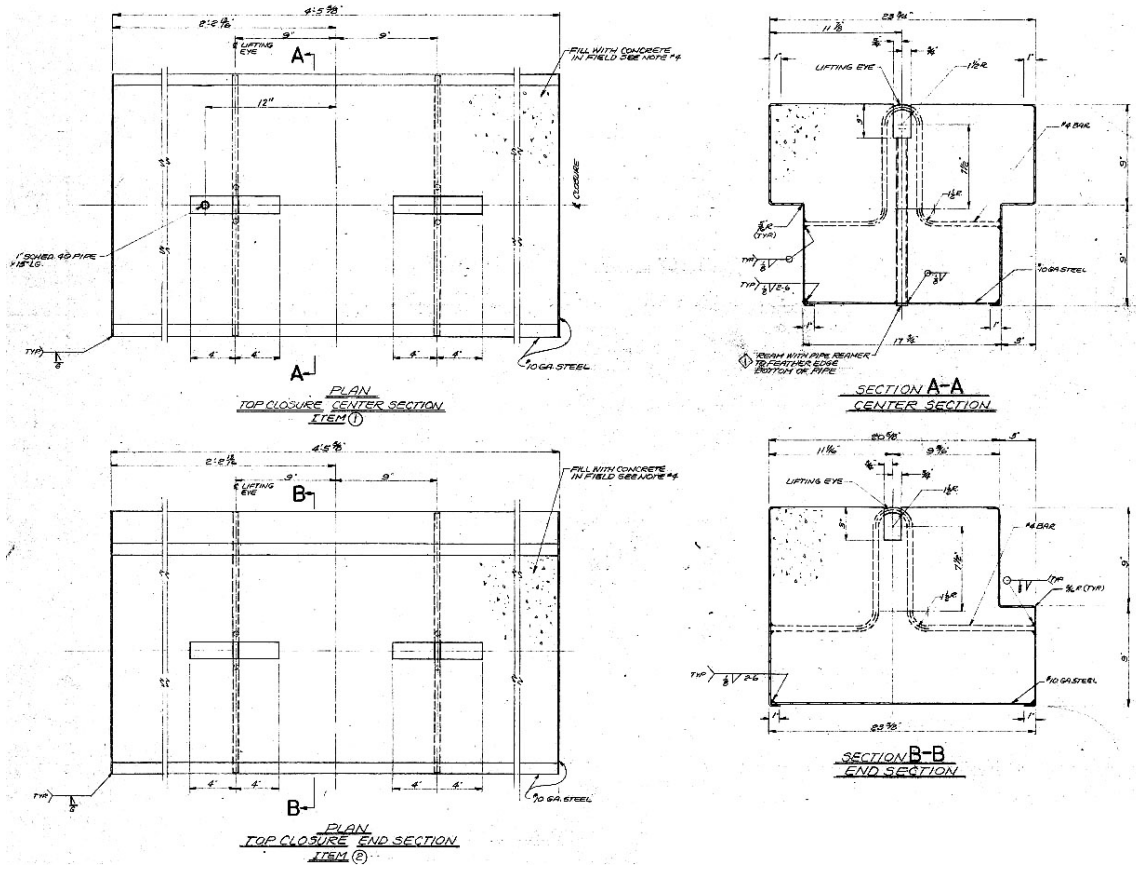


遮蔽用上蓋

概要図

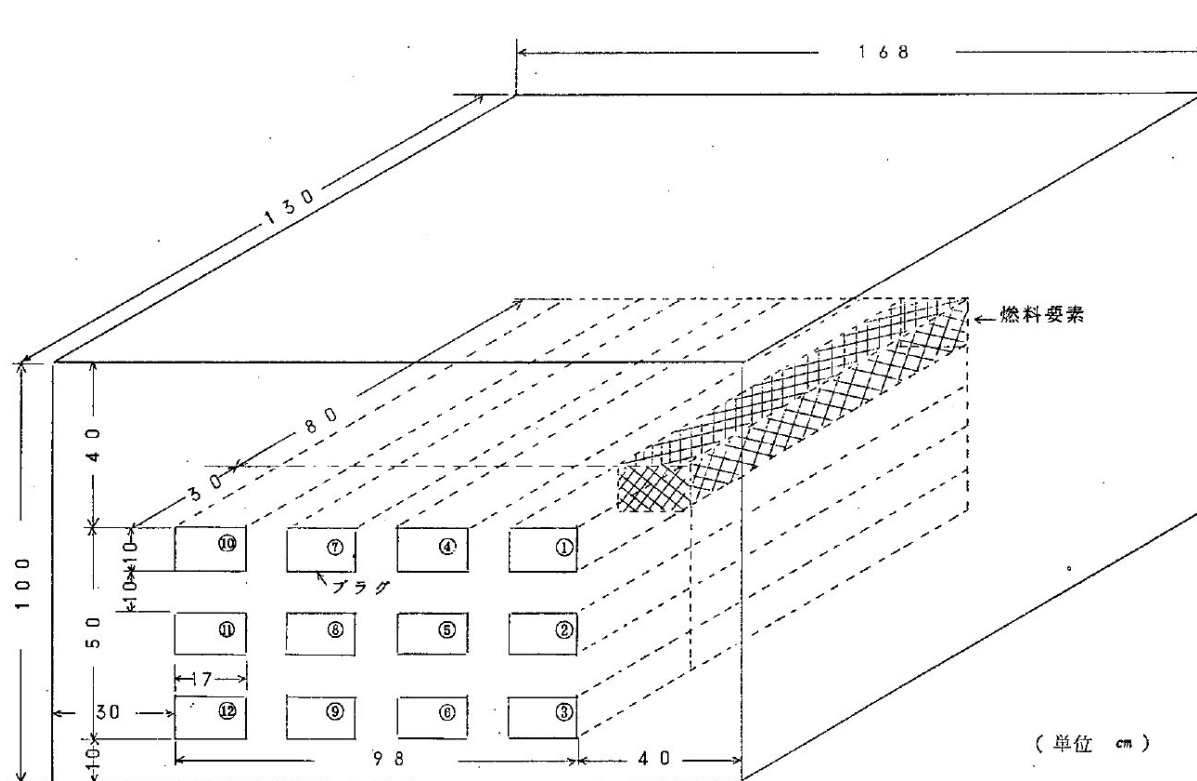


外観写真



原子炉燃料体一時保管設備

概要図



外観写真



近大原研第2273号
令和元年11月22日

原子力規制委員会 殿

大阪府東大阪市小若江3丁目4
学校法人 近畿大学
理事長 世耕弘成

近畿大学原子力研究所

原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書

原子炉本体、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の一部変更

昭和35年8月12日付け35原第1912号をもって設置許可を受け、その後、平成28年5月11日付け原規規発第16051112号で設置変更許可を受けた原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可を受けたいので、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項の規定に基づき、下記のとおり申請いたします。

記

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称：学校法人 近畿大学

住 所：大阪府東大阪市小若江3丁目4番1号

代表者の氏名：理事長 世耕 弘成

2. 事業所の名称及び所在地

名 称：近畿大学 原子力研究所

所在地：大阪府東大阪市小若江3丁目4番1号

3. 変更に係る試験研究用等原子炉施設の区分並びに設計及び工事の方法

区 分：原子炉本体、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

設計及び工事の方法：別紙のとおり

4. 設計及び工事に係る品質管理の方法等

「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」に適合するように策定した「近畿大学原子力研究所品質保証計画」により、変更に係る設計及び工事の品質管理を行う。

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う対応のため。

別紙

設計及び工事の方法

原子炉本体、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造
(外部事象影響評価の竜巻に対する健全性評価)

目 次

1. 申請区分及び申請範囲	1
2. 準拠すべき基準及び規格	1
3. 設計条件及び仕様	2
4. 工事の方法	3

1. 申請区分及び申請範囲

近畿大学原子力研究所原子炉施設の設計及び工事の方法（以下「設工認」という。）の申請区分及び申請範囲は以下の通りである。

申請区分： 原子炉本体
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

申請範囲： 外部事象影響評価の竜巻に対する健全性評価

2. 準拠すべき法令、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置、運転等に関する規則
- (3) 試験研究の用に供する原子炉等の性能に係る技術基準に関する規則
- (4) 日本産業規格（JIS）

