JAEA-Technology 2017-033 DOI:10.11484/jaea-technology-2017-033



J-PARC核変換物理実験施設(TEF-P)安全設計書

Safety Design Report on J-PARC Transmutation Physics Experimental Facility (TEF-P)

分離変換技術開発ディビジョン

Partitioning and Transmutation Technology Division

原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター

Nuclear Science and Engineering Center Sector of Nuclear Science Research

February 2018

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。 なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地4 電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency. Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Institutional Repository Section,

Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2018

J-PARC 核変換物理実験施設(TEF-P)安全設計書

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力基礎工学研究センター 分離変換技術開発ディビジョン

(2017年11月28日 受理)

日本原子力研究開発機構では、高レベル放射性廃棄物の減容化及び有害度低減のための研 究開発を推進している。このうち、加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換に係る研究開 発を促進するため、大強度陽子加速器施設(J-PARC)の二期計画として、核変換実験施設 (Transmutation Experimental Facility, TEF)の建設が計画されている。TEF は、大強度 陽子ビームを液体鉛ビスマスターゲットに入射して核破砕ターゲットの技術開発および材料 の研究開発を行う ADS ターゲット試験施設(TEF-T)と、陽子ビームをマイナーアクチノイド 装荷体系に導入して炉心の物理的特性探索と ADS の運転制御経験を蓄積するための核変換物 理実験施設(TEF-P)で構成される。本報告書は 2 つの TEF 施設のうち TEF-P について、原子

Safety Design Report on J-PARC Transmutation Physics Experimental Facility (TEF-P)

Partitioning and Transmutation Technology Division Nuclear Science and Engineering Center Sector of Nuclear Science Research Japan Atomic Energy Agency Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 28, 2017)

Japan Atomic Energy Agency is pursuing research and development (R&D) on volume reduction and mitigation of degree of harmfulness of high-level radioactive waste. Construction of Transmutation Experimental Facility (TEF) is under planning as one of the second phase facilities in the Japan Proton Accelerator Research Complex (J-PARC) program to promote R&D on the transmutation technology with using accelerator driven systems (ADS). The TEF consists of two facilities: ADS Target Test Facility (TEF-T) and Transmutation Physics Experimental Facility (TEF-P). Development of spallation target technology and study on target materials are to be conducted in TEF-T with impinging a high intensity proton beam on a liquid lead-bismuth eutectic target. Whereas in TEF-P, by introducing a proton beam to minor actinide loaded cores, reactor physical properties of the cores are to be studied, and operation experiences of ADS are to be acquired. This report summarizes results of safety design for application of the establishment permit of one of two TEF facilities, TEF-P.

Keywords: J-PARC, Transmutation Experimental Facility, TEF, Transmutation Physics Experimental Facility, TEF-P, Safety Design Report, Proton Beam, Critical Assembly, Minor Actinide Core

1.	はじめ	k	1
2.	TEF-P /	施設の安全設計	10
	2.1 安	全設計の方針	10
	2.1.1	基本的設計方針	10
	2.1.2	原子炉施設の設計及び製作に関する基本方針	11
	2.1.3	実験用装荷物の基本方針	11
	2.1.4	遮へい設計の基本方針	12
	2.1.5	核設計の基本方針	12
	2.1.6	計測制御系統施設設計の基本方針	13
	2.1.7	火災防護に関する基本方針	13
	2.1.8	内部溢水に関する基本方針	14
	2.1.9	物理的分離に関する基本方針	14
	2.1.1	0 環境に関する基本方針	14
	2.1.1	1 強度設計の基本方針	14
	2.1.1	2 品質保証の基本方針	14
	2.1.1	3 耐津波に関する基本方針	15
	2.1.1	4 火山防護に関する基本方針	15
	2.1.1	5 外部火災防護に関する基本方針	15
	2.2 安	全機能の重要度分類	15
	2.2.1	安全上の機能別重要度分類	16
	2.2.2	分類の適用の原則	16
	2.3 耐	震設計方針	23
	2.3.1	基本方針	23
	2.3.2	耐震設計上の重要度分類	23
	2.3.3	地震力の算定法	24
	2.3.4	荷重の組合せと許容限界	24
	2.3.5	その他	25
	2.4 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	28
3.	施設·	設備の配置	61
	3.1 概	要要	61
	3.2 設	計方針	61
	3.3 主	要設備	61
	3.4 全	体配置	61
	3.5 建	物及び構築物	61

