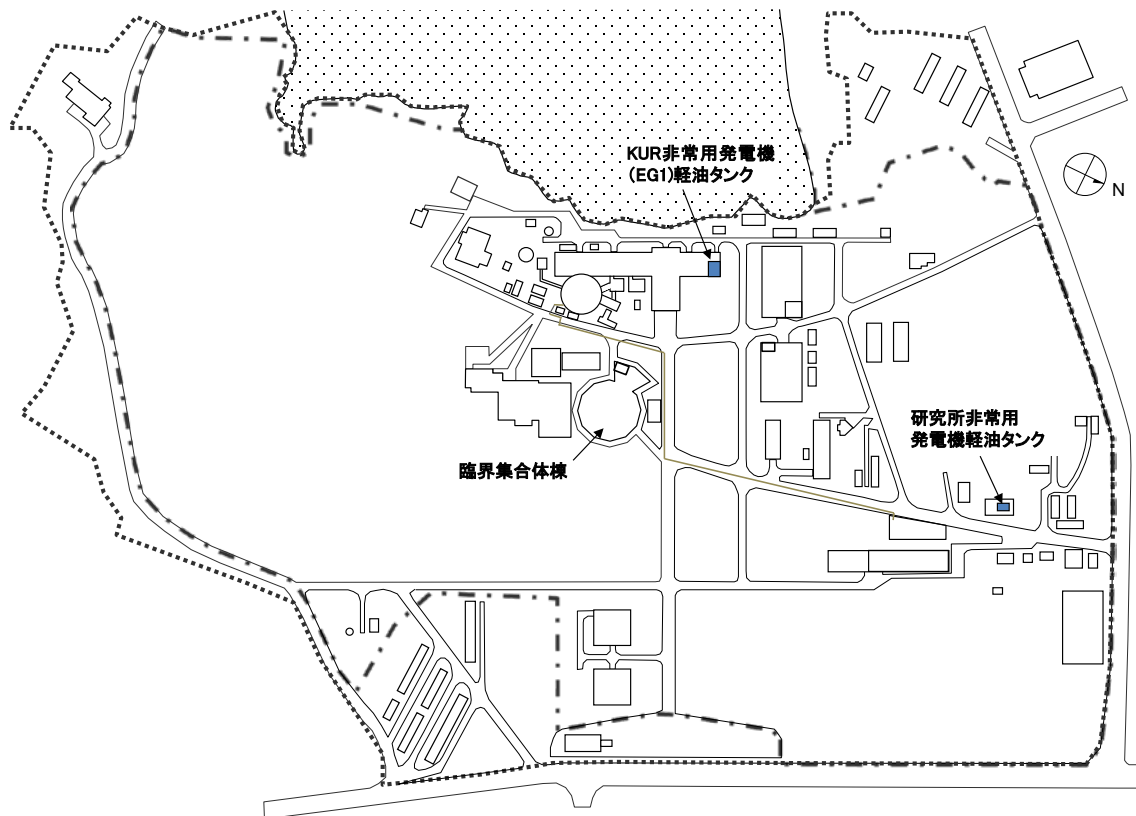


図-1 原子炉建屋及び KUR 非常用発電機 (EG1) 及び
研究所の非常用発電機の軽油タンクの位置

表－１ 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則への適合状況の確認と設計上の要求事項に対する確認事項
(該当する条項の項目のみを記載)

試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則（本件該当条文）	対象施設	設計上の要求事項	設計上の要求事項に対する確認事項	検査事項
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第六条の三 試験研究用等原子炉施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により試験研究用</p>	<p>第1項 該当なし</p> <p>第2項 原子炉建屋 壁面</p>	<p>第1項 該当なし</p> <p>第2項 想定される外部火災が発生した場合でも原子炉格納施設の外壁及び内壁温度は許容温度（外壁 200℃、内壁 80℃）を下回ること。</p>	<p>第1項 該当なし</p> <p>第2項 想定される外部火災の条件</p> <p>a) KUR 非常用発電機(EG1)の軽油タンクの容量が 0.7m³以下であり、KUCA 建屋から約 100m 離れていること。</p> <p>b) 研究所の非常用発電機用の軽油タンクの容量が 20.97m³以下であり、KUCA 建屋から約 250m 離れていること。</p> <p>・原子炉建屋</p> <p>a) 壁面に機能上有害な損傷がないこと。</p>	<p>容量及び 距離確認 検査</p> <p>外観検査</p>

<p>等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分 は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。</p> <p>4 航空機の墜落により試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第3項 該当なし</p> <p>第4項 該当なし</p>	<p>第3項 該当なし</p> <p>第4項 該当なし</p>	<p>第3項 該当なし</p> <p>第4項 該当なし</p>	
---	---	---	---	--

原子炉建屋の外部火災に対する壁面温度の評価

1. 目的

京都大学複合原子力科学研究所（以下、研究所）の敷地内への航空機の落下等で発生する火災に対してより一層の安全性向上の観点から、その火災が起こったとしても安全機能を有する構築物、系統及び機器を内包する原子炉施設に影響を及ぼさないことについて、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」の「附属書 C 原子力発電所の敷地内への航空機墜落による火災の影響評価について」に基づき、評価を実施する。具体的には航空機の落下による火災に加え、研究所内にある危険物タンクの火災を重畳させた場合でも KUCA 棟の外壁及び内壁の温度が許容限界温度を超えないことを確認する。

2. 航空機落下の火災影響評価

航空機落下確率評価では、カテゴリ別に落下確率を求めている。また、評価において考慮している航空機落下事故については、訓練中の事故等、民間航空機と軍用機（自衛隊機または米軍機）では、その発生状況が必ずしも同一ではなく、軍用機の中でも、機種によって飛行形態が同一ではないと考えられる。したがって、航空機落下による火災影響の評価においては、以下のカテゴリ毎に火災影響を評価することとする。

- a. 計器飛行及び有視界飛行の大型民間航空機の落下事故
- b. 軍用機の落下事故
 - (a) 空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機
 - (b) その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機

3. 航空機落下による火災の熱影響の評価

(1) 航空機落下による火災の想定

航空機落下による火災の想定は以下のとおりとした。

A. 想定条件

A.-1 航空機は、当研究所における航空機落下評価の対象航空機のうち、燃料積載量が最大の機種とした。

分類	航空機	選定理由
大型民間航空機 (固定翼、回転翼)	B747-400	民間の大型航空機の中で燃料積載量が最大規模のものを選定
小型民間航空機 (固定翼、回転翼)	Do228-200	民間の小型航空機の中で燃料積載量が最大規模のものを選定
大型軍用航空機 (固定翼、回転翼)	KC-767 (空中給油機)	主要自衛隊航空機の大型航空機の中で燃料積載量が最大規模のものを選定
小型軍用航空機 (固定翼、回転翼)	F-15	主要自衛隊航空機の小型航空機の中で燃料積載量が最大規模のものを選定

A.-2 航空機は燃料を満載した状態を想定した。

- A.3 航空機の落下は研究所敷地内であって落下確率が 10^{-7} [回/炉・年]以上になる範囲のうち、原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定した。
- A.4 航空機の落下によって燃料に着火し火災が起こることを想定した。
- A.5 気象条件は無風状態とした。
- A.6 火炎は円筒火災をモデルとし、火災の高さは燃焼半径の 3 倍とした。

B. 輻射強度の算定

油火災において任意の位置にある輻射強度（熱）を計算により求めるため、半径が 1.5m 以上の場合で火炎の高さ（輻射体）を半径の 3 倍にした円筒火災モデルを採用した。

(2) 航空機落下による火災の熱影響の有無の評価

a. 評価対象範囲

評価対象範囲は、研究所敷地内であって落下確率が 10^{-7} [回/炉・年]以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる区域とすることから、大型の民間航空機および軍用機の機種を対象とし、落下確率が 10^{-7} [回/炉・年]に相当する標的面積を算出し、その結果から原子炉施設からの離隔距離を求めた。

自然現象の影響を受けやすいものとしては建物や屋外の構造物が考えられるが、臨界実験装置の重要安全施設は全て屋内にあるため、防護対象設備としては重要安全施設を内包している原子炉建屋とした。評価内容は原子炉建屋（以下、KUCA 棟）の外壁及び熱伝導による内壁の温度評価を行う。

	臨界実験装置
防護対象設備	KUCA 棟 (原子炉建屋)

(a) 標的面積の算出

「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の再評価について」（平成 21・06・25 原院第 1 号）に規定されているそれぞれの機種の落下確率を求める式から、落下確率が 10^{-7} [回/炉・年]に相当する面積を求める。なお、有視界飛行方式の小型機については安全側に評価するため 1 を乗じるものとする。

① 計器飛行および有視界飛行の大型民間航空機の落下事故

計器飛行の航空機の落下確率 P_c を求める式は以下のとおり。

$$P_c = f_c \cdot N_c \cdot A / W$$

f_c : 単位飛行距離当たりの巡航中の落下事故確率 [回/(飛行回・km)]

$$f_c = G_c / H_c$$

G_c : 巡航中事故件数 [回]

H_c : 延べ飛行距離 [飛行回・km]

N_c : 評価対象とする航空路等の年間飛行回数 [飛行回/年]

A : 原子炉施設の標的面積 [km²]

W : 航空路幅 [km]

	研究所 臨界実験装置	
対象航空路 ※1	KNE-OHDAI SKE-KAINA SKE-HIDAK SKE-MIKAN	Y753, Y33
f_C^{*2}	5.32 × 10 ⁻¹¹ [回/(飛行回・km)] G _C : 0.5 [回] H _C : 9.4 × 10 ⁹ [飛行回・km]	
N_C^{*3}	29,200	32,120
A^{*4}	0.00152	
W^{*5}	14	18.52
P_C	1.70 × 10 ⁻¹⁰	1.41 × 10 ⁻¹⁰
P_C (合計)	3.11 × 10 ⁻¹⁰	

※1：エンルートチャート(24 JUL 2014)により確認

※2：事故件数は、平成4年から平成23年までの20年間で0件のため、保守的に0.5件とした。飛行距離は、平成4年から平成23年の「航空輸送統計年報 第1表 総括表1.輸送実績」における運航キロメートルの国内の値を合計した値。

※3：国土交通省への問合せ結果（ピークデイの値、平成23年度）を365倍した値

※4：KUCA棟の投影面積

※5：「航空路の指定に関する告示」、「飛行方式設定基準」及び国土交通省回答を参考とする。なお、RNAV航路については、航法制度(10NM=18.52km)を航空路の幅とする。

有視界飛行の大型固定翼及び回転翼航空機の落下確率 P_V (固定)、 P_V (回転)を求める式は以下のとおり。

$$P_V = (f_V / S_V) \cdot A \cdot \alpha$$

f_V ：単位年当たりの落下事故確率 [回/年]

S_V ：全国土面積 [km²]

A ：原子炉施設の標的面積 [km²]

α ：対象航空機の種類による係数

	京都大学複合原子力科学研究所 臨界実験装置	
f_V^{*1}	大型固定翼機：0.5/20 = 0.025[回/年] 大型回転翼機：1/20 = 0.05 [回/年]	小型固定翼機：35/20 = 1.75 [回/年] 小型回転翼機：25/20 = 1.25 [回/年]
S_V^{*2}	372,000	
A	0.00152	
α^{*3}	大型固定翼機、大型回転翼機：1	小型固定翼機、小型回転翼機：1
P_V	3.07 × 10 ⁻¹⁰	1.23 × 10 ⁻⁸

※1：「平成25年度 航空機落下事故に関するデータの整備」（平成25年11月独立行政法人原子力安全基盤機構）の有視界飛行方式民間航空機の事故件数を用いて算出した。大型固定翼機は、平成4年から平成23年

の間で0件であるが、保守的に0.5件とした。

※2：「平成25年度 航空機落下事故に関するデータの整備」（平成25年11月独立行政法人原子力安全基盤機構）の値を用いた。

※3：「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」の値を用いた。

以上より、 P_C+P_V （落下確率）が 10^{-7} [回/炉・年]に相当する標的面積 A を計算すると以下のとおりとなる。

$$A(\text{大型民間航空機}) = 10^{-7} \text{ [回/炉・年]} / (3.11 \times 10^{-10} + 3.07 \times 10^{-10}) \times 0.00152$$

$$= 0.246 \text{ [km}^2\text{]} = 246,000 \text{ [m}^2\text{]}$$

$$A(\text{小型民間航空機}) = 10^{-7} \text{ [回/炉・年]} / (1.23 \times 10^{-8}) \times 0.00152$$

$$= 0.0124 \text{ [km}^2\text{]} = 12,400 \text{ [m}^2\text{]}$$

②軍用機の落下事故

研究所上空には訓練空域がないため、自衛隊機、米軍機の落下確率 P_{SO} を求める式は、以下のとおりとなる。

$$P_{SO} = (f_{SO} / S_O) \cdot A$$

f_{SO} : 単位年当たりの落下事故確率 [回/年]

S_O : 全国土面積から訓練空域の面積を除いた面積 [km²]

A : 原子炉施設の標的面積 [km²]

航空機種類	研究所 臨界実験装置	
	空中給油機等	その他
$f_{SO}^{※1}$	自衛隊機：0.5/20 = 0.025 米軍機：1/20 = 0.05	自衛隊機：8/20 = 0.40 米軍機：4/20 = 0.20
$S_O^{※2}$	自衛隊機：295,000 米軍機：372,000	自衛隊機：295,000 米軍機：372,000
A	0.00152	
P_{SO}	3.33×10^{-10}	2.88×10^{-9}

※1：「平成25年度 航空機落下事故に関するデータの整備」（平成25年11月独立行政法人原子力安全基盤機構）の有視界飛行方式民間航空機の事故件数を用いて算出した。自衛隊機は、平成4年から平成23年の間で0件であるが、保守的に0.5件とした。

※2：「平成25年度 航空機落下事故に関するデータの整備」（平成25年11月独立行政法人原子力安全基盤機構）の値を用いた。

以上より、 P_{SO} （落下確率）が 10^{-7} [回/炉・年]に相当する標的面積 A をそれぞれ計算すると以下のとおりとなる。

$$A(\text{空中給油機等}) = 10^{-7} \text{ [回/炉・年]} / (3.33 \times 10^{-10}) \times 0.00152$$

$$= 0.455 \text{ [km}^2\text{]} = 455,000 \text{ [m}^2\text{]}$$

$$A(\text{その他の機種}) = 10^{-7} \text{ [回/炉・年]} / (2.88 \times 10^{-9}) \times 0.00152$$