3. 設計条件及び仕様

「1. 申請区分及び申請範囲」において今回申請対象とした設備・機器等の設計条件及び仕様について以下に示す。

3. 1 生体遮蔽タンク及び遮蔽用上蓋の竜巻に対する健全性評価

3. 1. 1 設計条件

生体遮蔽タンク及び遮蔽用上蓋が設計竜巻条件において健全性を維持すること。健全性に係る評価については添付計算書を参照のこと。

3. 1. 2 設計仕様

生体遮蔽タンク内の湿砂の高さが 54cm 以上であること。

遮蔽用上蓋の厚さが 38cm 以上であること。

3. 2 原子炉燃料体一時保管設備の竜巻に対する健全性評価

3. 2. 1 設計条件

原子炉燃料体一時保管設備が設計竜巻条件において健全性を維持すること。健全性に係る評価については添付計算書を参照のこと。

3. 2. 2 設計仕様

原子炉燃料体一時保管設備のコンクリート全面換算厚さが51cm以上であること。

4. 工事の方法

4. 1 生体遮蔽タンク及び遮蔽用上蓋の竜巻に対する健全性評価

4. 1. 1 工事の方法及び手順

本申請は、既存の設備に対して工事を行うものではない。

4. 1. 2 試験・検査項目及び方法

(1) 寸法検査

生体遮蔽タンク内の湿砂の高さ及び遮蔽用上蓋の厚さが所定の寸法以上であることを確認する。

4. 2 原子炉燃料体一時保管設備の竜巻に対する健全性評価

4. 2. 1 工事の方法及び手順

本申請は、既存の設備に対して工事を行うものではない。

4. 2. 2 試験・検査項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

(1) 寸法検査

原子炉燃料体一時保管設備の全面換算厚さが所定の寸法以上であることを確認する。

添付書類

1. 申請に係る「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」との適合性
2. 申請に係る「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」との適合性
3. 添付計算書
外部事象評価の竜巻に対する健全性評価に係る計算書

1. 申請に係る「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」との適合性

1. 生体遮蔽タンク及び遮蔽用上蓋の外部事象影響評価の竜巻に対する健全性評価に係る「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」との適合性

技術基準規則の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一条	(適用範囲)	—	—	—
第二条	(定義)	—	—	—
第三条	(特殊な方法による施設)	該当なし	—	—
第四条	(試験研究用等原子炉施設の機能)	無	—	—
第五条	(機能の確認等)	無	—	—
第五条の二	(試験研究用等原子炉施設の地盤)	無	—	—
第六条	(地震による損傷の防止)	無	—	—
第六条の二	(津波による損傷の防止)	無	—	—
第六条の三	(外部からの衝撃による損傷の防止)	有	第1項	○(資料1)
第六条の四	(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)	無	—	—
第七条	(材料、構造等)	無	—	—
第八条	(遮蔽等)	無	—	—
第九条	(換気設備)	無	—	—
第十条	(逆止め弁)	該当なし	—	—
第十一条	(放射性物質による汚染の防止)	無	—	—
第十二条	(試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設)	無	—	—
第十三条	(安全設備)	無	—	—
第十三条の二	(溢水による損傷の防止)	無	—	—
第十三条の三	(安全避難通路等)	無	—	—
第十四条	(炉心等)	無	—	—
第十四条の二	(熱遮蔽材)	該当なし	—	—
第十五条	(核燃料物質取扱設備)	無	—	—
第十六条	(核燃料物質貯蔵設備)	無	—	—
第十七条	(一次冷却材)	該当なし	—	—

技術基準規則の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第十八条	(一次冷却材の排出)	該当なし	—	—
第十九条	(冷却設備等)	該当なし	—	—
第二十条	(液位の保持等)	該当なし	—	—
第二十一条	(計装)	無	—	—
第二十一条の二	(警報装置)	無	—	—
第二十一条の三	(通信連絡設備等)	無	—	—
第二十二条	(安全保護回路)	無	—	—
第二十三条	(反応度制御系統及び原子炉停止系統)	無	—	—
第二十四条	(原子炉制御室等)	無	—	—
第二十五条	(廃棄物処理設備)	無	—	—
第二十六条	(保管廃棄設備)	無	—	—
第二十七条	(放射線管理施設)	無	—	—
第二十八条	(原子炉格納施設)	無	—	—
第二十九条	(保安電源設備)	無	—	—
第三十条	(実験設備等)	無	—	—
第三十条の二	(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)	該当なし	—	—
第三十一条～ 第四十一条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	該当なし	—	—
第四十一条の二 ～ 第四十一条の八	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	該当なし	—	—
第四十二条～ 第五十一条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設	該当なし	—	—

(外部からの衝撃による損傷の防止)

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。

- 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つて人為によるもの（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。
- 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。
- 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。

適合性の説明

本申請の対象である「生体遮蔽タンク及び遮蔽用上蓋の竜巻に対する健全性評価」は、第1項を満足するものである。

2. 原子炉燃料体一時保管設備の外部事象影響評価の竜巻に対する健全性評価に係る「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」との適合性

技術基準規則の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一条	(適用範囲)	—	—	—
第二条	(定義)	—	—	—
第三条	(特殊な方法による施設)	該当なし	—	—
第四条	(試験研究用等原子炉施設の機能)	無	—	—
第五条	(機能の確認等)	無	—	—
第五条の二	(試験研究用等原子炉施設の地盤)	無	—	—
第六条	(地震による損傷の防止)	無	—	—
第六条の二	(津波による損傷の防止)	無	—	—
第六条の三	(外部からの衝撃による損傷の防止)	有	第1項	○(資料2)
第六条の四	(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)	無	—	—
第七条	(材料、構造等)	無	—	—
第八条	(遮蔽等)	無	—	—
第九条	(換気設備)	無	—	—
第十条	(逆止め弁)	該当なし	—	—
第十一条	(放射性物質による汚染の防止)	無	—	—
第十二条	(試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設)	無	—	—
第十三条	(安全設備)	無	—	—
第十三条の二	(溢水による損傷の防止)	無	—	—
第十三条の三	(安全避難通路等)	無	—	—
第十四条	(炉心等)	無	—	—
第十四条の二	(熱遮蔽材)	無	—	—
第十五条	(核燃料物質取扱設備)	無	—	—
第十六条	(核燃料物質貯蔵設備)	無	—	—
第十七条	(一次冷却材)	該当なし	—	—

技術基準規則の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第十八条	(一次冷却材の排出)	該当なし	—	—
第十九条	(冷却設備等)	該当なし	—	—
第二十条	(液位の保持等)	該当なし	—	—
第二十一条	(計装)	無	—	—
第二十一条の二	(警報装置)	無	—	—
第二十一条の三	(通信連絡設備等)	無	—	—
第二十二条	(安全保護回路)	無	—	—
第二十三条	(反応度制御系統及び原子炉停止系統)	無	—	—
第二十四条	(原子炉制御室等)	無	—	—
第二十五条	(廃棄物処理設備)	無	—	—
第二十六条	(保管廃棄設備)	無	—	—
第二十七条	(放射線管理施設)	無	—	—
第二十八条	(原子炉格納施設)	無	—	—
第二十九条	(保安電源設備)	無	—	—
第三十条	(実験設備等)	無	—	—
第三十条の二	(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)	該当なし	—	—
第三十一条～ 第四十一条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	該当なし	—	—
第四十一条の二 ～ 第四十一条の八	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	該当なし	—	—
第四十二条～ 第五十一条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設	該当なし	—	—

(外部からの衝撃による損傷の防止)

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。

- 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つて人為によるもの（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。
- 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。
- 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。

適合性の説明

本申請の対象である「原子炉燃料体一時保管設備の竜巻に対する健全性評価」は、第1項を満足するものである。

2. 申請に係る「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」との適合性

本申請に係る設計及び工事に係る品質管理は、「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」に適合するように策定した「近畿大学原子力研究所原子炉施設の原子力安全に係る品質保証計画書」に基づき行う。

近畿大学原子力研究所原子炉施設の
原子力安全に係る品質保証計画書

非管理版

改定履歴

改定	改定年月日	改定内容
0	平成 16 年 4 月 26 日制定	初版
1	平成 17 年 4 月 11 日改訂	「表 1」の文書の追加
2	平成 18 年 1 月 18 日改訂	平成 17 年度品質監査報告書(2005.12.15)の指摘に基づき、教育に係る条文を変更 (第 6 条、第 6 条の 2、第 6 条の 3、第 9 条第 2 項)
3	平成 19 年 2 月 19 日改訂	「表 1」の文書の追加・修正
4	平成 20 年 9 月 8 日改訂	「第 1 回品質保証活動に関するマネジメントレビュー」に基づき、教育に係る条文を削除・変更 (第 6 条の 2 第 5 項、第 9 条第 1 項)
5	平成 22 年 12 月 13 日	「第 3 回品質保証活動に関するマネジメントレビュー」に基づき、教育に係る条文を削除・追加 (第 6 条、第 6 条の 3 第 4 項) 品質監査委員会に係る条文の変更 (第 9 条) マネジメントレビューに係る条文の追加 (第 10 条第 4 項) 文書体系図の変更 (表 1 削除、別表 1 追加) 記載の適正化

改定履歴

改定	改定年月日	改定内容
6	平成 25 年 10 月 1 日改訂	「別表 1」の文書の追加・修正
7	平成 26 年 7 月 1 日改訂	設計及び工事に係る品質管理の方法に係る条文の追加 (第 13 条) 「別表 1」の文書の追加
8	平成 28 年 4 月 27 日施行	「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 25 年 12 月 6 日原子力規制委員会規則第 22 号)に対応するため、品質保証計画書を全面改定