3.5.1 概要	61
3.5.2 実験棟	62
3.5.3 排気筒	62
 3.6 施設・設備の配置に関する課題等 	62
4. 原子炉及び炉心	74
4.1 概要	74
4.2 炉心構成の範囲	74
4.3 運転手順	75
4.4 機械設計及びシステム設計 '	77
4.4.1 燃料	77
4.4.2 炉心	78
4.4.3 反応度制御設備 ,	79
4.4.4 その他の主要な設備 8	82
4.5 核設計 8	82
4.5.1 概要	82
4.5.2 設計方針 8	83
4.5.3 解析 8	83
4.5.4 評価	86
4.6 原子炉及び炉心に関する課題等 8	87
5. 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備 10	00
5.1 概要	00
5.2 設計方針 10	00
5.2.1 核燃料物質貯蔵設備 10	00
5.2.2 核燃料物質取扱設備 10	01
5.3 主要設備	01
5.3.1 核燃料物質貯蔵設備 10	01
5.3.2 核燃料物質取扱設備 10	02
5.4 評価	04
5.4.1 核燃料物質貯蔵設備 10	04
	04
5.5 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備に関する課題等	10
6. 計測制御糸統施設 1.	19
6.1	19
0.2 核訂表說傭	19
0.4.1 (阮安	19
0.4.4	19
0.4.3 土安议佣 12	2U 00
0.2.4 〒1Ш12	44

	6.	3 プロ	セス計装設備	122
		6.3.1	概要	122
		6.3.2	設計方針	123
		6.3.3	主要設備	124
		6.3.4	評価	126
	6.	4 反応	度制御回路	127
		6.4.1	概要	127
		6.4.2	設計方針	127
		6.4.3	主要設備	127
		6.4.4	評価	129
	6.	5 安全	c保護回路	129
		6.5.1	概要	129
		6.5.2	設計方針	129
		6.5.3	主要設備	129
		6.5.4	評価	130
	6.	6 制銜]室等	131
		6.6.1	概要	131
		6.6.2	設計方針	131
		6.6.3	主要設備	131
		6.6.4	評価	132
	6.	7 計測	制御系統施設に関する課題等	133
7.		実験設備		140
	7.	1 実験	〕用装荷物	140
		7.1.1	概要	140
		7.1.2	設計方針	140
		7.1.3	主要設備	140
		7.1.4	評価	141
	7.	2 陽子	ビーム輸送機構	142
		7.2.1	概要	142
		7.2.2	設計方針	142
		7.2.3	主要設備	142
		7.2.4	評価	143
	7.	3 パル	~ス中性子発生装置	143
		7.3.1	概要	143
		7.3.2	設計方針	143
		7.3.3	主要設備	143
		7.3.4	評価	144
	7.	4 MA 煫	*料炉心冷却系	144

7.4.1	概要	144
7.4.2	設計方針	144
7.4.3	主要設備	144
7.4.4	評価	145
8. 放射性屏	٤棄物廃棄施設	149
8.1 概要	Ę	149
8.2 気体	×廃棄物廃棄設備	149
8.2.1	概要	149
8.2.2	設計方針	149
8.2.3	主要設備	150
8.2.4	評価	151
8.3 液体	×廃棄物廃棄設備	151
8.3.1	概要	151
8.3.2	設計方針	151
8.3.3	主要設備	151
8.3.4	評価	152
8.4 固体	×廃棄物廃棄設備	152
8.4.1	概要	152
8.4.2	設計方針	152
8.4.3	主要設備	152
8.4.4	評価	152
8.5 放身	付性廃棄物廃棄施設に関する課題等	152
9. 放射線管	管理施設	160
9.1 遮~	い設備	160
9.1.1	概要	160
9.1.2	設計方針	160
9.1.3	主要設備	160
9.1.4	評価	161
9.2 放身	1線管理設備	162
9.2.1	概要	162
9.2.2	設計方針	162
9.2.3	主要設備	162
9.2.4	評価	164
9.3 放身	†線管理施設に関する課題等	164
10. 換気空	調設備	170
10.1 概	要要	170
10.2 設	計方針	170
10.3 主	要設備	171