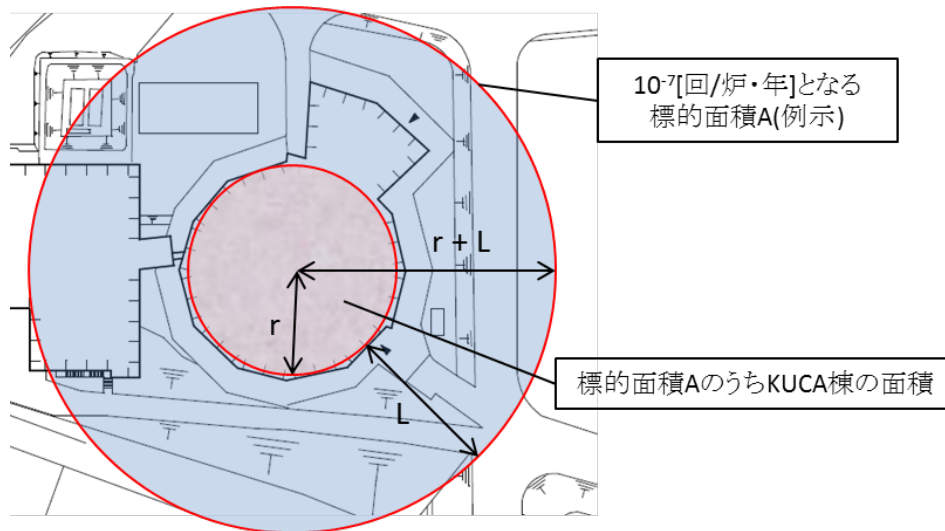
$$= 0.0528 \text{ [km}^2\text{]} = 52,800 \text{ [m}^2\text{]}$$

(b)原子炉施設からの離隔距離の算出

(a)で求めた面積と、評価対象となる原子炉施設の周辺に L[m]の離隔距離を含めた火災評価上の標的面積との関係から離隔距離 L を算出した結果は以下のとおりとなった。

項目	大型民間航空機	小型民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
			空中給油機	その他の機種
想定する航空機	B747-400	Do228-200	KC-767	F-15
離隔距離 L [m]	258	40	359	108

KUCA 棟における標的面積の考え方及び各対象航空機の離隔距離のイメージを以下に示す。

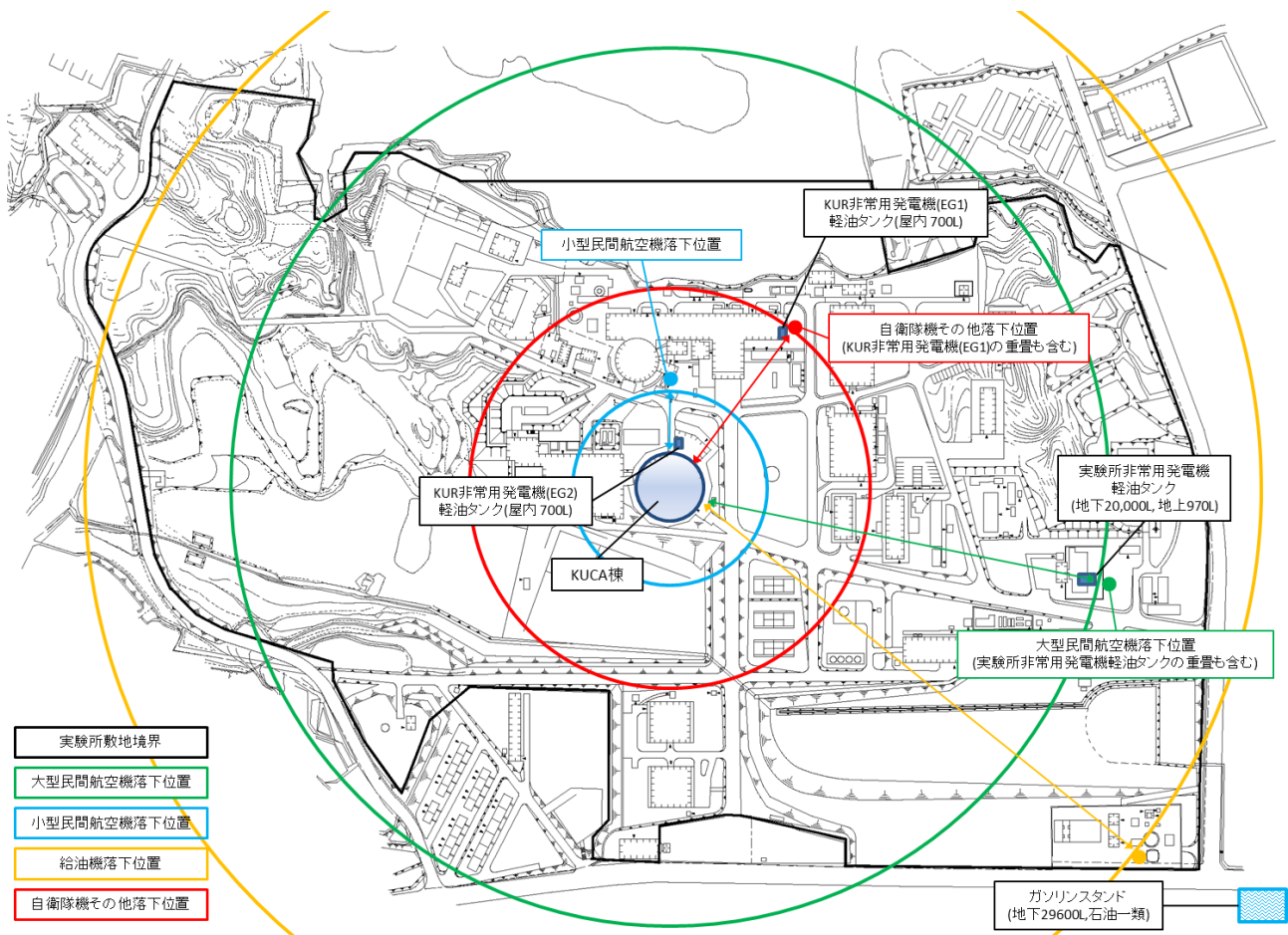


KUCA 棟外壁面から等距離の離隔をとり、 10^{-7} [回/炉・年]となる標的面積を A とした場合、以下の式が成り立つ。

$$A = \pi(r + L)^2$$

$$L = \sqrt{\frac{A}{\pi}} - r$$

	KUCA 棟の半径 r[m]	KUCA 棟の 隔離面積 A[m ²]	離隔距離 L[m]
大型民間航空機	22	246,000	258
小型民間航空機		12,400	40
空中給油機等		455,000	359
その他機種		52,800	108



第1図 10⁻⁷[炉/年・回]となる各航空機の落下位置

b. 必要データ

評価に用いるデータを以下に示す。

項目	大型民間航空機	小型民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
			空中給油機等	その他の機種
想定する航空機	B747-400	Do228-200	KC-767	F-15
燃料の種類	Jet A-1	Jet A-1	JP-4	JP-4
燃料量[m ³]	216.84	2.39	145.04	14.87
輻射発散度[W/m ²]	5.0×10 ⁴	5.0×10 ⁴	5.8×10 ⁴	5.8×10 ⁴
燃焼速度[m/s]	4.64×10 ⁻⁵	4.64×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵
燃料タンク面積 [m ²]	700	26	405.2	44.6
KUCA 棟からの 距離[m]	258	40	359	108

c. 燃焼半径の算出

円筒火災モデルとして評価を実施するため、燃焼半径は航空機の燃料タンクの投影面積を円筒の底面と仮定して以下のとおり算出した。

$$R = \sqrt{\frac{S}{\pi}}$$

R: 燃焼半径[m]、S: 燃料タンク投影面積[m²]

項目	大型民間航空機	小型民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
			空中給油機	その他機種
燃料タンク面積[m ²]	700	26	405.2	44.6
燃焼半径[m]	14.93	2.88	11.36	3.77

d. 形態係数の算出

次の式から形態係数を算出した。

$$\Phi = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\}$$

ただし、

$$m = \frac{H}{R} = 3, \quad n = \frac{L}{R}, \quad A = (1 + n)^2 + m^2, \quad B = (1 - n)^2 + m^2$$

Φ: 形態係数[-]、L: 離隔距離[m]、H: 火炎の高さ[m]、R: 燃焼半径[m]

項目	大型民間航空機	小型民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
			空中給油機	その他機種
燃料タンク面積[m ²]	700	26	405.2	44.6
燃焼半径[m]	14.93	2.88	11.36	3.77
形態係数	6.56×10^{-3}	1.02×10^{-2}	1.95×10^{-3}	2.38×10^{-3}

e. 輻射強度の評価

火災の火炎から任意の位置にある点(受熱点)の輻射強度は、輻射発散度に形態係数を掛けた値になる。

$$E = R_f \cdot \Phi$$

E: 輻射強度[W/m²]、R_f: 輻射発散度[W/m²]、Φ: 形態係数[-]

項目	大型民間航空機	小型民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
			空中給油機	その他機種
輻射発散度	5.0×10^4	5.0×10^4	5.8×10^4	5.8×10^4
形態係数	6.56×10^{-3}	1.02×10^{-2}	1.95×10^{-3}	2.38×10^{-3}
輻射強度 [W/m ²]	328	508	113	138

f. 燃焼継続時間の算出

燃焼時間は、燃料量を燃焼面積と燃焼速度で割った値になる。

$$t = \frac{V}{\pi \cdot R^2 \cdot v}, \quad v = \frac{M}{\rho}$$

v: 燃焼速度[m/s]、M: 質量低下速度[kg/(m²s)]、ρ: 密度[kg/m³]、t: 燃焼継続時間[s]、
V: 燃料量[m³]、R: 燃焼半径[m]

項目	大型民間航空機	小型民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
			空中給油機	その他機種
燃料量[m ³]	216.84	2.39	145.04	14.87
燃焼面積πR ² [m ²]	700	26	405.2	44.6
燃焼速度 v[m/s]	4.64×10 ⁻⁵	4.64×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵	6.71×10 ⁻⁵
質量低下速度[kg/(m ² s)]	0.039	0.039	0.051	0.051
燃料密度[kg/m ³]	840	840	760	760
燃焼継続時間[hour]	1.86	0.55	1.48	1.38

g. 判断の考え方（建屋外壁の耐火性能評価）

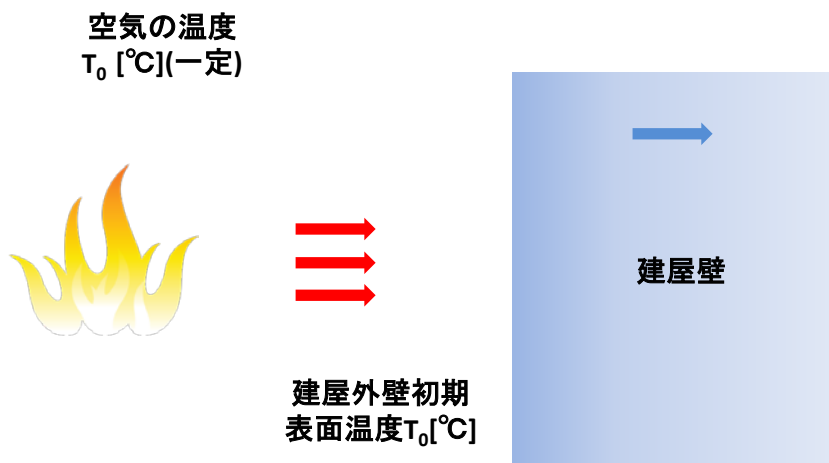
(a) 許容温度

本評価で用いる許容温度については、建屋外壁では一般的にコンクリートの強度に殆ど影響がないとされている 200°C（保守的にコンクリートの圧縮強度が変化しない温度¹⁾を想定。）とする。また、建屋内壁温度の制限値は KUCA 棟内に設置される重要安全施設のうち、使用可能温度が最も低いものとし、中心架台駆動装置作動油の動作最高温度である 80°C とする。

1) 河辺伸二ほか：高温加熱を受けた高強度コンクリートの強度特性に関する研究、コンクリート工学年次論文集, Vol.25, No.1, 2003

(b) 耐火性能の評価

火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で KUCA 棟外壁が昇温されるものとして、半無限物体の非定常熱伝導方程式²⁾によりコンクリート壁の表面及び裏面の温度上昇を求め、コンクリート壁の表面及び裏面温度が許容温度以下であるか評価を実施した。下記式では建屋外壁及び内壁から空気への熱伝達を考慮しないため、保守的な評価となる。なお、建屋外壁及び内壁の初期温度は、最も温度が上昇する夏場においてコンクリート表面温度は 50°C を上回ることもあるため³⁾、余裕をとり 60°C とした。また、壁厚さは



$$T = T_0 + \frac{2q\sqrt{\alpha t}}{\lambda} \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \exp\left(-\frac{x^2}{4\alpha t}\right) - \frac{x}{2\sqrt{\alpha t}} \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2\sqrt{\alpha t}}\right) \right]$$

T_0 :初期温度 (60°C)

q :輻射強度 [kW/m²]

α :コンクリート温度伝導率

$$[\alpha = \lambda / (\rho \times C_p)]$$

C_p :コンクリート比熱(0.963[kJ/kgK])

ρ :コンクリート密度(2400[kg/m³])

λ :コンクリート熱伝導率(1.74[W/mK])

x :コンクリート深さ[m]