目 次

- 1 目的
- 2 適用範囲
- 3 定義
- 4 原子力安全のための品質マネジメントシステム
 - 4.1 一般要求事項
 - 4.2 文書化に関する要求事項
 - 4.2.1 一般
 - 4.2.2 品質マニュアル
 - 4.2.3 文書管理
 - 4.2.4 記録の管理
- 5 経営者の責任
 - 5.1 経営者のコミットメント
 - 5.2 原子力安全の重視
 - 5.3 品質方針
 - 5.4 計画
 - 5.4.1 品質目標
 - 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画
 - 5.5 責任、権限及びコミュニケーション
 - 5.5.1 責任及び権限
 - 5.5.2 管理責任者
 - 5.5.3 プロセス責任者
 - 5.5.4 内部コミュニケーション
 - 5.6 マネジメントレビュー
 - 5.6.1 一般
 - 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット
 - 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット
- 6 資源の運用管理
 - 6.1 資源の提供

- 6.2 人的資源
 - 6.2.1 一般
 - 6.2.2 力量, 教育・訓練及び認識
- 6.3 インフラストラクチャー
- 6.4 作業環境

- 7 業務の計画及び実施
 - 7.1 業務の計画
 - 7.2 業務・原子力施設に対する要求事項に関するプロセス
 - 7.2.1 業務・原子力施設に対する要求事項の明確化
 - 7.2.2 業務・原子力施設に対する要求事項のレビュー
 - 7.2.3 外部とのコミュニケーション
 - 7.3 設計・開発
 - 7.3.1 設計・開発の計画
 - 7.3.2 設計・開発へのインプット
 - 7.3.3 設計・開発からのアウトプット
 - 7.3.4 設計・開発のレビュー
 - 7.3.5 設計・開発の検証
 - 7.3.6 設計・開発の妥当性確認
 - 7.3.7 設計・開発の変更管理
 - 7.4 調達
 - 7.4.1 調達プロセス
 - 7.4.2 調達要求事項
 - 7.4.3 調達製品の検証
 - 7.5 業務の実施
 - 7.5.1 業務の実施の管理
 - 7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認
 - 7.5.3 識別及びトレーサビリティ
 - 7.5.4 組織外の所有物
 - 7.5.5 調達製品の保存
 - 7.6 監視機器及び測定機器の管理

- 8 評価及び改善
 - 8.1 一般
 - 8.2 監視及び測定
 - 8.2.1 原子力安全の達成

- 8.2.2 内部監査
- 8.2.3 プロセスの監視及び測定
- 8.2.4 検査及び試験
- 8.3 不適合管理
- 8.4 データの分析
- 8.5 改善
 - 8.5.1 継続的改善
 - 8.5.2 是正処置
 - 8.5.3 予防処置

近畿大学原子力研究所原子炉施設の原子力安全に係る品質保証計画書

1 目的

近畿大学原子力研究所原子炉施設の原子力安全に係る品質保証計画書（以下「本品質保証計画書」という。）は、近畿大学原子力研究所（以下「原子力研究所」という。）の行う原子力安全を達成・維持・向上させるため、関係法令及び「原子力安全のためのマネジメントシステム規程（JEAC4111-2013）」（以下「JEAC4111」という。）に基づく、品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を含む。以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し、実施し、評価・確認し、継続的に改善することを目的とする。

2 適用範囲

本品質保証計画書は、原子力研究所の原子力安全に係る業務及び原子力施設に適用する。

3 定義

本品質保証計画書における用語の定義は、関係法令及び JEAC4111 に従うものとする。

4 原子力安全のための品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

- (1) 原子力研究所は、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。また、そのマネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。図 4.1-1 に品質マネジメントシステムの概念図を示す。
- (2) 原子力研究所は、次の事項を実施する。
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの原子力研究所への適用を明確にする。
 - b) これらのプロセスの順序及び相互関係を明確にする。
 - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な判断基準及び方法を明確にする。
 - d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。
 - e) これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。
 - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。
 - g) これらのプロセス及び原子力研究所を品質マネジメントシステムと整合がとれ

たものにする。

- h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。
- (3) 原子力研究所は、品質マネジメントシステムの運用において、以下のグレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。
- a) プロセス及び原子炉施設の複雑性、独自性又は斬新性の程度
 - b) プロセス及び原子炉施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度
 - c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度
 - d) 作業又は製造プロセス、要員、容量、装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度
 - e) 運転開始後の原子力施設に対する保守、供用期間中検査及び取替の難易度
- (4) 原子力研究所は、これらのプロセスをこの規程の要求事項に従って運営管理しなければならない。
- (5) 原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを原子力研究所が決めた場合には、原子力研究所はアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。これらのアウトソースしたプロセスに適用される管理の方式及び程度は、原子力研究所の品質マネジメントシステムの中で定める。

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。また、図 4.2.1-1 に品質マネジメントシステム文書体系図を示す。

なお、品質保証活動を行う上で必要とされる文書は、別途定める文書で明確にする。

- a) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明
- b) 本品質保証計画書（品質マニュアルとして定める。）
- c) 本品質保証計画書の要求に基づき作成する文書及び記録
- d) 原子力研究所内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、原子力研究所が必要と決定した記録を含む文書

4.2.2 品質マニュアル

原子力研究所は、次の事項を含む品質保証計画書を作成し、維持する。

- a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む）
- b) 品質マネジメントシステムの計画、実施、評価、改善に関する事項
- c) 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”又はそれらを参照できる情報

d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述

4.2.3 文書管理

- (1) 原子力研究所は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。ただし、記録は文書の一種ではあるが、4.2.4に規定する要求事項に従って管理する。
- (2) 次の活動に必要な管理を規定するために文書管理規則を定め、これに従い保安活動の重要度に応じて管理する。
 - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。
 - b) 文書をレビューする。また、必要に応じて更新し、再承認する。
 - c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。
 - d) 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
 - e) 文書は、読みやすかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
 - f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために原子力研究所が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
 - g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

4.2.4 記録の管理

- (1) 原子力研究所は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。
- (2) 原子力研究所は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために、品質記録管理規則を定める。
- (3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能なものでなければならない。

5 経営者の責任

5.1 経営者のコミットメント

理事長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を、次の事項によって示す。

- a) 法令・規制要求事項の遵守及び原子力安全の重要性を組織全体に周知する。
- b) 品質方針を設定する。
- c) 品質目標が設定されることを確実にする。
- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 品質マネジメントシステムの確立及び維持に必要な資源が使用できることを確実に

にする。

- f) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5.2 原子力安全の重視

原子力安全を最優先に位置付け、理事長は、業務・原子力施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする(7.2.1 及び 8.2.1 参照)。

5.3 品質方針

理事長は、品質方針について、次の事項を確実にする。

- a) 原子力研究所の目的に対して適切である。
- b) 要求事項への適合、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 適切性の持続のためにレビューされる。
- f) 組織運営に関する方針と整合がとれたものである。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 理事長は、組織内のしかるべき部門及び階層で、業務・原子力施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7.1 (3) a)参照)が設定されていることを確実にする。
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

理事長は、マネジメントシステムの計画について、次の事項を確実にする。

- a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
- b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれている。

5.5 責任、権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

理事長は、部門及び要員の責任（説明責任を含む）と権限並びに相互関係を定めるために、品質組織（責任及び権限）管理規則を定め、組織全体に周知されていることを確実にする。図 5.5.1-1 に品質マネジメントシステム組織の概略図を示す。

なお、理事長は、品質マネジメントシステムに関するコミットメントの一部を、原子力研究所長に委任することができる。

5.5.2 管理責任者

理事長は、品質保証責任者を管理責任者として任命し、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限を与える。

- a) 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。
- b) 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。
- c) 原子力研究所全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5.5.3 プロセス責任者

理事長は、プロセス責任者を原子力研究所管理室長及び班長とし、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。

- a) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・原子力施設に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 成果を含む実施状況について評価する（5.4.1 及び 8.2.3 参照）。
- d) 安全文化を醸成するための活動を促進する。

5.5.4 内部コミュニケーション

理事長は、組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にするため、また、品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にするため、次の委員会の活用を図る。

- a) 原子力研究所利用・管理委員会
- b) 原子炉施設安全委員会
- c) 品質監査委員会
- d) 定期評価委員会

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

- (1) 理事長は、原子力研究所の組織の品質マネジメントシステムが、継続して、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、あらかじめ定められた間隔で品質マネジメントシステムのレビューを行う。

- (2) マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録を、維持する(4.2.4 参照)。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。

- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する利害関係者の受けとめ方
- c) プロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）並びに検査及び試験の結果
- d) 予防処置及び是正処置の状況
- e) 安全文化を醸成するための活動の実施状況
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- i) 改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。