10.3.1	外気処理器	171
10.3.2	格納容器換気空調設備	171
10.3.3	制御室換気空調設備	171
10.3.4	管理区域换気空調設備	172
10.3.5	陽子ビーム換気空調設備	172
10.3.6	非管理区域换気空調設備	172
10.3.7	ガスタービン発電機換気設備	173
10.4 評位	бб.	173
10.5 換象	気空調設備に関する課題等	174
11. 補助施讀	ъ. 2.	181
11.1 圧約	宿空気設備	181
11.1.1	概要	181
11.1.2	主要設備	181
11.2 冷去	印水設備	181
11.2.1	概要	181
11.2.2	主要設備	181
11.3 冷涟	显水設備	182
11.4 冷冽	東機設備	182
11.5 消火	、設備	182
11.5.1	概要	182
11.5.2	主要設備	182
11.6 電気		183
11.6.1	概要	183
11.6.2	設計方針	183
11.6.3	主要設備	183
11.6.4	評価	185
11.7 課是	夏	186
12. 運転時の)異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価	192
12.1 安全	≥評価に関する基本方針	192
12.1.1	判断基準	192
12.1.2	主要な解析条件	193
12.1.3	解析に用いた計算コード	195
12.2 運車	云時の異常な過渡変化	197
12.2.1	炉心に加えられる反応度の異常な変化	197
12.2.2	陽子ビームによる中性子源強度の異常な変化	200
12.2.3	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	201
12.3 設言	+基準事故	205
12.3.1	反応度事故	205

1	2.3.2	2 臨界体系への陽子ビーム導入	209
1	2.3.3	3 環境への放射性物質の異常な放出	210
12.	4 安	全評価に関する課題等	216
13.	まとめ	っと今後の課題	231
参考	文献		234
謝 刮	滓		236
付録	A. 1	安全上の重要度分類の設定	237
付録	A. 2	炉心冷却機能喪失時の炉心温度評価	251
付録	A. 3	耐震重要度分類の設定方針	260
付録	A. 4	通常運転時及び想定事故時の敷地境界の実効線量率評価	272
付録	B.1	MA および MOX 燃料用貯蔵施設における空間線量	280
付録	B.2	収納カートリッジ運搬台車周辺の空間線量	285
付録	B.3	空調停止時の MA 燃料貯蔵庫温度評価	288
付録	C.1	安全出力系の応答に対する解析	293
付録	С.2	保護信号と保護動作	296
付録	С.3	運転操作盤の基本計画	306
付録	D.1	陽子ビーム輸送機構	310
付録	D.2	MA 燃料炉心冷却系の検討	317
付録	E.1	遮へい検討結果	346
付録	F.1	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定	358
付録	F.2	安全解析の詳細結果	375

Contents

1.	Introdu	ction	1
2.	Safety	design of TEF-P	10
	2.1 Pol	icies on safety design	10
	2.1.1	Basic design policies	10
	2.1.2	Basic policies on design and manufacturing of nuclear reactor	11
	2.1.3	Basic policies on experimental equipments	11
	2.1.4	Basic policies on shielding design	12
	2.1.5	Basic policies on nuclear design	12
	2.1.6	Basic policies on instrumentation and control system	13
	2.1.7	Basic policy on fire protection	13
	2.1.8	Basic policy on internal flood protection	14
	2.1.9	Basic policy on physical separation	14
	2.1.10	Basic policy on environment	14
	2.1.11	Basic policy on strength design	14
	2.1.12	Basic policy on quality assurance	14
	2.1.13	Basic policy on protection of tsunami disasters	15
	2.1.14	Basic policy on protection of volcano disasters	15
	2.1.15	Basic policy on protection of external fire hazards	15
	2.2 Cla	ssification based on importance of safety functions	15
	2.2.1	Classification based on importance by safety functions	16
	2.2.2	Principles of application of classification	16
	2.3 Sei	smic design policies	23
	2.3.1	Basic policies	23
	2.3.2	Seismic design classification	23
	2.3.3	Estimation method of seismic force	24
	2.3.4	Combination of load and approval limitation	24
	2.3.5	Others	25
	2.4 Min	isterial ordinance for technical standards on location, structure a	nd
	equipmen	ts of nuclear reactors for purpose of testing and research	28
3.	Locatio	n of facilities	61
	3.1 Out	line	61
	3.2 Des	ign requirements	61
	3.3 Des	ign details	61
	3.4 Ove	rall layout	61