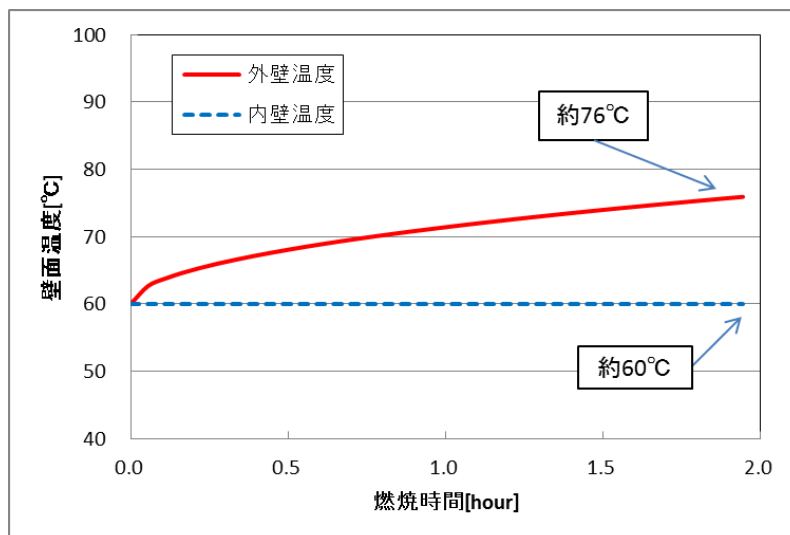
t :燃焼時間[sec]

2)庄司正弘、伝熱工学、東京大学出版

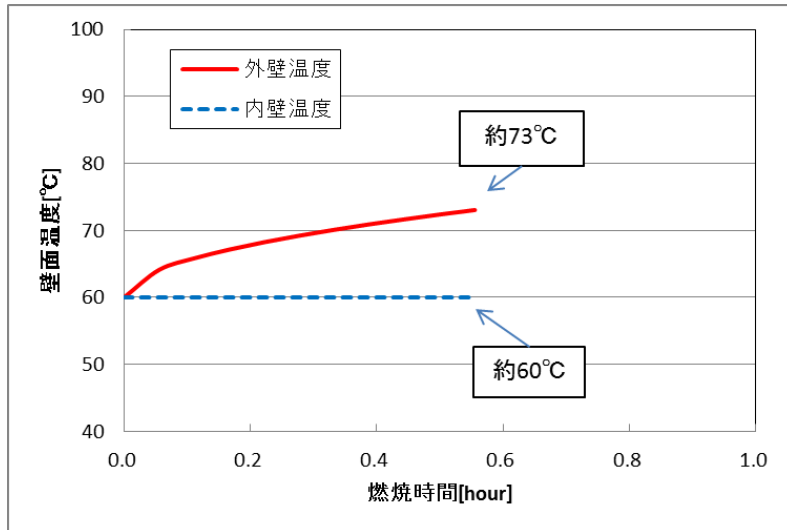
3)ヒートアイランド対策としての屋上緑化の温度低減効果調査、横浜市環境科学研究所報第 27 号 2003

その結果、原子炉施設外壁及び内壁の表面温度は許容温度を下回る。なお、燃焼継続時間以降は、熱源がなくなることから初期温度まで徐々に低下する。

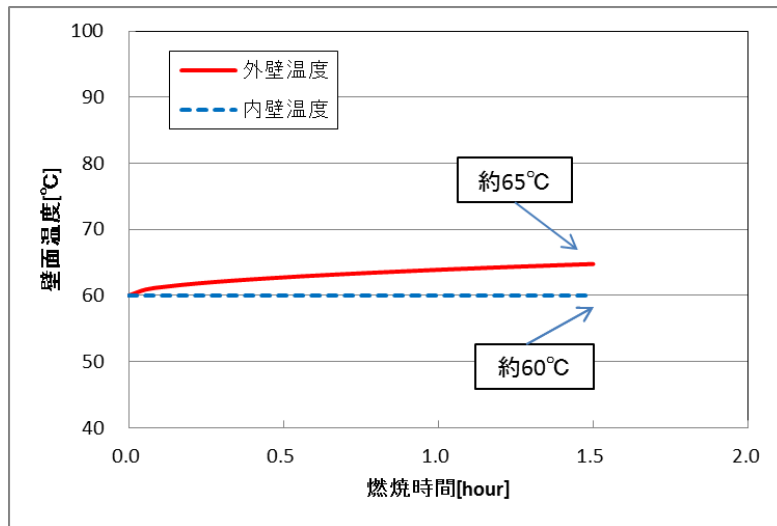
項目	大型民間航空機	小型民間航空機	自衛隊機又は米軍機	
			空中給油機	その他機種
外壁温度 [°C]	約 76	約 73	約 65	約 66
内壁温度 [°C]	約 60	約 60	約 60	約 60



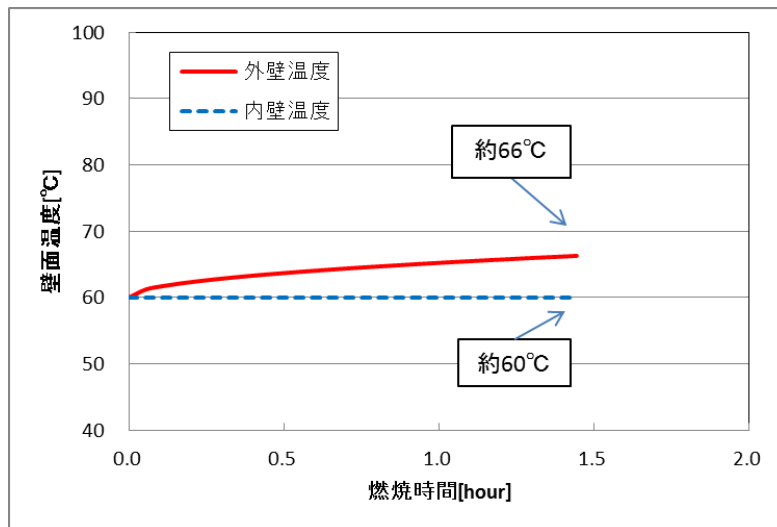
第 2 図 KUCA 棟外壁及び内壁における温度上昇の評価結果(大型民間航空機)



第3図 KUCA 棟外壁及び内壁における温度上昇の評価結果(小型民間航空機)



第4図 KUCA 棟外壁及び内壁における温度上昇の評価結果(空中給油機)



第5図 KUCA 棟外壁及び内壁における温度上昇の評価結果(自衛隊機その他)

h. 研究所内の危険物タンクによる火災との重畳

(a) 重畳する危険物タンクの選定

航空機火災が発生した場合に重畳を考慮する研究所内の危険物タンクを検討する。研究所に存在する危険物施設は以下のとおりである。

No.	施設名称	危険物名称	最大数量	評価対象
1	KUR 非常用発電機用 (EG1)軽油タンク	軽油	700L	○
2	KUR 非常用発電機用 (EG2)軽油タンク	軽油	700L	×
3	研究所非常用発電機軽油 タンク	軽油	20970L	○

航空機落下確率が 10^{-7} [回/炉・年]となる航空機落下位置とその周辺の危険物タンク位置は第1図に示してある。原子炉施設周辺には多量の油を保有する軽油タンクが存在するが、KUR 非常用発電機及び KUCA 非常用発電機の軽油タンクは屋内に設置されており直接航空機火災の影響を受けることはない。しかし、KUR 非常用発電機の軽油タンクについては KUCA 棟に対する自衛隊機その他機種による落下確率が 10^{-7} [回/炉・年]となる航空機落下位置に近い場合、内蔵する軽油が全て燃焼するものとして評価を行う。また、研究所非常用発電機の軽油タンクについてメインタンクは地下に設置されているが、小出槽は地上にあり、大型民間航空機による落下確率が 10^{-7} [回/炉・年]となる航空機落下位置に近い場合、大型民間航空機の落下により地上の小出槽に引火し、さらに地下タンクに内蔵される軽油も全て燃焼するものとして同様に評価を行う。

(b)耐火性能の評価(KUR 非常用発電機用軽油タンクとの重畳)

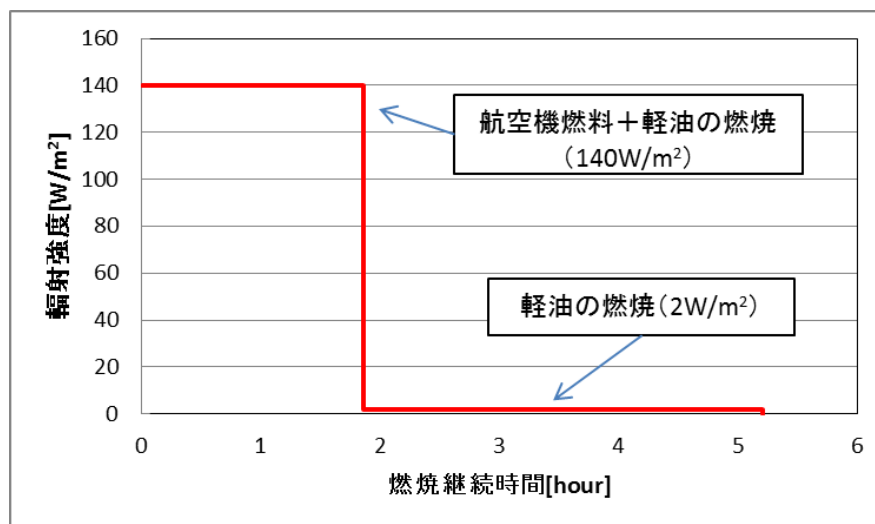
評価に必要なデータ

項目	KUR 非常用発電機用 軽油タンク	自衛隊機 その他の機種
燃料の種類	軽油	JP-4
燃料量[m ³]	0.7	14.87
輻射発散度[W/m ²]	4.2×10^4	5.8×10^4
燃焼速度[m/s]	5.50×10^{-5}	6.71×10^{-5}
燃料タンク面積[m ²]	0.68	44.6
質量低下速度[kg/(m ² ・s)]	0.044	0.051
燃料密度[kg/m ³]	800	760
KUCA 棟からの距離[m]	100	<u>108</u>

形態係数、輻射強度及び燃焼継続時間は前述の式より算出すると以下のようなになる。

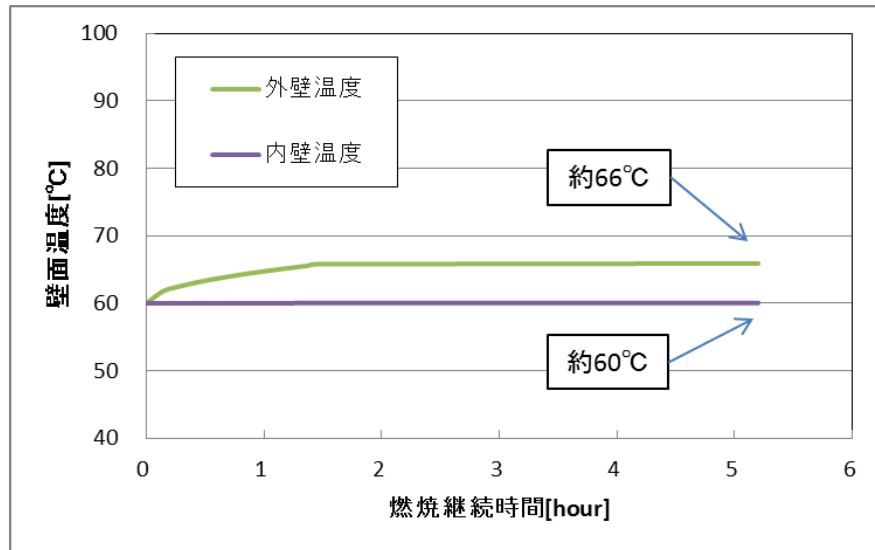
項目	KUR 非常用発電機用 軽油タンク	自衛隊機 その他の機種
離隔距離[m]	100	103
燃焼半径[m]	0.47	3.77
形態係数	4.23×10^{-5}	2.61×10^{-3}
輻射強度[W/m ²]	2	138
燃焼継続時間[hour]	5.20	1.38

ここで重量を考慮した場合、最も外壁温度が高くなるケースである航空機落下に伴い航空機燃料と KUR 非常用発電機用軽油タンクが同時に発火する場合を考える。この場合における KUCA 棟外壁の輻射発散度の時間変化は第 6 図のとおりとなる。



第 6 図 KUR 非常用発電機用軽油タンク重畳時の輻射発散度の時間変化

前述の KUCA 棟外壁の温度評価式に以上の値を代入して、KUR 非常用発電機用軽油タンク重畳時の KUCA 棟外壁及び内壁の温度を評価すると、KUCA 棟外壁及び内壁の表面温度は許容温度を下回る。



第7図 KUCA 棟外壁及び内壁温度

(c) 耐火性能の評価(研究所非常用発電機用軽油タンクとの重畳)

評価に必要なデータ

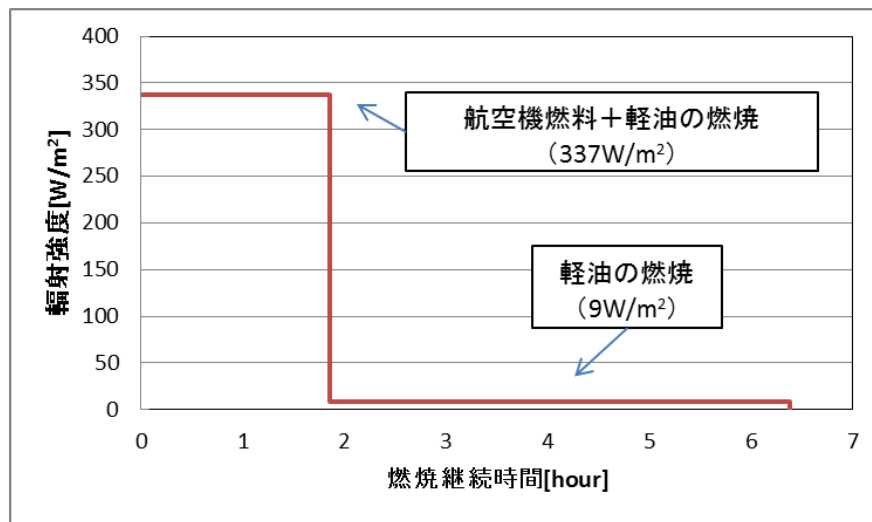
項目	研究所非常用発電機用 軽油タンク	大型民間航空機
燃料の種類	軽油	Jet A-1
燃料量[m ³]	20.97	216.84
輻射発散度[W/m ²]	4.2×10^4	5.0×10^4
燃焼速度[m/s]	5.50×10^{-5}	4.64×10^{-5}
燃料タンク面積[m ²]	16.59*	700
質量低下速度[kg/(m ² ・s)]	0.044	0.039
燃料密度[kg/m ³]	800	840
KUCA 棟からの距離[m]	250	258