- a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画及び実施に係る改善
- c) 資源の必要性

6 資源の運用管理

6.1 資源の提供

原子力研究所は、次の事項に必要な資源を明確にし、提供する。

- a) 原子力安全のための品質マネジメントシステムを実施し、維持する。また、その有効性を継続的に改善する。
- b) 原子力安全の達成に関する利害関係者の受けとめ方の向上を図る。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員には、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量を有する者を充てる。

6.2.2 力量, 教育・訓練及び認識

原子力研究所は、次の事項を実施する。

- a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- b) 必要な力量が不足している場合には、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか又は他の処置をとる。
- c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
- d) 原子力研究所の要員が、原子力安全に対する自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
- e) 教育、訓練、技能及び経験について該当する記録を維持する(4.2.4 参照)。

6.3 インフラストラクチャー

原子力研究所は、原子力安全の達成のために必要なインフラストラクチャーを明確にし、提供し、維持する。

6.4 作業環境

原子力研究所は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を明確にし、運営管理する。

7 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

- (1) 原子力研究所は、業務に必要なプロセスを計画し、構築する。
- (2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる(4.1 参照)。
- (3) 原子力研究所は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。
 - a) 業務・原子力施設に対する品質目標及び要求事項
 - b) 業務・原子力施設に特有なプロセス及び文書の確立の必要性並びに資源の提供の必要性
 - c) その業務・原子力施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動並びにこれらの合否判定基準
 - d) 業務・原子力施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録(4.2.4 参照)
- (4) この計画のアウトプットは、組織の運営方法に適した形式とする。

7.2 業務・原子力施設に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務・原子力施設に対する要求事項の明確化

原子力研究所は、次の事項を明確にする。

- a) 業務・原子力施設に適用される法令・規制要求事項
- b) 明示されていないが、業務・原子力施設に不可欠な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務・原子力施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 原子力研究所は、業務・原子力施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
- (2) レビューでは、次の事項を確実にする。
 - a) 業務・原子力施設に対する要求事項が定められている。
 - b) 業務・原子力施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
 - c) 原子力研究所が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する(4.2.4 参照)。
- (4) 業務・原子力施設に対する要求事項が書面で示されない場合には、原子力研究所はその要求事項を適用する前に確認する。
- (5) 業務・原子力施設に対する要求事項が変更された場合には、原子力研究所は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

原子力研究所は、原子力安全に関して利害関係者とのコミュニケーションを図るために、原子炉施設安全委員会を活用する等、効果的な方法を明確にし、実施する。

7.3 設計・開発

原子力研究所は、以下の事項を設計・開発管理規則に定め、これに従い設計・開発プロセスを管理する。

7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 原子力研究所は、原子力施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 設計・開発の計画において、原子力研究所は、次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の段階
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
 - c) 設計・開発に関する責任（本品質保証計画書に基づく活動の内容についての説

明責任を含む) 及び権限

- (3) 原子力研究所は、効果的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を維持する。(4.2.4 参照)。インプットには、次の事項を含める。
 - a) 機能及び性能に関する要求事項
 - b) 適用される法令・規制要求事項
 - c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 原子力施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいでなく、相反することがないものとする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 設計・開発からのアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、リリースの前に、承認を受ける。
- (2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。
 - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
 - b) 調達、業務の実施(原子力施設の使用を含む)に対して適切な情報を提供する。
 - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
 - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー

- (1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1 参照)体系的なレビューを行う。
 - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
 - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、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門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家が含める。このレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する (4.2.4 参照)。

7.3.5 設計・開発の検証

- (1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1 参照)検証を実施する。この検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する(4.2.4 参照)。
- (2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 結果として得られる原子力施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1 参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。
- (2) 実行可能な場合にはいつでも、原子力施設の使用前に妥当性確認を完了する。
- (3) 妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する (4.2.4 参照)。

7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 設計・開発の変更が生じた場合は、変更を明確にし、記録を維持する (4.2.4 参照)。
- (2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子力施設を構成する要素及び関連する施設に及ぼす影響の評価 (当該原子力施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。) を含める。
- (4) 変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する (4.2.4 参照)。

7.4 調達

7.4.1 調達プロセス

原子力研究所は、以下の事項を調達管理規則に定め、これに従い調達プロセスを管理する。

- (1) 原子力研究所は、規定された調達要求事項に、調達の対象となる業務・原子力施設 (以下「調達製品」という。) が適合することを確実にする。
- (2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が、原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。
- (3) 原子力研究所は、供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。また、選定、評価及び再評価の基準を定める。

- (4) 評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があれば、その記録を維持する(4.2.4 参照)。
- (5) 原子力研究所は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の組織と共有する場合に必要な処置に関する方法を定める。

7.4.2 調達要求事項

- (1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。
 - a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項
 - e) 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
- (2) 原子力研究所は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (3) 原子力研究所は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7.4.3 調達製品の検証

- (1) 原子力研究所は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 原子力研究所が、供給者先で検証を実施することにした場合には、原子力研究所は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 業務の実施の管理

原子力研究所は、業務の実施を計画し、管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。

- a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
- b) 必要に応じて、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている。
- f) 業務のリリースが定められた手順で実施されている。

7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、原子力研究所は、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
- (2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 原子力研究所は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
 - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
 - b) 設備の承認及び要員の適格性確認
 - c) 所定の方法及び手順の適用
 - d) 記録に関する要求事項(4.2.4 参照)
 - e) 妥当性の再確認

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

- (1) 原子力研究所は、必要な場合には、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子力施設を識別する。
- (2) 原子力研究所は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して、業務・原子力施設の状態を識別する。
- (3) 原子力研究所は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子力施設について一意の識別を管理し、記録を維持する(4.2.4 参照)。

7.5.4 組織外の所有物

原子力研究所は、原子力研究所の外部の所有物について、それが原子力研究所の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を維持する(4.2.4 参照)。

7.5.5 調達製品の保存

原子力研究所は、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には、該当する場合、識別、取扱い、包装、保管及び保護を含める。また、保存は、取替品、予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 原子力研究所は、業務・原子力施設に対する要求事項への適合性を実証するため

に、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。

- (2) 原子力研究所は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立する。
- (3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。
 - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する(4.2.4 参照)。
 - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
 - c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。
 - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
 - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。さらに、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、原子力研究所は、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する(4.2.4 参照)。原子力研究所は、その機器及び影響を受けた業務・原子力施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する(4.2.4 参照)。
- (4) 規定要求事項に係る監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初の使用に先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。

8 評価及び改善

8.1 一般

- (1) 原子力研究所は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。
 - a) 業務・原子力施設に対する要求事項への適合を実証する。
 - b) 品質マネジメントシステムの適合を確実にする。
 - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法及びその使用の程度を決定することを含める。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

原子力研究所は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して利害関係者がどのように受け

とめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を定める。

8.2.2 内部監査

- (1) 原子力研究所は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で内部監査を実施する。内部監査は、客観的な評価を行うために、品質監査委員会により実施する。
 - a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画(7.1 参照)に適合しているか、この規程の要求事項に適合しているか及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。
- (2) 原子力研究所は、監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定し、監査の基準、範囲、頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は、自らの業務を監査しない。
- (3) 監査の計画及び実施、記録の作成及び結果の報告に関する責任及び権限、並びに要求事項を内部監査規則で規定する。
- (4) 監査及びその結果の記録は、維持する(4.2.4 参照)。
- (5) 監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める(8.5.2 参照)。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 原子力研究所は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び適用可能な場合に行う測定には、適切な方法を適用する。
- (2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。

8.2.4 検査及び試験

- (1) 原子力研究所は、原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために、原子力施設の検査及び試験を行う。検査及び試験は、業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する(4.2.4 参照)。
- (2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。
- (3) リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を、記録する(4.2.4 参照)。

- (4) 業務の計画(7.1 参照)で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子力施設を据え付けたり、運転を行わない。ただし、当該の権限をもつ者が承認したときは、この限りではない。

8.3 不適合管理

- (1) 原子力研究所は、業務・原子力施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を規定するために、不適合管理規則を作成する。
- (3) 該当する場合には、原子力研究所は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。
 - a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。
 - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。
 - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、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処置をとる。
- (4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。
- (5) 不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する(4.2.4 参照)。

8.4 データの分析

- (1) 原子力研究所は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価（この評価には、中長期的な視点に立脚して行われる「原子炉施設の安全性向上のための評価」も含まれる。）するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。
- (2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。
 - a) 原子力安全の達成に関する利害関係者の受けとめ方(8.2.1 参照)
 - b) 業務・原子力施設に対する要求事項への適合(8.2.3 及び 8.2.4 参照)
 - c) 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子力施設の、特性及び傾向(8.2.3 及び 8.2.4 参照)
 - d) 供給者の能力 (7.4 参照)

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

原子力研究所は、品質方針、品質目標、監査結果、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を通じて、マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