3.5 Building and structure 61
3.5.1 Outline
3.5.2 Laboratory building 62
3.5.3 Air stack
3.6 Future tasks
4. Reactor and core
4.1 Outline
4.2 Range of core configurations
4.3 Operation procedure
4.4 Mechanical design and system design
4.4.1 Fuel
4.4.2 Core
4.4.3 Reactivity control system
4.4.4 Other major systems 82
4.5 Nuclear design
4.5.1 Outline
4.5.2 Design requirements 83
4.5.3 Analyses
4.5.4 Evaluations
4.6 Future tasks
5. Fuel handling and storage systems 100
5.1 Outline
5.2 Design requirements 100
5.2.1 Fuel storage system
5.2.2 Fuel handling system 101
5.3 Design details
5.3.1 Fuel storage system 101
5.3.2 Fuel handling system 102
5.4 Evaluation 104
5.4.1 Fuel storage system 104
5.4.2 Fuel handling system 104
5.5 Future tasks
6. Instrumentation and control system 119
6.1 Outline 119
6.2 Nuclear instrumentation system 119
6.2.1 Outline
6.2.2 Design requirements 119
6.2.3 Design details 120

	6.2.4	Evaluation	122
6	6.3 Pro	cess instrumentation system	122
	6.3.1	Outline	122
	6.3.2	Design requirements	123
	6.3.3	Design details	124
	6.3.4	Evaluation	126
6	6.4 Rea	ctivity control circuit	127
	6.4.1	Outline	127
	6.4.2	Design requirements	127
	6.4.3	Design details	127
	6.4.4	Evaluation	129
6	6.5 Saf	ety protection circuit	129
	6.5.1	Outline	129
	6.5.2	Design requirements	129
	6.5.3	Design details	129
	6.5.4	Evaluation	130
6	6.6 Con	trol room	131
	6.6.1	Outline	131
	6.6.2	Design requirements	131
	6.6.3	Design details	131
	6.6.4	Evaluation	132
6	6.7 Fut	ure tasks	133
7.	Experim	ental system	140
7	7.1 Exp	erimental equipments	140
	7.1.1	Outline	140
	7.1.2	Design requirements	140
	7.1.3	Design details	140
	7.1.4	Evaluation	141
7	7.2 Pro	ton beam transport system	142
	7.2.1	Outline	142
	7.2.2	Design requirements	142
	7.2.3	Design details	142
	7.2.4	Evaluation	143
7	7.3 Pul	sed neutron generator	143
	7.3.1	Outline	143
	7.3.2	Design requirements	143
	7.3.3	Design details	143
	7.3.4	Evaluation	144

		1 4 4
7.4 Coo	ling system for MA fuels	144
7.4.1	Outline	144
7.4.2	Design requirements	144
7.4.3	Design details	144
7.4.4	Evaluation	145
8. Radioac	tive waste treatment system	149
8.1 Out	line	149
8.2 Gas	eous radwaste treatment system	149
8.2.1	Outline	149
8.2.2	Design requirements	149
8.2.3	Design details	150
8.2.4	Evaluation	151
8.3 Liq	uid radwaste treatment system	151
8.3.1	Outline	151
8.3.2	Design requirements	151
8.3.3	Design details	151
8.3.4	Evaluation	152
8.4 Sol	id radwaste treatment system	152
8.4.1	Outline	152
8.4.2	Design requirements	152
8.4.3	Design details	152
8.4.4	Evaluation	152
8.5 Fut	ure tasks	153
9. Radiati	on management facility	160
9.1 Shi	elding	160
9.1.1	Outline	160
9.1.2	Design requirements	160
9.1.3	Design details	160
9.1.4	Evaluation	161
9.2 Rad	iation management system	162
9.2.1	Outline	162
9.2.2	Design requirements	162
9.2.3	Design details	162
9.2.4	Evaluation	164
9.3 Fut	ure tasks	164
10. Ventil	ation and air conditioning system	170
10.1 Ou	tline	170
10.2 De	sign requirements	170