*燃料タンク面積は地下タンク(15.4m²)と小出槽(1.19m²)の合計とする。

形態係数、輻射強度及び燃焼継続時間は前述の式より算出すると以下ようになる。

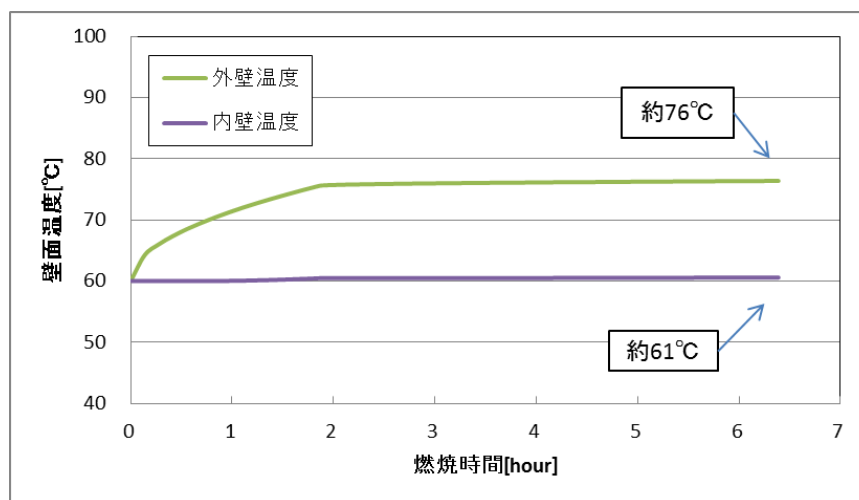
項目	研究所非常用発電機用 軽油タンク	大型民間航空機
離隔距離[m]	250	258
燃焼半径[m]	2.30	14.93
形態係数	4.23×10^{-5}	6.56×10^{-3}
輻射強度[W/m ²]	9	328
燃焼継続時間[hour]	6.38	1.86

ここで重畳を考慮した場合、KUR 非常用発電機用軽油タンクの重畳の場合と同様に航空機落下に伴い航空機燃料と研究所非常用発電機用軽油タンクが同時に発火する場合を考える。この場合における KUCA 棟の建屋外壁の輻射発散度の時間変化は第8図のとおりとなる。



第 8 図 研究所非常用発電機用軽油タンク重畳時の輻射発散度の時間変化

前述の KUCA 棟外壁の温度評価式に以上の値を代入して、研究所非常用発電機用軽油タンク重畳時の KUCA 棟の外壁及び内壁の温度を評価すると、外壁及び内壁の表面温度は許容温度を下回る。



第 9 図 KUCA 棟外壁及び内壁温度

4. 評価結果のまとめ

以上の結果から、航空機落下等において火災が発生した場合を想定したとしても、KUCA 棟の外壁及び内壁の温度が許容限界温度を超えないことから、安全機能を有する構築物、系統及び機器を内包する原子炉施設に影響をおよぼすことはない。

以上

別紙 1-2

設 計 及 び 工 事 の 方 法

(炉室内ピット、廃液タンクヤード)

目次

1. 申請区分及び申請範囲	2- 1
2. 準拠した基準及び規格	2- 1
3. 設計	2- 1
3.1 設計条件	2- 1
3.2 設計仕様	2- 1
4. 工事の方法	2- 2
4.1 適用規則及び工事の手順・方法	2- 2
4.2 試験・検査項目	2- 2
図- 1 炉室内ピット配置図（炉室地階）	2- 3
図- 2 廃液タンクヤード概略図	2- 4
表- 1 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に 関する規則への適合状況の確認と設計上の要求事項に対する確認事項	2- 5
添付- 1 溢水の想定	2- 9

1. 申請区分及び申請範囲

本申請では炉室内ピット及び廃液タンクヤードについて記載する。

(1) 炉室内ピット

本申請区分は「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」（平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会）の第三条第三号の「ト 原子炉格納施設」に該当する。

今回の申請範囲は原子炉設置変更承認申請書の本文の「リ. 原子炉格納施設の構造及び設備」に該当する。

(2) 廃液タンクヤード

本申請区分は「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」（平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会）の第三条第三号の「ホ 放射性廃棄物の廃棄施設」に該当する。

今回の申請範囲は原子炉設置変更承認申請書の本文の「ト. 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」の「(2) 液体廃棄物の廃棄設備」に該当する。

2. 準拠した基準及び規格

(1) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規則に関する法律

(2) 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則

(3) 日本産業規格（JIS）

3. 設計

3.1 設計条件

(1) 炉室内ピット

「添付－1」で想定される溢水があつたとしても、ピットから放射性物質を含む液体が漏えいしないこと。

(2) 廃液タンクヤード

「添付－1」で想定される溢水があつたとしても、廃液タンクヤードから放射性物質を含む液体が漏えいしないこと。

3.2 設計仕様

炉室内ピットを「図－1 炉室内ピット配置図（炉室地階）」に、廃液タンクヤードを「図－2 廃液タンクヤード概略図」に示す。

- (1) A、B 架台室ピット（固体減速架台）
 - a) ピット容積が 1 m³以上であること。
 - b) 液体が浸透し難い塗装が施されていること。

- (2) C 架台室ピット（軽水減速架台）
 - a) ピット容積が 11 m³以上であること。
 - b) 液体が浸透し難い塗装が施されていること。

- (3) 加速器室ピット
 - a) ピット容積が 0.16 m³以上であること。
 - b) 液体が浸透し難い塗装が施されていること。

- (4) 廃液タンクヤード
 - a) 廃液タンクヤード容積が 12 m³以上であること。
 - b) 液体が浸透し難い塗装が施されていること。

4. 工事の方法

4.1 適用規則及び工事の手順・方法

本申請の施設は既設のものであるため工事は伴わない。

「試験炉の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則への適合状況の確認と設計上の要求事項に対する確認事項」を表―1に示す。

4.2 試験・検査項目

(1) 外観検査

- a) 炉室内ピット及び廃液タンクヤードに機能上有害な損傷がないことを確認する。
- b) 炉室内ピット及び廃液タンクヤードの塗装を確認する。

(2) 寸法検査

容積に係る寸法を確認する。

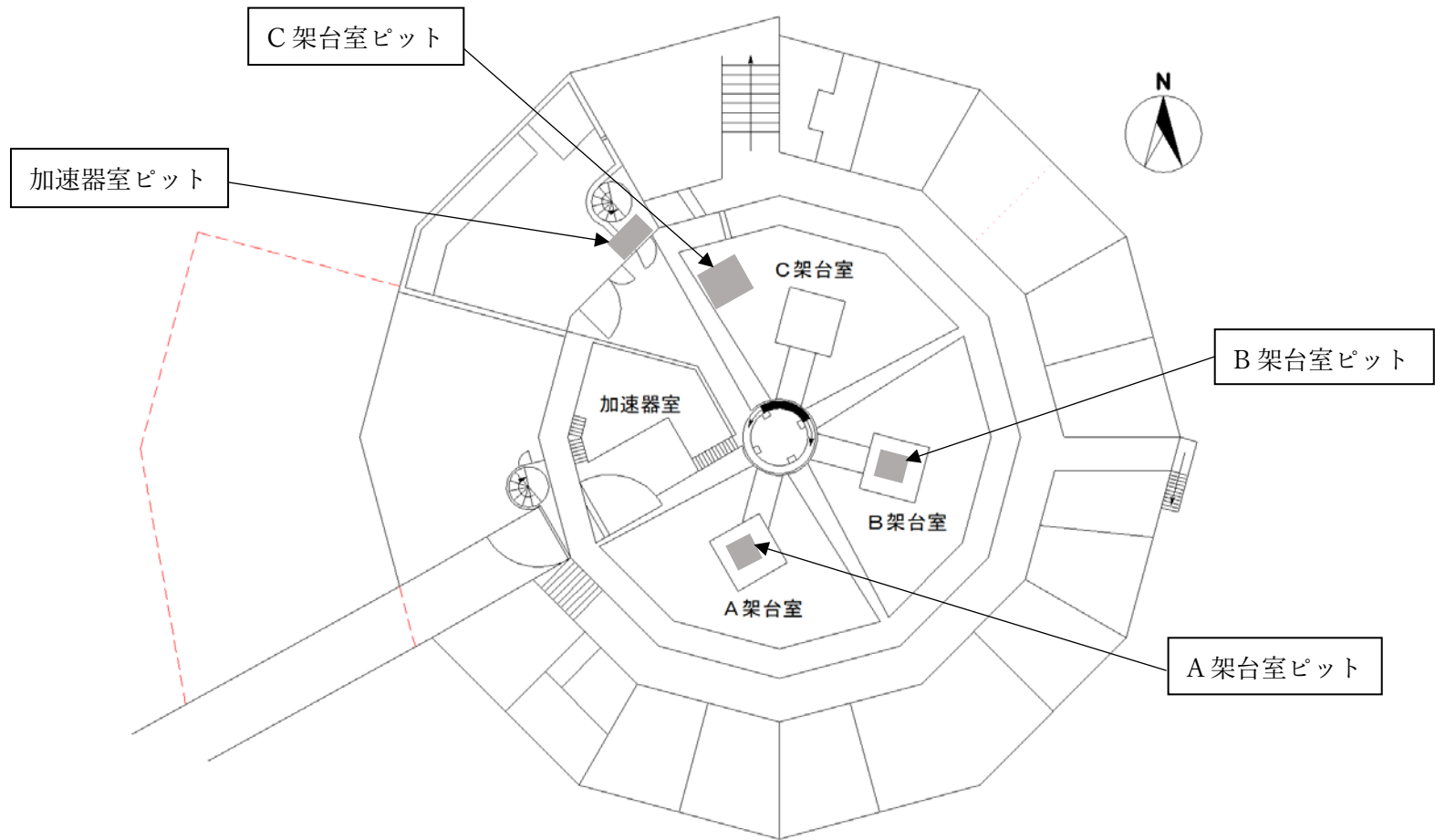


図-1：炉室内ピット配置図（炉室地階）

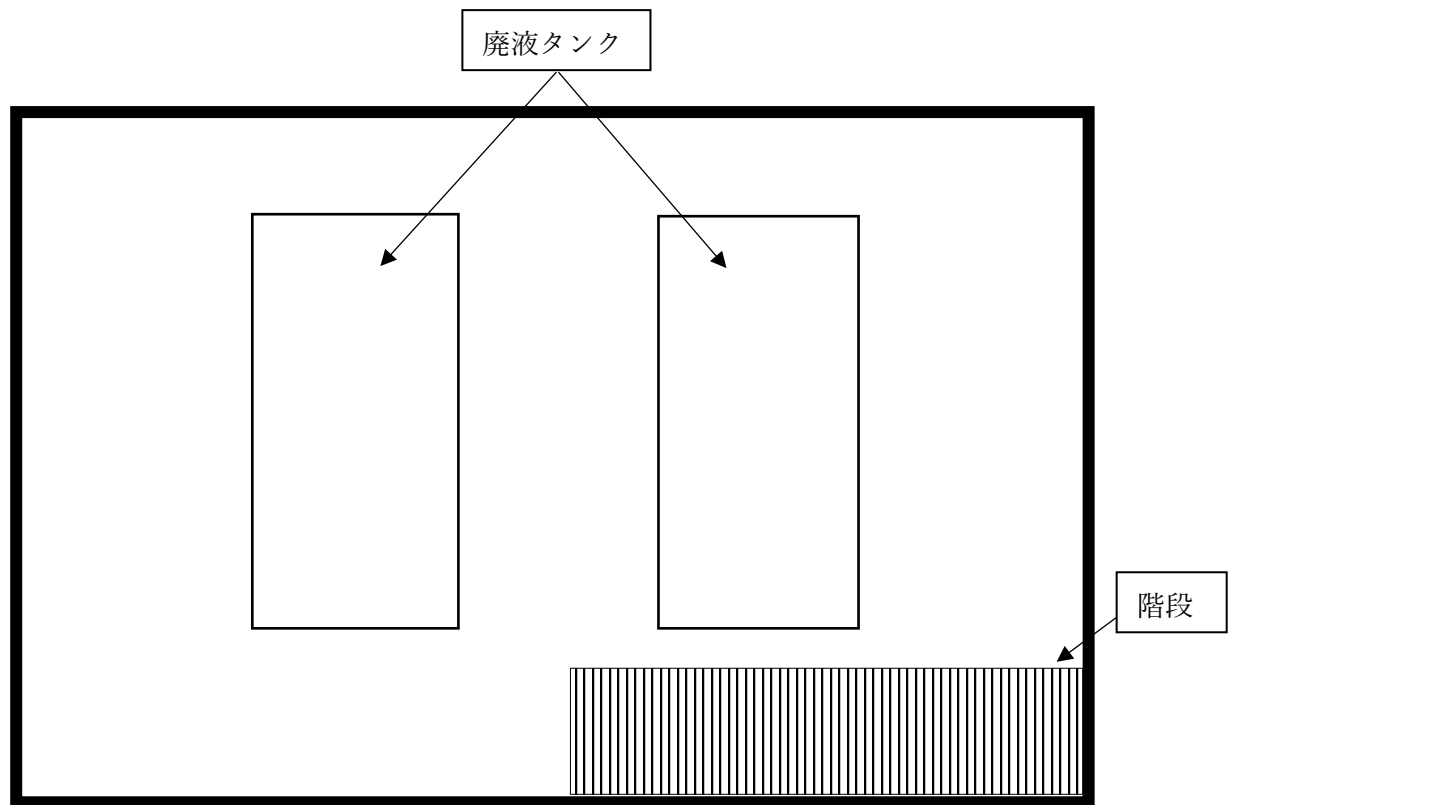


図-2：汚液タンクヤード概略図

黒太線部内が汚液タンクヤード

試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則（本件該当条文）	対象施設	設計上の要求事項	設計上の要求事項に対する確認事項	検査事項
<p>第二十五条 工場等には、次に掲げるところにより放射性廃棄物を廃棄する設備（放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。）を施設しなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ原子力規制委員会の定める濃度限度を超えないように試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を廃棄する能力を有するものであること。</p> <p>二 放射性廃棄物以外の廃棄物を廃棄する設備と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を廃棄する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがないときは、この限りでない。</p> <p>三 放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の要因により著しく腐食するおそれがないものであること。</p> <p>四 気体状の放射性廃棄物を廃棄する設備は、排気口以外の箇所において気体</p>	<p>第1項 該当なし</p>	<p>第1項 該当なし</p>	<p>第1項 該当なし</p>	