8.5.2 是正処置

- (1) 原子力研究所は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとる。
- (2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項(附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を規定するために、是正処置・予防処置管理規則を作成する。
 - a) 不適合のレビュー
 - b) 不適合の原因の特定
 - c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価
 - d) 必要な処置の決定及び実施
 - e) とった処置の結果の記録(4.2.4 参照)
 - f) とった是正処置の有効性のレビュー

8.5.3 予防処置

- (1) 原子力研究所は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見の活用を含め、その原因を除去する処置を定める。この活用には、原子力安全に係る業務の実施によって得られた知見を他の組織と共有することも含まれる。
- (2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (3) 次の事項に関する要求事項(附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。)を規定するために、是正処置・予防処置管理規則を作成する。
 - a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
 - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - c) 必要な処置の決定及び実施
 - d) とった処置の結果の記録(4.2.4 参照)
 - e) とった予防処置の有効性のレビュー

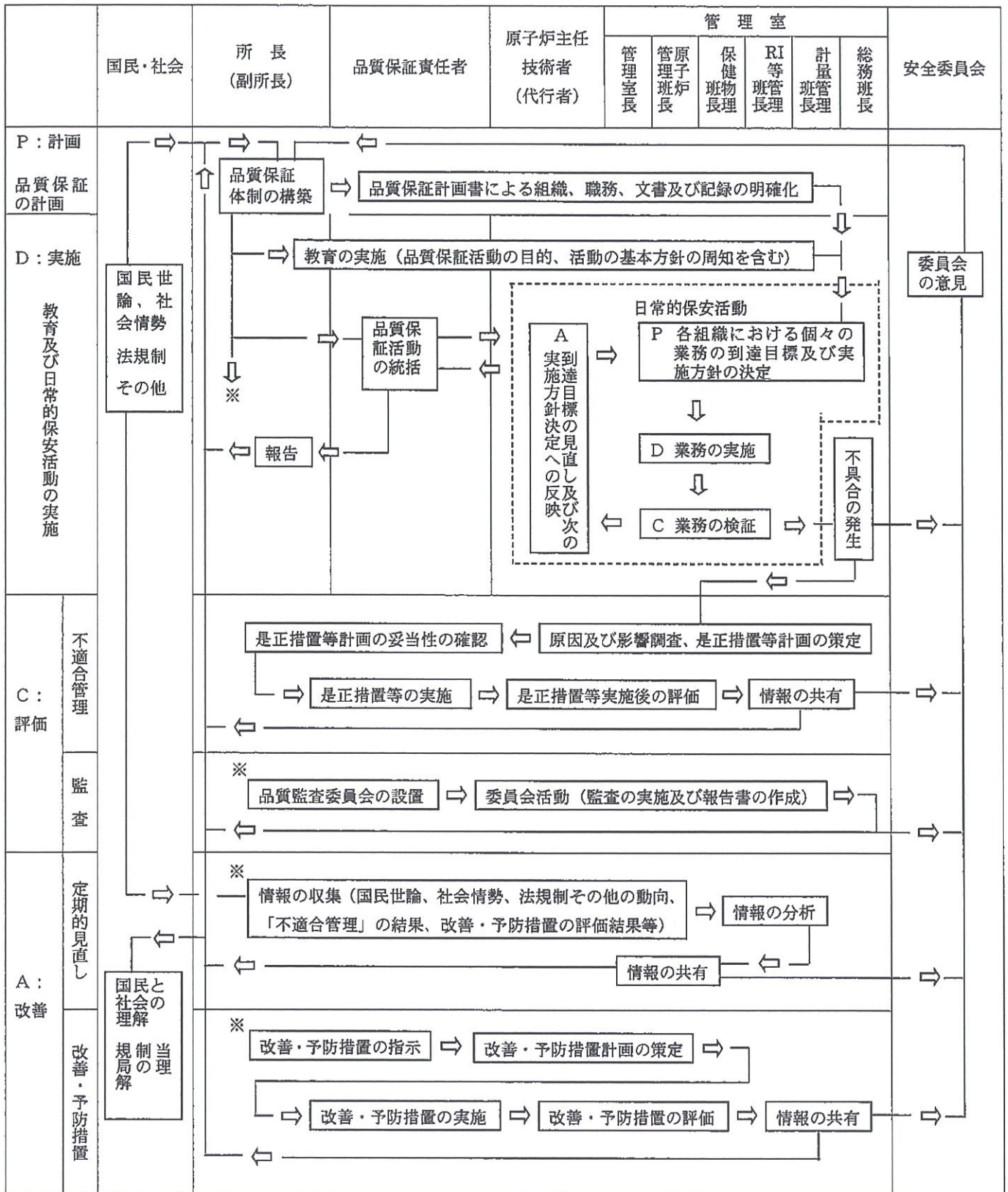


図 4.1-1 品質マネジメントシステムの概念図

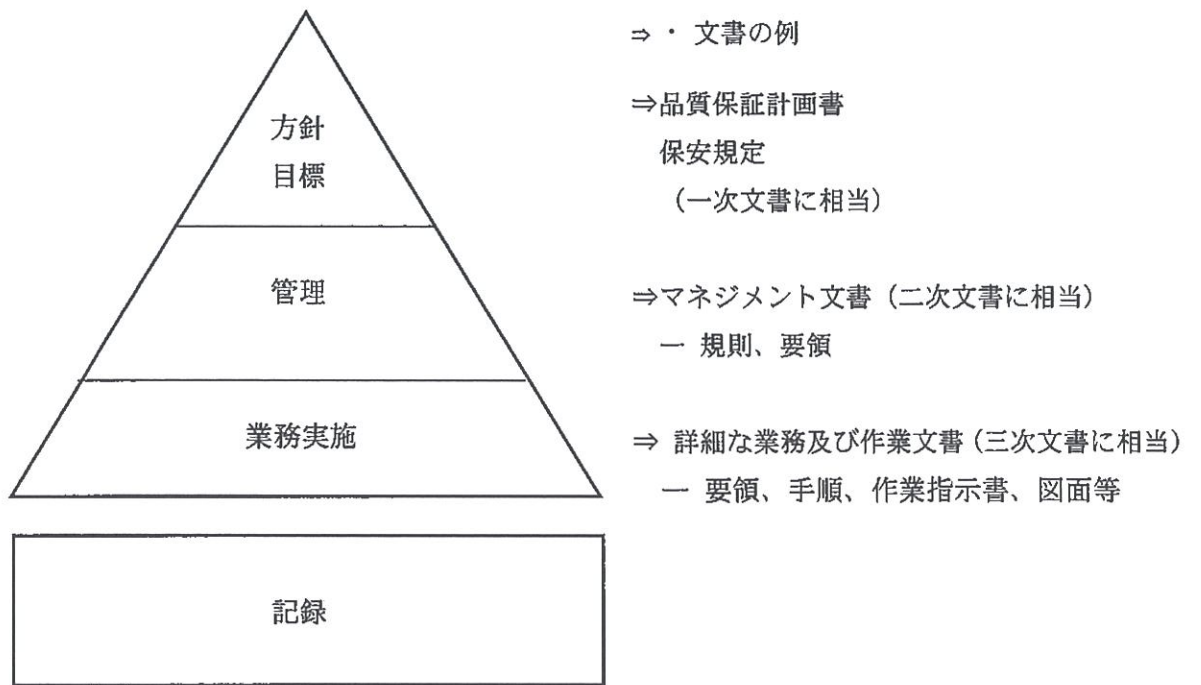


図 4.2.1-1 品質マネジメントシステム文書体系図

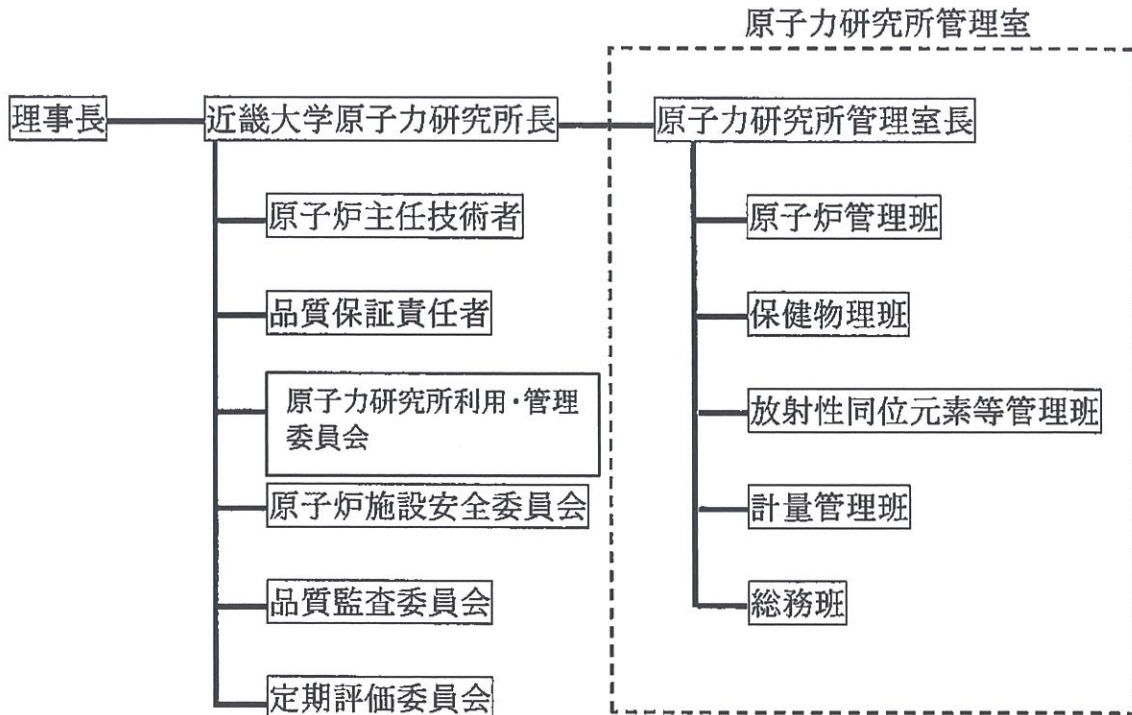


図 5.5.1-1 品質マネジメントシステム組織の概略図

3. 添付計算書

外部事象評価の竜巻に対する健全性評価に係る計算書

1 概要

本書は、当原子炉施設への竜巻荷重が発生した場合の原子炉施設に対する影響を評価するにあたり、当原子炉施設が設計要求を満足することを計算により示す。

当計算書においては、設計竜巻荷重に対して、本原子炉施設の守るべき安全機能が十分に維持できることを示す。

2 評価対象

2.1 生体遮蔽タンク

生体遮蔽タンクは、鋼板製円筒形タンクであり、その中心部に矩形の炉心が納められる構造となっており、タンク内部には湿砂を満たしている。

生体遮蔽タンクの寸法等については、昭和 36 年 10 月 14 日において内閣総理大臣に申請した「原子炉施設（UTR-0.1）の設計及び工事方法の認可申請について（その 3）」（近大原研第 151 号）に記載の通りである。

2.2 遮蔽用上蓋

遮蔽用上蓋は、炉心上方に対する放射線遮蔽のために生体遮蔽タンク上部に設置するもので、コンクリート製で 3 分割構造となっている。

遮蔽用上蓋の寸法等については、昭和 36 年 10 月 14 日において内閣総理大臣に申請した「原子炉施設（UTR-0.1）の設計及び工事方法の認可申請について（その 3）」（近大原研第 151 号）に記載の通りである。

2.3 原子炉燃料体一時保管設備

原子炉燃料体一時保管設備は、中空のコンクリート造で、原子炉燃料体ごとにコンクリート製プラグを有し、ステンレス鋼パイプによって原子炉燃料体の間隔を適切に保持する構造となっており、燃料タンクから一時的に炉外に取出した原子炉燃料体 12 体を保管する。

原子炉燃料体一時保管設備の寸法等については、昭和 49 年 4 月 22 日において科学技術庁長官に申請した「原子炉設置変更の設計及び工事の方法の認可申請について」（近大原研第 664 号）に記載の通りである。

3 計算対象

設計竜巻が発生した場合の原子炉建屋、生体遮蔽タンク、遮蔽用上蓋及び原子炉燃料体一時保管設備に係る竜巻荷重を計算対象とした。

4 モデル仕様

4.1 設計

4.1.1 検討の手順

本原子炉施設に対する竜巻の影響評価は、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(原規技発第 11812177 号 原子力規制委員会決定 平成 30 年 11 月 28 日 改定) (以下「竜巻影響評価ガイド」という。) を参考に実施した。

4.1.2 竜巻検討地域の設定