10.3 Design details	171
10.3.1 Air processor	171
10.3.2 Ventilation and air conditioning system for containment vessel	171
10.3.3 Ventilation and air conditioning system for control room	171
10.3.4 Ventilation and air conditioning system for controlled area	172
10.3.5 Ventilation and air conditioning system for proton beam room	172
10.3.6 Ventilation and air conditioning system for uncontrolled area	172
10.3.7 Ventilation system for gas turbine power generation	173
10.4 Evaluation	173
10.5 Future tasks	174
11. Miscellaneous facility	181
11.1 Compressed air system	181
11.1.1 Outline	181
11.1.2 Design details	181
11.2 Coolant water system	181
11.2.1 Outline	181
11.2.2 Design details	181
11.3 Hot/cold water system	182
11.4 Freezing machine system	182
11.5 Fire control system	182
11.5.1 Outline	182
11.5.2 Design details	182
11.6 Electric facility	183
11.6.1 Outline	183
11.6.2 Design requirements	183
11.6.3 Design details	183
11.6.4 Evaluation	185
11.7 Future tasks	186
12. Safety evaluation of anticipated operational occurrences and design basi	S
accidents	192
12.1 Basic policy for safety evaluation	192
12.1.1 Acceptance criteria	192
12.1.2 Major analysis conditions	193
12.1.3 Analysis code	195
12.2 Anticipated operational occurrences	197
12.2.1 Reactivity insertion	197
12.2.2 Anticipated change of neutron source intensity by proton beam	200
12.2.3 Anticipated heat generation or removal in core	201

12.3 Design	n basis accidents	205
12.3.1 R	eactivity accidents	205
12.3.2 P	roton beam injection into critical system	209
12.3.3 A	nticipated release of radioactivity into the environment	210
12.4 Futur	e tasks	216
13. Summary an	nd future tasks	231
References		234
Acknowledgemen	nt	236
Appendix A.1	Setting of classification based on importance of safety functions.	237
Appendix A.2	Evaluation of core temperature at the time of loss of core coolin	ıg
function		251
Appendix A.3	Setting policy of seismic importance classification	260
Appendix A.4	Effective dose rate evaluation at site boundary during normal	
operation and	accident	272
Appendix B.1	Air dose rate of storage system for MA and MOX fuel	280
Appendix B.2	Air dose rate around wagon for storage cartridge	285
Appendix B.3	Temperature estimation in MA fuel storage room after stopping of ai	r
conditioning.		288
Appendix C.1	Response analysis for safety nuclear instrumentation	293
Appendix C.2	Protection signals and protection operations	296
Appendix C.3	Basic Plan of operation control panel	306
Appendix D.1	Proton beam transport system	310
Appendix D.2	Cooling system for MA fuels	317
Appendix E.1	Investigation for shielding	346
Appendix F.1	Selection of anticipated operational occurrences and design basi	S
accident		358
Appendix F.2	Detail of results of safety analysis	375

執筆分担

第1章 辻本 和文、西原 健司、福島 昌宏 第2章 福島 昌宏、田澤 勇次郎、江口 悠太 菅原 隆徳、西原 健司 第3章 第4章 福島 昌宏、江口 悠太、大泉 昭人 第5章 西原 健司、福島 昌宏 第6章 田澤 勇次郎、西原 健司 第7章 福島 昌宏、西原 健司 第8章 菅原 隆徳、西原 健司 第9章 菅原 隆徳、西原 健司 第10章 菅原 隆徳、西原 健司 第11章 菅原 隆徳、西原 健司 第12章 方野 量太、大泉 昭人、福島 昌宏 第13章 辻本 和文、西原 健司、福島 昌宏 付録 A 福島 昌宏、田澤 勇次郎、岩元 大樹 付録 B 西原 健司、田澤 勇次郎 付録 C 田澤 勇次郎、西原 健司 福島 昌宏、西原 健司 付録 D 菅原 隆徳、西原 健司、岩元 大樹 付録 E 付録 F 方野 量太、福島 昌宏

This is a blank page.

1. はじめに

日本原子力研究開発機構(原子力機構)では高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減 を目的とした分離変換技術の研究開発を実施している。その中で原子力科学研究部門では、 高レベル放射性廃棄物から分離される放射性物質のうち、特に放射性毒性が大きく、寿命の 長いマイナーアクチノイド(MA)を核分裂反応で短寿命化するために、加速器駆動システム (ADS)の研究開発を実施している。ADSの技術開発に関してはこれまで核設計、プラント設 計等の基礎的な段階に留まっているが、これを準工学規模の段階に引き上げるために、J-PARC において核変換実験施設(Transmutation Experimental Facility, TEF)の建設が計画され ている。TEFは核変換物理実験施設(Transmutation Physics Experimental Facility, TEF-P) およびADSターゲット試験施設(ADS Target Test Facility, TEF-T)の2施設で構成される。 TEF-P施設は、小出力の原子炉である臨界実験装置であり、高速中性子体系での臨界実験とと もに、陽子ビームを導入して核破砕中性子源で未臨界状態の原子炉を駆動した際の様々な特 性を実験的に検証するための施設であり、kgオーダーのMAを炉心に装荷できることと、高速 未臨界炉心に陽子ビームを入射できること、の2点を世界で初めて達成する施設となる。