<p>状の放射性廃棄物を排出することがないものであること。</p> <p>五 気体状の放射性廃棄物を廃棄する設備にろ過装置を設ける場合にあつては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去又はろ過装置の取替えが容易な構造であること。</p> <p>六 液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備は、排水口以外の箇所において液体状の放射性廃棄物を排出することがないものであること。</p> <p>七 固体状の放射性廃棄物を廃棄する設備は、放射性廃棄物を廃棄する過程において放射性物質が散逸し難いものであること。</p> <p>2 液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備（液体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を除く。以下この項において同じ。）が設置される施設（液体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。）は、次に掲げるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 施設内部の床面及び壁面は、液体状の放射性廃棄物が漏えいし難いものであること。</p> <p>二 施設内部の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により液体状の放射性廃棄物とその受け口に導かれる構造であり、かつ、液体状の放射性廃棄物を廃棄する設備の周辺部には、液体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を</p>	<p>第2項 第一号 廃液タンクヤード</p> <p>第二号 該当なし</p> <p>第三号 該当なし</p>	<p>第2項 第一号 放射性物質を含む液体が廃液タンクヤードから漏えいしないこと。</p> <p>第二号 該当なし</p> <p>第三号 該当なし</p>	<p>第2項 第一号 設計仕様で求められる容積を満たす高さまで、液体が浸透し難い塗装が施されていること。</p> <p>第二号 該当なし</p> <p>第三号 該当なし</p>	<p>外観検査</p>
--	---	---	--	-------------

<p>防止するための堰が施設されていること。</p> <p>三 施設外に通じる出入口又はその周辺部には、液体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止するための堰が施設されていること。ただし、施設内部の床面が隣接する施設の床面又は地表面より低い場合であって液体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいするおそれがないときは、この限りでない。</p>				
--	--	--	--	--

添付-1：溢水の想定

溢水源として、以下のものが考えられる。（※容積値は実際の値ではなく想定最大量）

場所	溢水源	容積 [m ³]	合計容積 [m ³]
A 架台室 (固体減速架台)	補給水系統配管 (炉室内共通)	0.15	0.83
	油圧作動オイル	0.68	
B 架台室 (固体減速架台)	補給水系統配管 (炉室内共通)	0.15	0.83
	油圧作動オイル	0.68	
C 架台室 (軽水減速架台)	補給水系統配管 (炉室内共通)	0.15	10.45
	補給水タンク	1.8	
	ダンプタンク	8.3	
	重水タンク	0.2	
加速器室	補給水系統配管 (炉室内共通)	0.15	0.15
廃液タンクヤード	廃液タンク×2基	11	11

別紙 1-3

設 計 及 び 工 事 の 方 法

(通信連絡設備、実験設備の連絡設備)

目次

1. 申請区分及び申請範囲	3- 1
2. 準拠した基準及び規格	3- 1
3. 設計	3- 1
3.1 設計条件	3- 1
3.2 設計仕様	3- 1
4. 工事の方法	3- 2
4.1 適用規則及び工事の手順・方法	3- 2
4.2 試験・検査項目	3- 2
図-1 固定電話配置図（炉室地階）	3- 3
図-2 固定電話配置図（炉室1階）	3- 4
表-1 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に 関する規則への適合状況の確認と設計上の要求事項に対する確認事項	3- 5

1. 申請区分及び申請範囲

本申請では通信連絡設備、及び実験設備の連絡設備について記載する。

(1) 通信連絡設備

本申請区分は「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」（平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会）の第三条第三号の「チ その他試験研究用等原子炉の付属施設」に該当する。

今回の申請範囲は原子炉設置変更承認申請書の本文の「ヘ. 計測制御系統施設の構造及び設備」に該当する。

(2) 実験設備の連絡設備

本申請区分は「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」（平成 27 年 8 月 31 日原子力規制委員会）の第三条第三号の「チ その他試験研究用等原子炉の付属施設」に該当する。

今回の申請範囲は原子炉設置変更承認申請書の本文の「ヌ. その他原子炉の付属施設の構造及び設備」に該当する。

2. 準拠した基準及び規格

(1) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

(2) 試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則

3. 設計

3.1 設計条件

(1) 通信連絡設備

設計基準事故が発生した場合において原子炉制御室、及び中央管理室から複合原子力科学研究所（以下、研究所）内の人に対し必要な指示を行うことができること。

(2) 実験設備の連絡設備

実験設備であるパルス状中性子発生装置および中性子発生設備が設置されている場所と原子炉制御室との間で相互に連絡することができること。

3.2 設計仕様

(1) 通信連絡設備

原子炉制御室、及び中央管理室に研究所内に放送を行うことができる放送設備を 1 基ずつ設ける。

放送設備は同等以上の性能を有するものと交換できるものとする。

なお、中央管理室の放送設備は研究用原子炉（KUR）との共用設備である。

(2) 実験設備の連絡設備

パルス状中性子発生装置が設置されている炉室の加速器室、中性子発生設備が設置されている炉室の A 架台室、及び原子炉制御室に、原子炉制御室と炉室間の相互連絡を行うことができる固定電話を 1 台ずつ、計 3 台設置する。なお、原子炉制御室の電話は、中央管理室と原子炉制御室との連絡が可能な所内電話と共用するものとする。

固定電話配置図を「固定電話 配置図 (炉室地階)」図-1、「固定電話 配置図 (炉室 1 階)」図-2 に示す。

固定電話は同等以上の性能を有するものと交換できるものとする。

4. 工事の方法

4.1 適用規則及び工事の手順・方法

本申請の設備は既設のものであるため工事は伴わない。

「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則への適合状況の確認と設計上の要求事項に対する確認事項」を表-1 に示す。

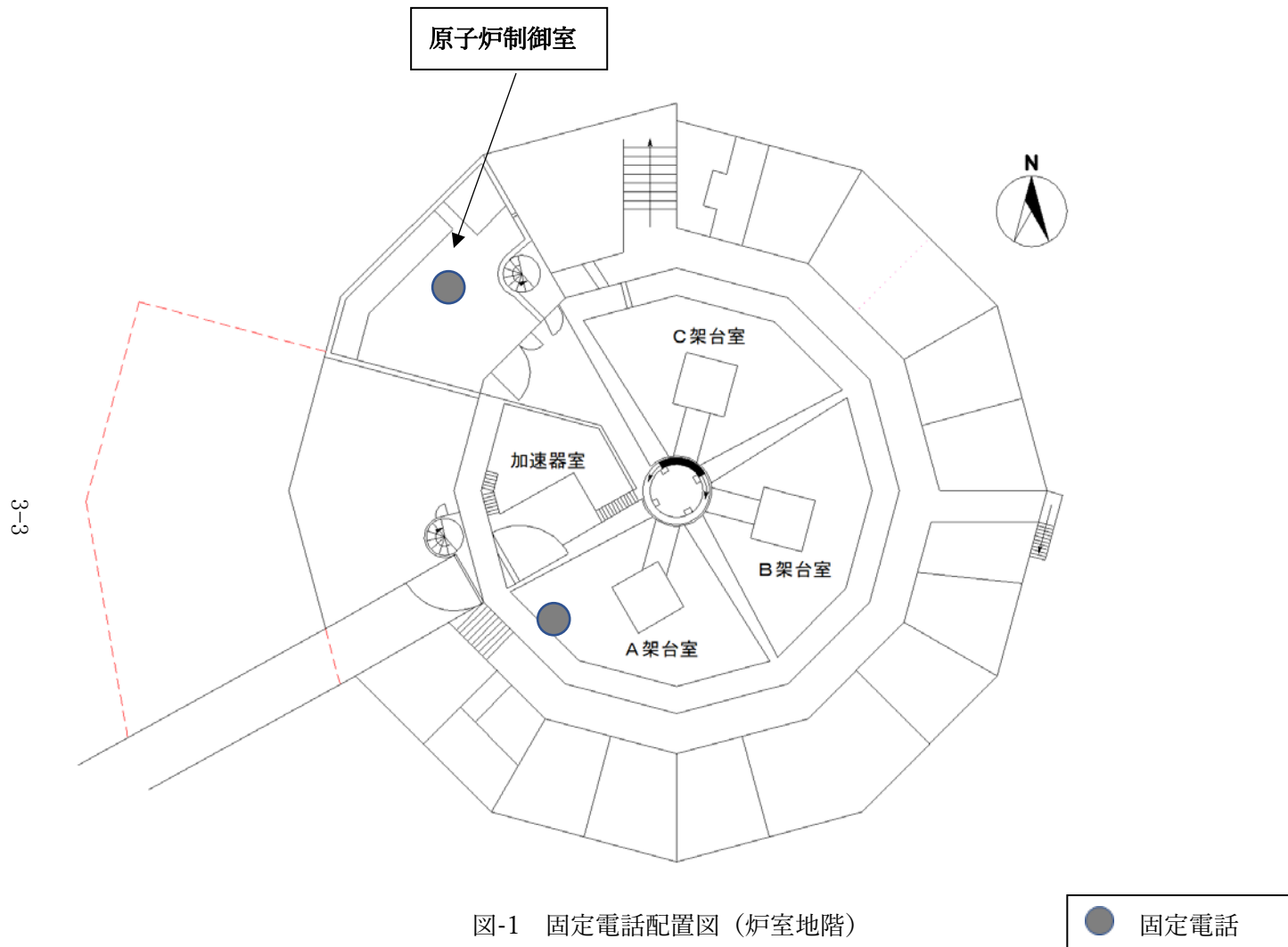
4.2 試験・検査項目

(1) 員数検査

各設備が所定の場所に設置されていることを確認する。

(2) 作動検査

各設備が設計仕様を満たすことを確認する。



3-4

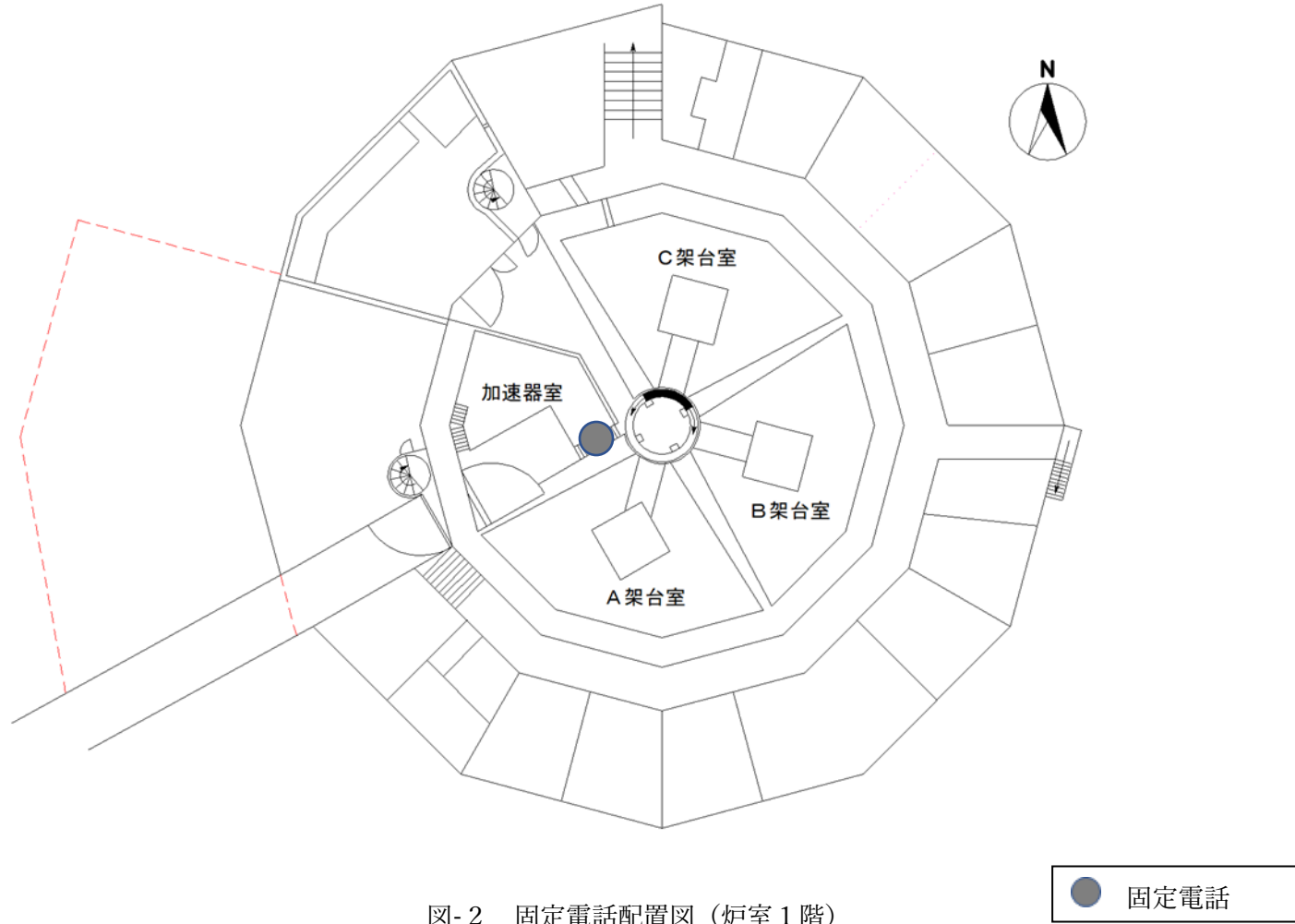


図-2 固定電話配置図 (炉室1階)