「竜巻影響評価ガイド」によれば、竜巻検討地域の設定に当たっての基本条件として、「竜巻検討地域の目安を、原子炉施設を中心とする 10 万 km² の範囲とする。しかしながら、日本では、例えば日本海側と太平洋側とで気象条件が異なる等、比較的狭い範囲で気象条件が大きく異なる場合があることから、必ずしも 10 万 km² に拘らずに、竜巻発生 の観点から原子炉施設が立地する地域と気象条件等が類似する地域を調査した結果に基づいて竜巻検討地域を設定することを基本とする。」とされている。

本原子炉施設にこの目安の考え方を適用し、竜巻検討地域を 10 万 km² とした場合には、近畿地方の日本海側から紀伊半島の太平洋側、岡山県から三重県を含む範囲が対象となり、平野部に加え、海岸地域や山岳地域までが含まれることになる。本原子炉施設の設置地域は、大阪府の海岸地域や奈良県の丘陵、山岳地域から 20km 以上離れた平野部の都市域であることから、竜巻検討地域としては、大阪平野ならびにこれに隣接する京都盆地を竜巻検討地域として設定する。

4.1.3 過去に発生した竜巻

4.1.3.1 近畿大学原子炉施設設置地域の竜巻発生実績

気象庁の竜巻等の突風データベースによれば、本原子炉施設が設置されている地域(東大阪地域)では 1991 年～2013 年の間、竜巻の発生は確認されていない。前項で示した地域(大阪平野及び京都盆地)における竜巻等発生実績を表 1 に示す。

表 1 大阪平野及び京都盆地における過去の竜巻等の突風

現象区別	発生日	発生場所	藤田スケール
ダウンバースト	2009 年 8 月 1 日	京都府宇治市	F0
ダウンバースト またはガストフロント	2008 年 7 月 28 日	兵庫県神戸市	F0 以下

その他（不明含む）	2007年8月20日	京都府京都市	F0
ダウンバースト	2005年6月4日	大阪府豊中市	F0
じん旋風（つむじ風含む）	2004年8月3日	兵庫県西宮市	F0
その他（不明含む）	2004年7月9日	大阪府堺市	不明
その他（不明含む）	1999年9月15日	京都府京都市	F0
その他（不明含む）	1994年5月8日	京都府京都市	不明
竜巻	1989年9月22日	大阪府泉南郡岬町	F1

表1によれば、竜巻等発生件数は9件であり、竜巻等突風の強さを表現する指標である藤田スケールでは最大はF1とされている（ただし、不明分は除く）。

4.1.3.2 過去に発生した竜巻の最大風速の設定

本原子炉施設の竜巻検討地域近傍での竜巻による最大風速は、藤田スケールでF1であり、その最大風速は49 [m/s]（約10秒間の平均）である。しかしながら、わが国で過去に発生した竜巻による最大風速は、藤田スケールでF3とされており、70~92 [m/s]（約5秒間の平均）である。

4.1.4 想定される竜巻の設定

4.1.4.1 想定される竜巻の最大風速の設定

想定される竜巻の最大風速は、「竜巻影響評価ガイド」を参考に、原子炉施設が立地する地域の特性等を考慮して、過去に発生した竜巻の最大風速に対し、適切な割増等を行って設定する。

日本保全学会 原子力規制関連事項検討会から「原子力発電所の竜巻影響評価について－設計風速および飛来物速度の評価－」（2014年9月9日）が報告、公開されている。この報告によれば、「設計竜巻の最大風速設定時に考慮すべき事項は、評価地点近傍の地形（起伏・地表面粗度）による漏斗雲内旋回流の増幅である。」とされている。具体例として山や丘陵地域で発生した竜巻が海側へ下りおりて進行する場合や、立地地域近傍の起伏、森林や都市域の有無により竜巻の強度が変化することが示唆されている。

本原子炉施設の場合、海岸からは遠く離れており、また、寒気流や暖気流がぶつかり合っ竜巻等を発生させるような山や丘陵地域からも遠く離れた都市域に立地している。このため、割増等を考慮すべき地域には該当せず、割増等の考慮は不要と思われる。

以上のことから想定される竜巻の最大風速は 92m/s（過去に発生した竜巻の最大風速）と設定する。

4.1.4.2 評価に用いる想定される竜巻の設定

竜巻影響評価に当たっては、想定される竜巻の特性値を設定する必要がある。ここでは「竜巻影響評価ガイド」を参考に、想定される竜巻の最大風速(92m/s)を同ガイドにおける「設計竜巻の最大風速(V_D)」と置き換え、想定される竜巻の特性値を次のとおり設定する。影響評価に当たってはこれらの特性値を用いる。特性値を以下にまとめる。

移動速度	$V_T (=0.15 \cdot V_D)$	13.8m/s
最大接線速度	$V_{Rm} (=V_D - V_T)$	78.2m/s
最大接線風速半径	R_m	30 m
最大気圧低下量	$\Delta P_{max} (= \rho \cdot V_{Rm}^2) *$	75.0 hPa
最大気圧低下率	dp/dt $(= (V_T/R_m) \cdot \Delta P_{max})$	34.5hPa/s

*：ただし、東京工芸大学報告書より $\rho=1.226 \text{ kg/m}^3$ とする)

4.1.5 設計荷重の設定

「竜巻影響評価ガイド」の記載を参考に、想定される竜巻による風圧力の設定、気圧低下によって生じる評価対象施設内外の気圧差による圧力の設定ならびに想定される飛来物の選定を行う。

4.1.5.1 想定される竜巻による風圧力の設定

想定される竜巻の最大風速による風圧力は「竜巻影響評価ガイド」の「解説 4.3.1.1.3 設計竜巻による風圧力の設定」を参考に算定する。同ガイドには次のように記載されている。

設計竜巻の水平方向の最大風速によって設計対象施設(屋根を含む)に作用する風圧力(P_D)は、「建築基準法施行令」、「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説(2004)」等を準用して、下式により算定する。なお、(2)式の V_D は最大瞬間風速であり、「建築基準法施行令」、「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説(2004)」の最大風速と定義が異なる。

$$P_D = q \cdot G \cdot C \cdot A \cdots (1)$$

ここで、 q は設計用速度圧、 G はガスト影響係数、 C は風力係数、

Aは施設の受圧面積を表し、qは下式による。

$$q = (1/2) \cdot \rho \cdot V_D^2 \cdots (2)$$

ここで、 ρ は空気密度、 V_D は設計竜巻の最大風速である。

4.1.5.2 気圧低下によって生じる評価対象施設内外の気圧差による圧力の設定

原子炉施設が閉じた施設（通気がない施設）である場合、施設内部の圧力は竜巻通過の前後で等しいとみなせる。一方、施設の外側の圧力は竜巻の通過中に変化し、施設内外に圧力差を生じさせる。この圧力差により、閉じた施設の隔壁（構築物等の屋根・壁等）に外向きに作用する圧力が生じるとみなせる。

気圧差による荷重（ W_P ）は、「竜巻影響評価ガイド」を参考に、次式により算定する。

$$W_P = \Delta P_{max} \cdot A \cdots (3)$$

ΔP_{max} ：最大気圧低下量、A：施設の受圧面積

また、原子炉施設が完全に開かれた施設である場合、施設の内圧と外圧は竜巻通過中に急速に等しくなるため、施設の内外の気圧の変化はゼロに近づくとみなせる。

4.1.5.3 想定される飛来物の選定

本原子炉施設は、都市域の学校施設構内に設置されており、幹線道路も近接していない。しかしながら、近畿大学構内に立体駐車場（本原子炉施設より約115m）を有する。この立体駐車場は3階建てであり、屋上階の駐車スペース（地上約10m）に屋根は存在しない。また、立体駐車場に駐車できる車種は普通自動車（軽自動車を含む）であるが、本原子炉施設との間に有意な遮蔽物はない。

したがって、設置場所区域内または周辺に存在し、竜巻発生に伴って飛来物として考慮すべき対象物は、車両（自動車）と考えられる。なお、車両（自動車）を保守的にトラックとし、剛体であると仮定して衝撃荷重を算定することにより、その他の飛来物（鋼材、コンクリートブロック等）を包絡できるものとする。

本原子炉施設に対し想定される竜巻はF3スケールであるが、評価

結果を保守的とするため、想定される竜巻の最大風速を 100m/s とし、対象とする飛来物のサイズや寸法、最大速度は「竜巻影響評価ガイド」を参考に、表 2 に示す設定とする。

表 2 竜巻による飛来物の設定条件

飛来物の種類	自動車（トラック）
サイズ[m]	5（長）× 1.9（幅）× 1.3（奥行）
質量 [kg]	4750
最大水平速度 [m/s]	34

4.1.5.4 設計荷重の組合せ

対象施設の評価に用いる竜巻荷重は、「竜巻影響評価ガイド」を参考に、竜巻による風圧力による荷重(W_W)、気圧差による荷重(W_P)、及び飛来物による衝撃荷重(W_M)を適切に組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 W_{T1} 及び W_{T2} は、米国 NRC の基準類を参考として設定した下式により算定する。

$$W_{T1} = W_P \cdots (4)$$

$$W_{T2} = W_W + 0.5 \cdot W_P + W_M \cdots (5)$$

ここで、(4)式及び(5)式の各変数は以下のとおり。

- W_{T1} 、 W_{T2} : 竜巻による複合荷重
- W_W : 竜巻の風圧力による荷重
- W_P : 竜巻による気圧差による荷重
- W_M : 飛来物による衝撃荷重

なお、評価対象施設には W_{T1} 及び W_{T2} の両荷重をそれぞれ作用させる。また、その他の組み合わせ荷重（常時作用している荷重、竜巻以外の雷、雪、雹、大雨等の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重等）についても検討対象とするとされているが、近畿大学原子炉施設においては、施設の設計、設置地域の気候や施設の事故評価から、特に考慮が必要な事項には該当しない。

4.1.6 想定される竜巻による荷重

原子炉施設に対する竜巻荷重を以下のとおり算定する。なお、竜巻荷重を

受ける受風面積には、本原子炉施設の見附面積を用いる。本原子炉施設の1階部分の見附面積は140 [m²]、2階部分の見附面積は78 [m²]である。

4.1.6.1 荷重 W_{T1} の算定

竜巻荷重 W_{T1} は以下のとおりに算定する。

$$W_{T1} = W_P = \Delta P_{max} \times A = 75 \times 0.1 \times A = 7.5 \cdot A \text{ [kN]}$$

これより、1階に対する W_{T1} は1050 [kN]、2階に対する W_{T1} は585[kN]となる。

4.1.6.2 荷重 W_{T2} の算定

竜巻荷重 W_{T2} は以下のとおりに算定する。なお、ガスト影響係数及び風力係数は建築基準法に基づき求める。ここで、飛来物の衝突時間 Δt は飛来物長さを水平速度で除した値とする。

$$W_{T2} = W_W + 0.5 \cdot W_P + W_M = P_D \cdot A + 0.5 \cdot W_P + m \cdot \frac{M V_{Hmax}}{\Delta t}$$

$$= \frac{1.226 \cdot 92^2}{2} \cdot G \cdot C \times \frac{1}{1000} \times A + 0.5 \times 7.5 \times A + 4750 \cdot \frac{34}{0.15} \times \frac{1}{1000} \text{ [kN]}$$

$$\Delta t = \frac{5 \text{ [m]}}{34 \text{ [m/sec]}} = 0.15 \text{ [sec]}$$

1階に対するガスト影響係数は2.57、風力係数は0.99となり、2階に対するガスト影響係数は2.49、風力係数は1.2となり、各階に対する W_W、0.5W_P 及び W_M は表3のとおりに求めることができる。

表3 各階に対する W_W、0.5W_P 及び W_M

	W _W [kN]	0.5W _P [kN]	W _M [kN]
2階	1209.2	292.5	1076.7
1階	1848.1	525	1076.7

なお、建屋の一部が損壊した場合においては、建屋内外の気圧差がなくなり W_P=0 となるため、本原子炉建屋に対して想定される竜巻による荷重は表4の通りとなる。

表 4 本原子炉建屋各階に対する竜巻荷重

	竜巻荷重 [kN]		
	W_{T1}	W_{T2} (2 階部健全時)	W_{T2} (2 階部破損時)
2 階	585	2578.4	—
1 階	1050	3449.8	2924.8

4.1.7 竜巻随件事象に対する確認

「竜巻影響評価ガイド」では、竜巻随件事象として容易に想定される事象（火災、溢水等、外部電源喪失）については、その発生の可能性について検討を行い、必要に応じてそれら事象が発生した場合においても安全機能が維持される方針であることを確認することとされている。これらの各事象については、次のように考えられ、特に影響を及ぼす状態にはない。

(1) 火災

本原子炉施設には、危険物の貯蔵所は設置されていない。

(2) 溢水等

本原子炉施設には、プールや屋外給水タンク等は設置されていない。

(3) 外部電源喪失

想定される竜巻、想定される竜巻と同時発生する雷・雹等、あるいはダウンバースト等により、送電網に関する施設等が損傷する等して外部電源喪失に至った場合においても、原子炉停止システムの停止動作は電源を必要としないため、安全機能の維持に影響は与えない。

4.2 本原子炉建屋の健全性評価

4.2.1 本原子炉建屋の水平保有耐力

想定される竜巻による荷重及び保有水平耐力を表 5 に示す。本原子炉建屋の保有水平耐力は、1 階で 2952.2 [kN]、2 階で 718.8 [kN]である(参考文献 1 を参照)。本原子炉建屋に係る竜巻荷重のうち、 W_{T1} は保有水平耐力に比べて充分小さいが、 W_{T2} は保有水平耐力に比べて大きく、特に 2 階では大きく上回っている。

表5 本原子炉建屋各階に対する竜巻荷重と保有水平耐力

	竜巻荷重 [kN]			保有水平耐力 [kN]
	W_{T1}	W_{T2} (2階部健全時)	W_{T2} (2階部破損時)	
2階	585	2578.4	—	718.8
1階	1050	3449.8	2924.8	2952.2