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

1. 品質保証の実施に係る組織
添付資料「品質保証計画書」の付録「2. 品質保証に係る組織図」の通り。

2. 保安活動の計画
添付資料「品質保証計画書」に記載された保安活動の計画の通り。

3. 保安活動の実施
添付資料「品質保証計画書」に記載された保安活動の実施の通り。

4. 保安活動の評価。
添付資料「品質保証計画書」に記載された保安活動の評価の通り。

5. 保安活動の改善
添付資料「品質保証計画書」に記載された保安活動の改善の通り。

添付資料

品質保証計画書

品質保証計画書

第 3.11 版

2018年 4月 1日

京都大学複合原子力科学研究所

作成者	審査者	承認者
//	//	//

目次

第一章 総則	4
第二章 品質マネジメントシステム	5
第三章 所長の責任	6
第四章 資源の管理監督	8
第五章 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施	9
第六章 監視測定、分析及び改善	13

改訂履歴及び内容

版番号	改訂日	内容の概略
第 1.0 版	2004 年 4 月 14 日	新規制定
第 1.1 版	2004 年 8 月 23 日	記録名称の適正化
第 2.0 版	2009 年 11 月 16 日	原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定の改定に伴う文言の見直し
第 2.1 版	2010 年 1 月 18 日	標準書式—内部監査報告書の適正化
第 2.2 版	2012 年 1 月 16 日	品質マネジメントの年間計画の記載、標準書式の適正化
第 2.3 版	2014 年 1 月 20 日	新規制基準【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(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十二号)対応のための条文追加(55 要求項目中、未対応5項目の追加)、品質マネジメント体系図の修正、マネジメントレビュー前チェックリスト書式変更・内部監査年間計画書書式変更・内部監査実施記録書式変更(参考書類として「ヒヤリハット記録」の追加)
第 3.0 版	2014 年 8 月 18 日	新規制基準【同上】への適正化のための全面改定
第 3.01 版	2014 年 9 月 29 日	事務管理部を設けたことによる図 1、図 2 記載「事務部」の名称の変更
第 3.02 版	2016 年 9 月 7 日	原子炉施設保安規定の改訂にともなう図 2 の小修正
第 3.1 版	2016 年 9 月 28 日	図表の付録への移行
第 3.11 版	2018 年 4 月 1 日	研究所改名に伴う修正。「原子炉実験所」→「複合原子力科学研究所」、「実験所」→「研究所」。

第一章 総則

(適用範囲)

第一条 品質保証計画書（以下「本書」という。）は京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定第二条第二号において定義される原子炉施設、及び京都大学複合原子力科学研究所核燃料物質使用施設保安規定第二条において定義される特別核燃料貯蔵室（以下、両施設を「原子炉施設等」という。）について適用する。以下、本書において、京都大学複合原子力科学研究所を「研究所」という。

(定義)

第二条 本書において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律において使用する用語の例による。

2 本書において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

- 一 「品質マネジメントシステム」とは、研究所が品質に関して保安活動を実施する各部室（以下「各部室」という。）の管理監督を行うための仕組み（安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含む。）をいう。
- 二 「資源」とは、個人の有する知識及び技能並びに技術、設備その他の個別業務（保安活動を構成する個別の業務をいう。以下同じ。）に活用される資源をいう。
- 三 「品質方針」とは、品質保証の実施のために所長が定め、表明する基本的な方針をいう。
- 四 「レビュー」とは、設定された目標を達成する上での妥当性及び有効性を判定することをいう。
- 五 「インプット」とは、あるプロセスを実施するに当たって提供される、品質管理のために必要な情報等をいう。
- 六 「アウトプット」とは、あるプロセスを実施した結果得られる情報等をいう。
- 七 「妥当性確認」とは、原子炉施設等並びに手順、プロセスその他の個別業務及び品質管理の方法が期待される結果を与えることを検証することをいう。

第二章 品質マネジメントシステム

(品質マネジメントシステムに係る要求事項)

第三条 研究所は、本書の規定に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持する。

2 研究所は、次に掲げる業務を行う。

- 一 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの内容（当該プロセスにより達成される結果を含む。）を明らかにするとともに、当該プロセスのそれぞれについてどのように適用されるかについて識別できるようにすること。
- 二 プロセスの順序及び相互の関係を明確にすること。
- 三 プロセスの実施及び管理の実効性の確保に必要な判定基準及び方法を明確にすること。
- 四 プロセスの実施並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保すること。
- 五 プロセスを監視測定し、及び分析すること。ただし、測定することが困難な場合は、測定することを要しない。
- 六 プロセスについて、第一号の結果を得るため、及び実効性を維持するために、所要の措置を講ずること。
- 七 品質保証の実施に係るプロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。
- 八 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、保安活動を促進すること。

3 研究所は、本書の規定に従って、プロセスを管理する。

4 研究所は、個別業務又は原子炉施設等に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合性に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。

5 研究所は、前項の管理を、品質マネジメントシステムの中で識別することができるように規定する。

6 研究所は、保安のための重要度に応じて、品質マネジメントシステムに係る要求事項を適切に定める。

7 研究所は、保安のための重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

(品質マネジメントシステムの文書化)

第四条 研究所は、前条第一項の規定により品質マネジメントシステムを確立するために、次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。

- 一 品質方針表明書及び品質目標表明書
- 二 品質マネジメントシステムを規定する文書（本書）
- 三 プロセスについての実効性のある計画的な実施及び管理がなされるようにするために必要な文書
- 四 本書に規定する手順書及び記録

(品質保証計画書)

第五条 研究所は、本書に次に掲げる事項を記載する

- 一 品質保証の実施に係る組織に関する事項
- 二 保安活動の計画に関する事項
- 三 保安活動の実施に関する事項
- 四 保安活動の評価に関する事項
- 五 保安活動の改善に関する事項
- 六 品質マネジメントシステムの範囲
- 七 品質マネジメントシステムのために作成した手順書の内容又は当該手順書の文書番号その他参照情報

八 各プロセスの相互の関係

(文書の管理)

第六条 研究所は、本書に規定する文書その他品質マネジメントシステムに必要な文書（記録を除く。以下「品質マネジメント文書」という。）を管理する。

2 研究所は、次に掲げる業務に必要な管理を定めた手順書を作成する。

- 一 品質マネジメント文書を発行するに当たり、当該文書の妥当性をレビューし、その発行を承認すること。
- 二 品質マネジメント文書について所要のレビューを行い、更新を行うに当たり、その更新を承認すること。
- 三 品質マネジメント文書の変更内容及び最新の改訂状況が識別できるようにすること。
- 四 改訂のあった品質マネジメント文書を使用する場合において、当該文書の適切な改訂版が利用できる体制を確保すること。
- 五 品質マネジメント文書が読みやすく、容易に内容を把握することができる状態にあることを確保すること。
- 六 外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理すること。
- 七 廃止した品質マネジメント文書が意図に反して使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別すること。

(記録の管理)

第七条 研究所は、本書に規定する記録その他要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性のある実施を実証する記録の対象を明らかにするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、これを管理する。

2 研究所は、前項の記録の識別、保存、保護、検索、保存期間及び廃棄に関し所要の管理を定めた手順書を作成する。

第三章 所長の責任

(所長の関与)

第八条 所長は、経営責任者として品質マネジメントシステムの確立及び実施並びにその実効性の維持に指導力及び責任を持って関与していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。

- 一 品質方針を定めること。
- 二 品質目標が定められているようにすること。
- 三 安全文化を醸成するための活動を促進すること。
- 四 マネジメントレビューを実施すること。
- 五 資源が利用できる体制を確保すること。
- 六 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を、保安活動を実施する者（以下「部室員」という。）に周知すること。

(安全確保の重視)

第九条 所長は、個別業務等要求事項が明確にされ、かつ、個別業務及び原子炉施設等が当該要求事項に適合しているようにする。

(品質方針)

第十条 所長は、品質方針が次に掲げる条件に適合しているようにする。

- 一 研究所の原子炉施設等設置の意図に照らし適切なものであること。

- 二 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に責任を持って関与することを規定していること。
- 三 品質目標を定め、レビューするに当たっての枠組みとなるものであること。
- 四 部室員に周知され、理解されていること。
- 五 妥当性を維持するためにレビューされていること。
- 六 組織運営に関する方針と整合的なものであること。

(品質目標)

第十一条 所長は、各部室において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。

2 品質目標は、その達成状況を評価しうるものであって、かつ、品質方針と整合的なものとする。

(品質マネジメントシステムの計画の策定)

第十二条 所長は、品質マネジメントシステムが第三条の規定及び品質目標に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。

2 所長は、品質マネジメントシステムの変更を計画し、及び実施する場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のないものであることを維持する。

(責任及び権限)

第十三条 所長は、各部室及び部室員の責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限が定められ、文書化され、周知されているようにする。

(品質保証責任者)

第十四条 所長は、品質マネジメントシステムを管理監督する責任者（以下「品質保証責任者」という。）に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。

- 一 プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。
- 二 品質マネジメントシステムの実施状況及びその改善の必要性について所長に報告すること。
- 三 各部室において、関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することについての認識が向上するようにすること。

(部室長の責任と権限)

第十五条 所長は、プロセスを管理監督する責任者である各部室の長（以下「部室長」という。）に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。

- 一 部室長が管理する個別業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにすること。
- 二 部室長が管理する個別業務に従事する部室員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにすること。
- 三 部室長が管理する個別業務の実績に関する評価を行うこと。
- 四 安全文化を醸成するための活動を促進すること。

(内部情報伝達)

第十六条 所長は、適切に情報の伝達が行われる仕組みが確立されているようにするとともに、情報の伝達が品質マネジメントシステムの実効性に注意を払いつつ行われるようにする。

(マネジメントレビュー)

第十七条 所長は、品質マネジメントシステムについて、その妥当性及び実効性の維持を確認するためのレビュー（品質マネジメントシステム、品質方針及び品質目標の改善の余地及び変更の必要性の評価

- を含む。以下「マネジメントレビュー」という。)を、あらかじめ定めた間隔で行う。
- 2 研究所は、品質保証責任者にマネジメントレビューの結果の記録を作成させ、これを管理させる。

(マネジメントレビューへのインプット)

第十八条 所長は、次に掲げるインプットを元にマネジメントレビューを行う。

- 一 監査の結果
- 二 研究所の外部の者（外部機関、規制官庁、京都大学本部、地域住民、利用者など）からのフィードバック
- 三 プロセスの実施状況
- 四 原子炉施設等の検査の結果
- 五 品質目標の達成状況
- 六 安全文化を醸成するための活動の実施状況
- 七 関係法令の遵守状況
- 八 是正処置（不適合（要求事項に適合しない状態をいう。以下同じ。）に対する再発防止のために行う是正に関する処置をいう。以下同じ。）及び予防処置（生じるおそれのある不適合を防止するための予防に関する処置をいう。以下同じ。）の状況
- 九 従前のマネジメントレビューの結果を受けて講じた措置（フォローアップ）
- 十 品質マネジメントシステムに影響を及ぼすおそれのある変更
- 十一 各部室又は部室員からの改善のための提案

(マネジメントレビューからのアウトプット)

第十九条 所長は、マネジメントレビューから次に掲げる事項に係る情報を得て、所要の措置を講じる。

- 一 品質マネジメントシステム及び業務の実効性の維持に必要な改善
- 二 個別業務に関する計画及び個別業務の実施に関連する保安活動の改善
- 三 品質マネジメントシステムの妥当性及び実効性の維持を確保するために必要な資源

第四章 資源の管理監督

(資源の確保)

第二十条 研究所は、保安のために必要な資源を明確にし、確保する。

(部室員)

第二十一条 研究所は、部室員に、次に掲げる要件を満たしていることをもってその能力が実証された者を充てる。

- 一 適切な教育訓練を受けていること。
- 二 所要の技能及び経験を有していること。

(教育訓練等)

第二十二条 研究所は、次に掲げる業務を行う。

- 一 部室員にどのような能力が必要かを明確にすること。
- 二 部室員の教育訓練の必要性を明らかにすること。
- 三 前号の教育訓練の必要性を満たすために教育訓練その他の措置を講ずること。
- 四 前号の措置の実効性を評価すること。
- 五 部室員が、品質目標の達成に向けて自らの個別業務の関連性及び重要性を認識するとともに、自らの貢献の方途を認識しているようにすること。
- 六 部室員の教育訓練、技能及び経験について適切な記録を作成し、これを管理すること。

(インフラストラクチャー)

第二十三条 研究所は、保安のために必要なインフラストラクチャー（施設、設備及びサービス）を明確にして、これを維持する。

(作業環境)

第二十四条 研究所は、保安のために必要な作業環境を明確にして、これを管理監督する。

第五章 個別業務に関する計画の策定及び個別業務の実施

(個別業務に必要なプロセスの計画)

第二十五条 研究所は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、確立する。

- 2 前項の規定により策定された計画（以下「個別業務計画」という。）は、他のプロセスの要求事項と整合的なものとする。
- 3 研究所は、個別業務計画の策定を行うに当たっては、次に掲げる事項を適切に明確化する。
 - 一 個別業務又は原子炉施設等に係る品質目標及び個別業務等要求事項
 - 二 所要のプロセス、品質マネジメント文書及び資源であって、個別業務又は原子炉施設等に固有のもの
 - 三 所要の検証、妥当性確認、監視測定並びに検査及び試験（以下「検査試験」という。）であって、当該個別業務又は原子炉施設等に固有のもの及び個別業務又は原子炉施設等の適否を決定するための基準（以下「適否決定基準」という。）
 - 四 個別業務又は原子炉施設等に係るプロセス及びその結果が個別業務等要求事項に適合していることを実証するために必要な記録
- 4 研究所は、個別業務計画の策定に係るアウトプットを、作業方法に見合う形式によるものとする。

(個別業務等要求事項の明確化)

第二十六条 研究所は、次に掲げる事項を個別業務等要求事項として明確にする。

- 一 外部の者が明示してはいないものの、個別業務又は原子炉施設等に必要と要求事項であって既知のもの
- 二 当該個別業務や原子炉施設等に関する関係法令
- 三 その他研究所が必要と判断する要求事項