4.2.2 本原子炉建屋の健全性

本原子炉建屋の終局耐力つまり保有水平耐力は、想定される竜巻の気圧差による荷重に対しては健全性が確保されるが、飛来物等を考慮した複合荷重に対しては健全性の維持が困難となる。

ただし、竜巻による荷重は全て同時に発生するわけではなく、特に飛来物による衝撃荷重は竜巻発生から遅れて発生すると考える。

本原子炉施設においては、1階に比べて2階の保有水平耐力が弱く、想定される竜巻による荷重の内、風圧力による荷重（1階：1848.1[kN]、2階：1209.2[kN]）または風圧力による荷重と気圧差による荷重の複合荷重（1階：2373.1[kN]、2階：1501.7[kN]）が発生した時点で1階の健全性は維持されるが、2階の健全性は維持されない。特に気密性については（天井の破損等により）著しく損なわれ、結果的に1階は完全に開かれた状態となる。この結果、施設の内外の気圧差はゼロとなり1階に対する竜巻による荷重は風圧力による荷重と飛来物による衝撃荷重の複合荷重（2924.8[kN]）となる。この結果、1階については健全性が維持される。

4.2.3 守るべき安全機能の維持

本原子炉施設において竜巻から守るべき安全機能は「未臨界性維持」、「炉心の形成」及び「FP 拡散防止」である。当該機能を有する機器は全て本原子炉施設の1階に設置されている生体遮蔽タンクの内側に設置、または原子炉燃料体一時保管設備及び燃料板保管容器の収納庫（耐火金庫）内に保管する。

したがって、これらの機器は竜巻による荷重（飛来物による衝撃荷重を含む）を直接受けることはないが、原子炉建屋の気密性が損なわれた際の気圧差による荷重に十分耐えうる設計とする。具体的には、生体遮蔽タンク、原子炉燃料体一時保管設備の重量及び燃料板保管容器の収納庫の固縛により耐えうる設計とする。なお、燃料板保管容器の収納庫の固縛については、平成28年9月29日において原子力規制委員会に申請した「原子炉施設の変

更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 2）の一部補正について」（近大原研発第 2077 号）に記載の通りである。

4.3 各設備の竜巻荷重に対する拮抗厚さ

平成 28 年 3 月 30 日に原子力規制委員会に申請した「原子炉設置変更許可申請書の本文及び添付書類の一部補正について」（近大原研発第 2056 号、許可：原規規発第 16051112 号 平成 28 年 5 月 11 日）の添付書類八の 1.6.5 に「本原子炉施設において守るべき安全機能を有する系統及び機器は、生体遮蔽タンク及び上蓋、並びに原子炉燃料体一時保管設備及び燃料板保管容器の収納庫によって竜巻から防護する。」と記載している。

4.3.1 設定した竜巻による浮荷重

設定した竜巻（藤田スケール F3）による浮荷重は以下の通りである。詳細について参考文献（2）を参照のこと。

$$\text{浮荷重} = 11.4 \times A \text{ [kN]}$$

A : 受圧面積[m²]

4.3.2 生体遮蔽タンク

本原子炉の生体遮蔽タンクは、鋼板製円筒形タンクであり、その中心部に矩形の炉心が納められる構造となっている。タンク内部は湿砂で満たされており、湿砂の含水率は約 20% である。

砂の母材及び水の密度は、それぞれ $D_s = 3 \text{ [g/cm}^3\text{]}$ 、 $D_w = 1 \text{ [g/cm}^3\text{]}$ であるため、体積比 $R_{s/w}$ 及び湿砂の密度 D_{ws} は以下の通りとなる。

$$R_{s/w} = \frac{D_w}{D_s} \cdot \frac{1-k}{k} = \frac{1}{3} \cdot \frac{0.8}{0.2} = \frac{4}{3}$$
$$D_{ws} = \frac{4}{(3+4)} \times 3 + \frac{3}{(3+4)} \times 1 = 2.14 \text{ [g/cm}^3\text{]} = 2,140 \text{ [kg/m}^3\text{]}$$

生体遮蔽タンクに係る単位面積あたりの浮荷重 $F_{up-tank} = 11.4 \text{ [kN/m}^2\text{]}$ への拮抗限界厚さ $L_{regist-tank}$ は以下の式で算出することが出来る。

$$L_{regist-tank} \text{ [m]} = F_{up-tank} \times \frac{1}{9.8 \text{ [m/s}^2\text{]}} \times \frac{1}{D_{ws} \text{ [kg/m}^3\text{]}} = \frac{1163}{D_{ws} \text{ [kg/m}^3\text{]}}$$

上記より、想定する竜巻（藤田スケール F3）の浮荷重に対する拮抗限界厚さは 0.54 [m]となる。

4.3.3 遮蔽用上蓋

本原子炉の遮蔽用上蓋は、生体遮蔽タンク上部に設置し原子炉運転時における上方への放射線を遮蔽する設備であり、3個のコンクリート塊から構成されており、その寸法は約 1.65×1.36×0.46 [m]である。遮蔽用上蓋は、生体遮蔽タンク中央の段差のついた空隙上部設置され、空隙下部の平面寸法は 1.47×1.17m である。

竜巻による浮荷重の評価においては、遮蔽用上蓋底面の一部である生体遮蔽タンク空隙の平面積が受圧面積となる。このため、遮蔽用上蓋に係る単位面積当たりの浮荷重 $F_{up-cover} = 11.4$ [kN/m²]への拮抗限界厚さ $L_{regist-cover}$ は以下の式と普通コンクリートの密度 $D_{concrete} =$ 約 2300[kg/m³]から算出することが出来る。

$$\begin{aligned} L_{regist-cover} [m] &= F_{up-cover} \times \frac{1}{9.8[m/s^2]} \times \frac{1}{D_{concrete}[kg/m^3]} \times \frac{1.47 \times 1.17}{1.65 \times 1.39} \\ &= \frac{872}{D_{concrete}[kg/m^3]} \end{aligned}$$

上記より、想定する竜巻（藤田スケール F3）の浮荷重に対する拮抗限界厚さは 0.38 [m]となる。

4.3.4 原子炉燃料体一時保管設備

本原子炉の原子炉燃料体一時保管設備は普通コンクリートにより形成された箱状の収納庫であり、その寸法は約 130×150×96 cm であり、内部に原子炉燃料体を 12 体収納できる構造となっている。

普通コンクリートの密度は $D_{concrete} =$ 約 2300[kg/m³]であるため、原子炉燃料体一時保管設備に係る単位面積当たりの浮荷重 $F_{up-storage} = 11.4$ [kN/m²]への拮抗限界厚さ $L_{regist-storage}$ は以下の式で算出することが出来る。

$$\begin{aligned} L_{regist-storage} [m] &= F_{up-storage} \times \frac{1}{9.8[m/s^2]} \times \frac{1}{D_{concrete}[kg/m^3]} \\ &= \frac{1163}{D_{concrete}[kg/m^3]} \end{aligned}$$

上記より、想定する竜巻（藤田スケール F3）の浮荷重に対する拮抗限界厚さは 0.51 [m]となる。

5 性能評価

5.1 生体遮蔽タンク

生体遮蔽タンク内の湿砂の厚さは1.6 [m]以上であり、0.54 [m]以上であるため、生体遮蔽タンクは構造材重量のみにより想定する竜巻の浮荷重に対して健全性を維持できると評価する。

5.2 遮蔽用上蓋

遮蔽用上蓋の厚さは0.46 [m]であり、0.38 [m]以上であるため、遮蔽用上蓋は構造材重量のみにより想定する竜巻の浮荷重に対して健全性を維持できると評価する。

5.3 原子炉燃料体一時保管設備

原子炉燃料体一時保管設備の設計寸法等は表6の通りであり、全面換算厚さの合計が0.51[m]以上であるため、原子炉燃料体一時保管設備は構造材重量のみにより想定する竜巻の浮荷重に対して健全性を維持できると評価する。

表6 原子炉燃料体一時保管設備の設計寸法等

上面部の厚さ（設計寸法）[cm]	40
側面部の厚さ（全面換算厚さ）[cm]	20（北面及び南面のみ）
下面部の厚さ（設計寸法）[cm]	10
合計厚さ [cm]	70

6 結果の要約と評価

当原子炉施設への竜巻荷重が発生した場合の原子炉施設に対する影響を評価した結果、本原子炉施設の守るべき安全機能を維持できることが確認できた。このことから、原子炉施設は竜巻事象に対する設計要求を満足する。

参考文献

- (1) 構造計算書 「近畿大学原子炉施設 静的地震力に対する安全性検証」、株式会社NTTファシリティーズ 一級建築事務所関西事業本部、平成27年3月19日
- (2) 「近畿大学原子力研究所原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請

書（その2）の一部補正について」（近大原研発第2077号平成28年9月29日）添
付計算書（1）別記1「想定竜巻発生時の風圧力に関する計算」

- (3) 「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（2018）」、日本建築学会編