(個別業務等要求事項のレビュー)

第二十七条 研究所は、個別業務の実施又は原子炉施設等の使用に当たって、あらかじめ、個別業務等要求事項のレビューを実施する。

- 2 研究所は、前項のレビューを実施するに当たっては、次に掲げる事項を確認する。
 - 一 当該個別業務又は原子炉施設等に係る個別業務等要求事項が定められていること。
 - 二 当該個別業務又は原子炉施設等に係る個別業務等要求事項が、あらかじめ定められた個別業務等要求事項と相違する場合においては、当該相違点が解明されていること。
 - 三 研究所が、あらかじめ定められた要求事項に適合する能力を有していること。
- 3 研究所は、第一項のレビューの結果に係る記録及び当該レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- 4 研究所は、個別業務等要求事項が変更された場合においては、関連する文書が改訂されるようにするとともに、関連する部室員に対し変更後の個別業務等要求事項が周知されるようにする。

(外部の者との情報の伝達)

第二十八条 研究所は、外部の者との情報の伝達のために実効性のある方法を明らかにして、これを実施する。

(設計開発の計画)

第二十九条 研究所は、設計開発（原子炉施設等に必要の要求事項を考慮し、原子炉施設等の仕様を定めることをいう。以下同じ。）の計画（以下「設計開発計画」という。）を策定するとともに、設計開発を管理する。

- 2 研究所は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。
 - 一 設計開発の段階
 - 二 設計開発の各段階それぞれにおいて適切なレビュー、検証及び妥当性確認
 - 三 設計開発に係る部室及び部室員の責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限
- 3 研究所は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理監督する。
- 4 研究所は、第一項の規定により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じ適切に更新する。

(設計開発に係るインプット)

第三十条 研究所は、原子炉施設等に係る要求事項に関連した次に掲げる設計開発に係るインプットを明確にするるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。

- 一 意図した使用方法に応じた機能又は性能に係る原子炉施設等に係る要求事項
 - 二 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発へのインプットとして適用可能なもの
 - 三 関係法令
 - 四 その他設計開発に必須の要求事項
- 2 研究所は、設計開発に係るインプットについて、その妥当性をレビューし、承認する。

(設計開発に係るアウトプット)

第三十一条 研究所は、設計開発に係るアウトプットを、設計開発に係るインプットと対比した検証を可能とする形式により保有する。

- 2 研究所は、設計開発からプロセスの次の段階に進むことを承認するに当たり、あらかじめ、当該設計開発に係るアウトプットを承認する。
- 3 研究所は、設計開発に係るアウトプットを、次に掲げる条件に適合するものとする。
 - 一 設計開発に係るインプットたる要求事項に適合するものであること。
 - 二 調達、個別業務の実施及び原子炉施設等の使用のために適切な情報を提供するものであること。
 - 三 適否決定基準を含むものであること。
 - 四 原子炉施設等の安全かつ適正な使用方法に不可欠な当該原子炉施設等の特性を規定しているものであること。

(設計開発のレビュー)

第三十二条 研究所は、設計開発について、その適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事項を目的とした体系的なレビュー（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。

- 一 設計開発の結果が要求事項に適合することができるかどうかについて評価すること。
 - 二 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を識別できるようにするとともに、必要な措置を提案すること。
- 2 研究所は、設計開発レビューに、当該レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部室の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。
 - 3 研究所は、設計開発レビューの結果の記録及び当該結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を作成し、これを管理する。

(設計開発の検証)

第三十三条 研究所は、設計開発に係るアウトプットが当該設計開発に係るインプットたる要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する。この場合において、設計開発計画に従ってプロセスの次の段階に進む場合には、要求事項に対する適合性の確認をする。

- 2 研究所は、前項の検証の結果の記録（当該検証結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を含む。）を作成し、これを管理する。
- 3 研究所は、当該設計開発に係る部室又は部室員に第一項の検証をさせない。

(設計開発の妥当性確認)

第三十四条 研究所は、原子炉施設等を、規定された性能、使用目的又は意図した使用方法に係る要求事項に適合するものとするために、当該原子炉施設等に係る設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下この条において「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。

- 2 研究所は、原子炉施設等を使用するに当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了する。ただし、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合においては、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計開発妥当性確認を行う。
- 3 研究所は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該妥当性確認の結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を作成し、これを管理する。

(設計開発の変更の管理)

第三十五条 研究所は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別できるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。

- 2 研究所は、設計開発の変更を実施するに当たり、あらかじめ、レビュー、検証および妥当性確認を適切に行い、承認する。
- 3 研究所は、設計開発の変更のレビューの範囲を、当該変更が原子炉施設等に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設等を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を含むものとする。
- 4 研究所は、第二項の規定による変更のレビューの結果に係る記録（当該レビュー結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を含む。）を作成し、これを管理する。

(調達プロセス)

第三十六条 研究所は、外部から調達する物品又は役務（以下「調達物品等」という。）が、自らの規定する調達物品等に係る要求事項（以下「調達物品等要求事項」という。）に適合するようにする。

- 2 研究所は、調達物品等の供給者及び調達物品等に適用される管理の方法及び程度を、当該調達物品等が個別業務又は原子炉施設等に及ぼす影響に応じて定める。
- 3 研究所は、調達物品等要求事項に従って、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。
- 4 研究所は、調達物品等の供給者の選定、評価及び再評価に係る判定基準を定める。
- 5 研究所は、第三項の評価の結果に係る記録（当該評価結果に基づき所要の措置を講じた場合においては、その記録を含む。）を作成し、これを管理する。
- 6 研究所は、調達物品等を調達する場合には、個別業務計画において、適切な調達の実施に必要な事項（当該調達物品等の調達後におけるこれらの維持又は運用に必要な技術情報（保安に係るものに限る。）の取得及び当該情報を他の原子炉施設等と共有するために必要な措置に関する事項を含む。）及びこれが確実に守られるように管理する方法を定める。

(調達物品等要求事項)

第三十七条 研究所は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち該当するものを含める。

- 一 調達物品等の供給者の業務の手順及びプロセス並びに設備に係る要求事項
 - 二 調達物品等の供給者の職員の適格性の確認に係る要求事項
 - 三 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - 四 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項
 - 五 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項
 - 六 その他調達物品等に関し必要な事項
- 2 研究所は、調達物品等の供給者に対し調達物品等に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。
 - 3 研究所は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

(調達部品等の検証)

- 第三十八条 研究所は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検査試験その他の個別業務を定め、実施する。
- 2 研究所は、調達物品等の供給者の施設において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法を、前条の調達物品等要求事項の中で明確にする。

(個別業務の管理)

- 第三十九条 研究所は、個別業務を、次に掲げる管理条件（個別業務の内容等から該当しないと認められる管理条件を除く。）の下で実施する。
- 一 保安のために必要な情報が利用できる体制にあること。
 - 二 手順書が利用できる体制にあること。
 - 三 当該個別業務に見合う設備を使用していること。
 - 四 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用していること。
 - 五 第四十九条の規定に基づき監視測定を実施していること。
 - 六 本書の規定に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること。

(個別業務の実施に係るプロセスの妥当性確認)

- 第四十条 研究所は、個別業務の実施に係るプロセスについて、それ以降の監視測定では当該プロセスの結果であるアウトプットを検証することができない場合（個別業務が実施された後にのみ不具合が明らかになる場合を含む。）においては、妥当性確認を行う。
- 2 研究所は、前項のプロセスが第二十五条第一項の計画に定めた結果を得ることができることを、妥当性確認によって実証する。
 - 3 研究所は、第一項の規定により妥当性確認の対象とされたプロセスについて、次に掲げる事項を明らかにする。ただし、当該プロセスの内容等から該当しないと認められる事項を除く。
 - 一 当該プロセスのレビュー及び承認のための判定基準
 - 二 設備の承認及び部室員の適格性の確認
 - 三 方法及び手順
 - 四 第七条に規定する記録に係る要求事項
 - 五 再妥当性確認（個別業務に関する手順を変更した場合等において、再度妥当性確認を行うことをいう。）

(識別)

- 第四十一条 研究所は、個別業務に関する計画及び個別業務の実施に係る全てのプロセスにおいて、適切な手段により個別業務及び原子炉施設等を識別する。

(トレーサビリティの確保)

第四十二条 研究所は、トレーサビリティ（履歴、適用又は所在を追跡できる状態にあることをいう。）の確保が個別業務等要求事項である場合においては、個別業務又は原子炉施設等を識別し、これを記録するとともに、当該記録を管理する。

(原子炉施設等の外部の者の物品)

第四十三条 研究所は、原子炉施設等の外部の者の物品を所持している場合においては、必要に応じ、当該物品に関する記録を作成し、これを管理する。

(調達物品の保持)

第四十四条 研究所は、調達した物品が使用されるまでの間、当該物品の状態を保持（識別、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。

(監視測定のための設備の管理)

第四十五条 研究所は、個別業務等要求事項への適合性の実証に必要な監視測定及び当該監視測定のための設備を明確にする。

- 2 研究所は、監視測定について、実施可能であり、かつ、当該監視測定に係る要求事項と整合性のとれた方法で実施する。
- 3 研究所は、監視測定の結果の妥当性を確保するために必要な場合においては、監視測定のための設備を、次に掲げる条件に適合するものとする。
 - 一 あらかじめ定めた間隔で、又は使用の前に、計量の標準（当該標準が存在しない場合においては、校正又は検証の根拠について記録すること。）まで追跡することが可能な方法により校正又は検証がなされていること。
 - 二 所要の調整又は再調整がなされていること。
 - 三 校正の状態が明確になるよう、識別されていること。
 - 四 監視測定の結果を無効とする操作から保護されていること。
 - 五 取扱い、維持及び保管の間、損傷及び劣化から保護されていること。
- 4 研究所は、監視測定のための設備に係る要求事項への不適合が判明した場合においては、従前の監視測定の結果の妥当性を評価し、これを記録する。
- 5 研究所は、前項の場合において、当該監視測定のための設備及び前項の不適合により影響を受けた個別業務又は原子炉施設等について、適切な措置を講じる。
- 6 研究所は、監視測定のための設備の校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する。
- 7 研究所は、個別業務等要求事項の監視測定においてソフトウェアを使用することとしたときは、初回使用に当たり、あらかじめ、当該ソフトウェアが意図したとおりに当該監視測定に適用されていることを確認し、必要に応じ再確認を行う。

第六章 監視測定、分析及び改善

(監視測定、分析及び改善)

第四十六条 研究所は、次に掲げる業務に必要な監視測定、分析及び改善に係るプロセスについて、計画を策定し（適用する検査試験の方法（統計学的方法を含む。）及び当該方法の適用の範囲の明確化を含む。）、実施する。

- 一 個別業務等要求事項への適合性を実証すること。
- 二 品質マネジメントシステムの適合性を確保し、実効性を維持すること。

(外部の者からの意見)

第四十七条 研究所は、品質マネジメントシステムの実施状況の監視測定の一環として、保安の確保に対する原子炉施設等の外部の者の意見を把握する。

2 研究所は、前項の意見の把握及び当該意見の反映に係る方法を明確にする。

(内部監査)

第四十八条 研究所は、品質マネジメントシステムが次に掲げる要件に適合しているかどうかを明確にするために、あらかじめ定めた間隔で、内部監査委員会による内部監査を実施する。研究所は内部監査責任者に内部監査委員会の編成及び指揮をさせる。

一 個別業務計画、本書の規定及び当該品質マネジメントシステムに係る要求事項に適合していること。

二 実効性のある実施及び維持がなされていること。

2 研究所は、内部監査の対象となるプロセス、領域の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して、内部監査実施計画を策定する。

3 研究所は、内部監査の判定基準、範囲、頻度及び方法を定める。

4 研究所は、内部監査委員の選定及び内部監査の実施においては、客観性及び公平性を確保する。

5 研究所は、内部監査委員に自らの個別業務を内部監査させない。

6 研究所は、内部監査実施計画の策定及び実施並びに内部監査結果の報告及び記録の管理について、その責任及び権限並びに要求事項を手順書の中で定める。

7 研究所は、内部監査された領域に責任を有する管理者に、発見された不適合及び当該不適合の原因を除去するための措置を遅滞なく講じさせるとともに、当該措置の検証を行わせ、その結果を報告させる。

(プロセスの監視測定)

第四十九条 研究所は、プロセスの監視測定を行う場合においては、当該プロセスの監視測定に見合う監視測定の方法を適用する。

2 研究所は、前項の監視測定の方法により、プロセスが第十二条第一項及び第二十五条第一項の計画に定めた結果を得ることができることを実証する。

3 研究所は、第十二条第一項及び第二十五条第一項の計画に定めた結果を得ることができない場合においては、個別業務等要求事項の適合性を確保するために、修正及び是正処置を適切に講じる。

(原子炉施設等に対する検査試験)

第五十条 研究所は、原子炉施設等が要求事項に適合していることを検証するために、原子炉施設等に対して検査試験を行う。

2 研究所は、前項の検査試験を、個別業務計画及び第三十九条第一項第二号に規定する手順書に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において行う。

3 研究所は、検査試験の適否決定基準への適合性の証拠となる検査試験の結果に係る記録等を作成し、これを管理する。

4 研究所は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った者を特定する記録を作成し、これを管理する。

5 研究所は、個別業務計画に基づく検査試験を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしない。

6 研究所は、個別業務及び原子炉施設等の重要度に応じて、検査試験を行う者を定める。この場合において、検査試験を行う者の独立性を考慮する。

(不適合の管理)

第五十一条 研究所は、要求事項に適合しない個別業務又は原子炉施設等が放置されることを防ぐよう、当該個別業務又は原子炉施設等を識別し、これが管理されているようにする。

- 2 研究所は、不適合の処理に係る管理及びそれに関連する責任及び権限を手順書に定める。
- 3 研究所は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。
 - 一 発見された不適合を除去するための措置を講ずること。
 - 二 個別業務の実施、原子炉施設等の使用又はプロセスの次の段階に進むことの承認を行うこと（以下「特別採用」という。）。
 - 三 本来の意図された使用又は適用ができないようにするための措置を講ずること。
 - 四 個別業務の実施後に不適合を発見した場合においては、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な措置を講ずること。
- 4 研究所は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）の記録を作成し、これを管理する。
- 5 研究所は、不適合に対する修正を行った場合においては、修正後の個別業務等要求事項への適合性を実証するための再検証を行う。

（データの分析）

- 第五十二条 研究所は、品質マネジメントシステムが適切かつ実効性のあるものであることを実証するため、及びその品質マネジメントシステムの実効性の改善の余地を評価するために、適切なデータ（監視測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含む。）を明確にし、収集し、及び分析する。
- 2 研究所は、前項のデータの分析により、次に掲げる事項に係る情報を得る。
 - 一 原子炉施設等の外部の者からの意見
 - 二 個別業務等要求事項への適合性
 - 三 プロセス、原子炉施設等の特性及び傾向（予防処置を行う端緒となるものを含む。）
 - 四 調達物品等の供給者の供給能力

（改善）

- 第五十三条 研究所は、その品質方針、品質目標、内部監査の結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューの活用を通じて、品質マネジメントシステムの妥当性及び実効性を維持するために変更が必要な事項を全て明らかにするとともに、当該変更を実施する。

（是正処置）

- 第五十四条 研究所は、発見された不適合による影響に照らし、適切な是正処置を講じる。この場合において、原子力の安全に影響を及ぼすものについては、発生した根本的な原因を究明するために行う分析（以下「根本原因分析」という。）を、手順を確立した上で、行う。
- 2 研究所は、次に掲げる要求事項を規定した是正処置手順書を作成する。
 - 一 不適合のレビュー
 - 二 不適合の原因の明確化
 - 三 不適合が再発しないことを確保するための措置の必要性の評価
 - 四 所要の是正処置（文書の更新を含む。）の明確化及び実施
 - 五 是正処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた是正処置の結果の記録
 - 六 講じた是正処置及びその実効性についてのレビュー

（予防処置）

- 第五十五条 研究所は、起こり得る問題の影響に照らし、適切な予防処置を明確にして、これを講じる。この場合において、自らの原子炉施設等における保安活動の実施によって得られた知見のみならず他の施設から得られた知見を適切に反映する。
- 2 研究所は、次に掲げる要求事項（根本原因分析に係る要求事項を含む。）を定めた予防処置手順書を

作成する。

一 起こり得る不適合及びその原因の明確化

二 予防処置の必要性の評価

三 所要の予防処置の明確化及び実施

四 予防処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた予防処置の結果の記録

五 講じた予防処置及びその実効性についてのレビュー

品質保証計画書付録

2019年 2月 25日

京都大学複合原子力科学研究所

作成者	審査者	承認者
//	//	//

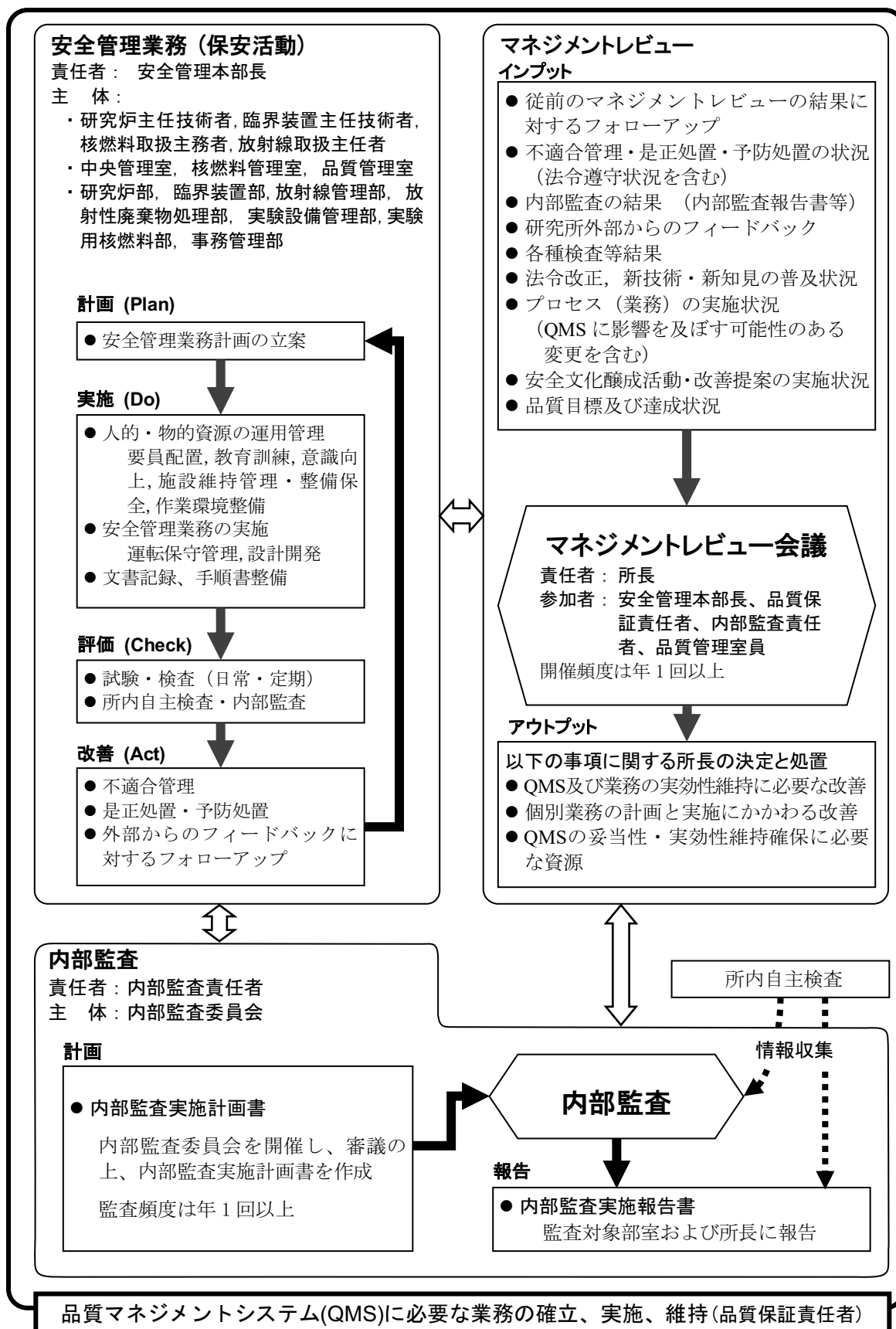
改訂履歴

改定日(版)	改訂内容
2014年8月18日版	品質保証計画書第3.0版の制定にともなう付録の新規作成
2016年2月9日版	品質管理報告書(旧マネジメントレビュー前チェックリスト)、マネジメントレビュー項目一覧表、マネジメントレビュー記録の書式改訂、および、品質方針・品質目標の分離
2016年9月28日版	プロセス関係図および組織図を品質保証計画書より移行。用語の定義、内部監査の指摘事項の分類と評価基準を削除。文書のレベル(次数)の見直し。記録の追加。品質マネジメントシステムに係る文書(表)の一部修正。内部監査関係の書式を内部監査実施手順書に移行。不適合・是正処置・予防処置の各報告書の改訂。
2017年1月16日版	『品質マネジメントシステム文書・記録管理の手順書』制定(2016年11月21日)に伴い、「5.品質マネジメントシステムに係る文書」、「6.品質マネジメントシステムに係る記録」、「7. その他の文書・標準書式」を修正
2017年4月17日版	「5.品質マネジメントシステムに係る文書」、「6.品質マネジメントシステムに係る記録」、「7.その他の文書等」、「8.保安指示書に定められた記録の様式」、「9.記録名及び保存一覧表」を『文書・記録管理台帳』として分離
2018年4月1日	研究所改名に伴う修正。「原子炉実験所」→「複合原子力科学研究所」。この版より改定日のみを記載
2019年2月25日	「1. 品質マネジメントシステムのPDCAとプロセス相互の関係図」におけるマネジメントレビューのインプット・アウトプット項目の修正・整理。「3.品質マネジメントの年間計画」を「同基本計画」とし、スケジュールの内容を修正。「4.品質保証に係る教育の目的・対象範囲および時間」における教育時間の表を原子炉施設保安規定の記述と整合するように修正

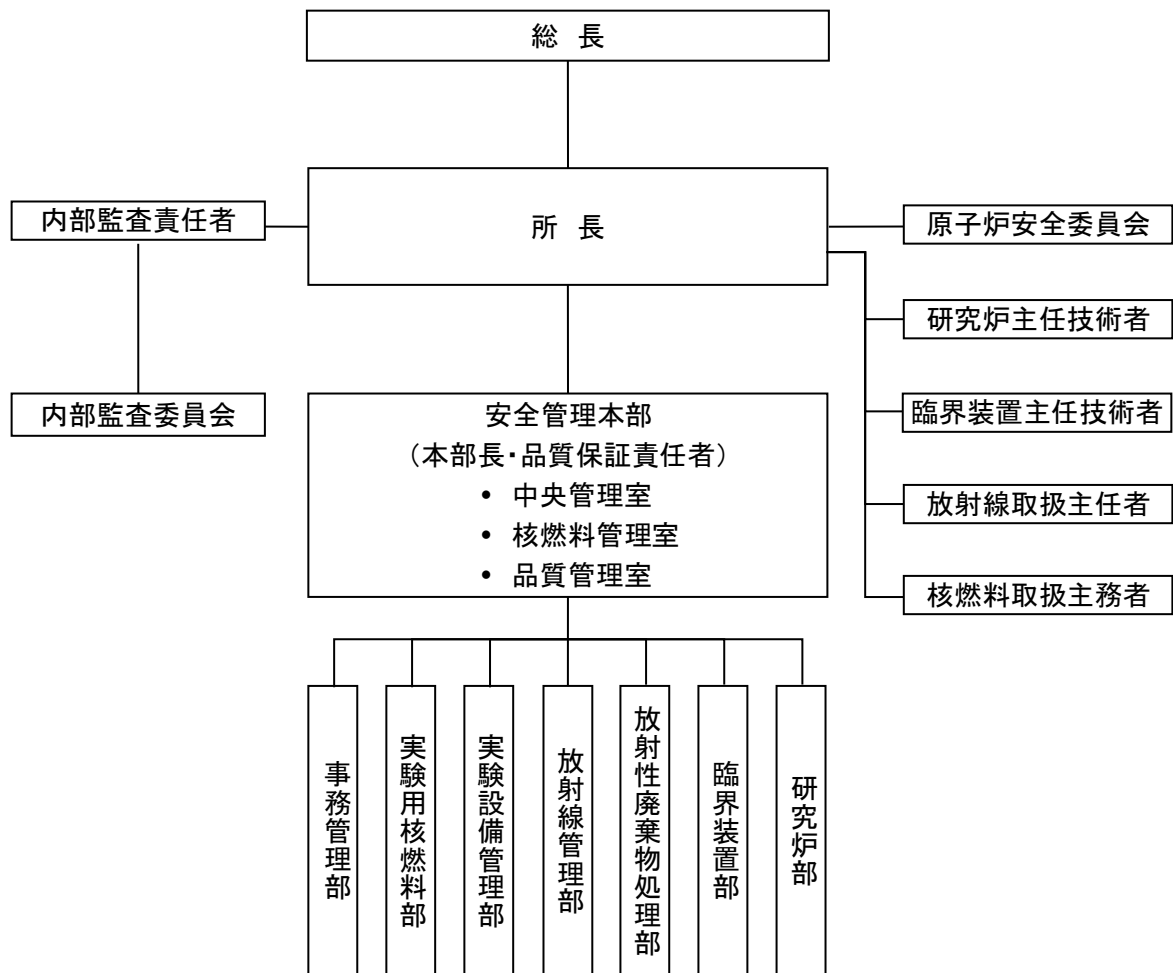
内容

1. 品質マネジメントシステムのPDCAとプロセス相互の関係図.....	4
2. 品質保証に係る組織図.....	5
3. 品質マネジメントの年間計画.....	6
4. 品質保証に係る教育の目的・対象範囲および時間.....	7

1. 品質マネジメントシステムのPDCAとプロセス相互の関係図



2. 品質保証に係る組織図



3. 品質マネジメントの年間基本計画

	安全管理業務	マネジメントレビュー	内部監査	
1～3月	業務の実施	前年の業務に関する 品質管理報告書の 作成・提出	前年の内部監査に関する 内部監査報告書の作成・提出	
			マネジメントレビュー 項目一覧表作成	内部監査委員会開催 (内部監査計画策定)
			前年の業務に関する マネジメントレビュー会議・ マネジメントレビュー記録作成	内部監査(定期監査)開始
4～11月			内部監査(臨時監査) 内部監査(フォローアップ監査)	
12月		当年の業務に関する 品質管理報告書の 作成準備	(所内自主検査報告) 内部監査(定期監査)終了	

注)各種年間業務計画に応じて、適宜時期は変更される。

4. 品質保証に係る教育の目的・対象範囲および時間

項目	目的
品質保証計画書	品質保証活動を実施するにあたり、その計画の内容を理解する。
品質保証活動に必要な文書及び記録	品質保証活動を実施するにあたり、保安に関し必要な個々の事項を実施するために必要な手順書について理解する。
品質保証に関する知識	品質保証責任者として、品質保証計画の策定、品質保証活動の実施及び評価、品質保証計画の継続的な改善を統括するにあたり、品質保証に係る全般的な知識を身につける。
内部監査の実施方法	内部監査委員として、円滑に内部監査を実施するための力量を身につける。

項目	対象者	対象者			頻度
		所長及び部室員	品質保証責任者	内部監査責任者及び内部監査委員	
品質保証計画書		30分以上			当初1回並びに改定のつど*2
品質保証活動に必要な文書及び記録*1		30分以上			当初1回並びに改定のつど*2
上欄の2項目に対する再教育		15分以上			毎年度
品質保証に関する知識			7時間以上		選任時
内部監査の実施方法			7時間以上*3	7時間以上	選任時

*1 対象の文書及び記録(書式)は品質保証計画書に則る。

*2 部分改定の場合は、回覧等にて周知徹底を図る。

*3 内部監査責任者又は内部監査委員として教育を受けた場合は、除外とする