TEF-Pは、図1-1及び図1-2に示すように、既存のFCA施設と同様な水平2分割型の臨界実験装 置である。各1/2格子管集合体は四角柱の格子管を直方体状(35行×35列)に積み重ねたもので ある。このうち一方が、移動側1/2格子管集合体として移動テーブル駆動機構に接続されてい る。実験目的に応じてウラン燃料板及び模擬板が装填された炉心物質装填用引出し等を、各々 の格子管に装荷することにより炉心を構築する。ピン状のMA燃料等の装荷には専用のカラン ドリアを用いる。また、炉心には、制御棒安全駆動機構に接続された制御安全棒が配置され る。制御安全棒は他の炉心物質装填用引出しと同様に燃料板及び模擬板が装填される。通常 運転時には、移動側1/2格子管集合体を、固定側1/2格子管集合体に近接(前進)して密着さ せる。また、制御安全棒のうち安全棒を常時完全挿入状態とし、運転条件に応じて制御棒を 所定の位置まで挿入する。なお、スクラム時には、移動側1/2格子管集合体が分離(後退)し て、かつ制御安全棒が圧縮空気により全引抜かれることで、炉心を未臨界状態へ移行するこ とができる。

これまでのTEF-P施設に対しては、施設の概略仕様^[1]、臨界実験装置仕様と陽子ビーム導入 機構^[2]、陽子ビーム導入部の安全性の考え方など、基本的な安全設計方針^[3]、高い放射能を 有するMA燃料の取扱概念^[4]などの検討が行われてきた。MA燃料の取扱概念については、更に 模擬燃料を用いた要素試験によって検証が行われている^{[5],[6],[7]}。

本安全設計書は、これまでの検討を踏まえ、2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故 以降に強化された新たな規制基準に対応すると共に、TEF-Pで使用を想定していたFCA施設の 一部燃料の米国への移送や、MA燃料取扱概念の検討結果による設計変更を反映し、安全設計 を実施した結果をまとめたものである。

TEF-P施設は試験研究用原子炉施設であり、「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」に基づく設置許可申請においては、「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)に適合することが要求される。本安全設 計書は、これらに対する適合を示す原子炉施設の安全設計に関する説明書並びに、原子炉施 設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整 備に関する説明書に相当するものである。

原子炉施設の安全設計に関する説明書に相当する部分では、まず、2章で法律・法令・規則 の要求に適合するための安全設計方針を述べる。また、2章では各設備の設計に必要となる安 全機能の機能別重要度分類、並びに、耐震設計上の重要度分類も示す。3章から11章では、TEF-P 施設を構成する施設・設備等(表1-1)に対する安全設計について説明する。各章では2章に 基づいた安全上の設計方針を示し、続いて具体的な主要設備を述べる構成となる。12章では、 TEF-Pにおいて考慮すべき運転時の異常な過渡変化および設計基準事故の抽出と、各々に対す る外部への影響などの安全評価結果を示す。13章では、今後の課題についてまとめる。

施設・設備等					説明 箇所
TEF-P 施設 建屋	実験棟 排気筒	原子炉建屋 炉室 燃料取扱室 燃料貯蔵庫 制御室 換気空調機械室 電気室 他	連続ウラン会尾燃料		3
	燃料	薄板状燃料 ピン状燃料 ブロック状燃料	 		4.4.1
	炉心	格子管集合体 模擬物質 炉心物質装填用引出し カランドリア	移動側 1/2 格子管集合体 固定側 1/2 格子管集合体		4.4.2
原子炉本体	反応度制御 設備	反応度調整系	制御安全棒装置 移動テーブル装置	制御棒駆動機構 制御棒 圧縮空気系 移動テーブル 移動テーブル駆動 機構(前進)	
		原子炉停止系	制御安全棒装置 移動テーブル装置	安全棒駆動機構 安全棒 圧縮空気系 移動テーブル 移動テーブル駆動 機構(後退)	4. 4. 3
	その他の設備	TEF-P 起動用の中性子源 中性子源駆動装置 核破砕中性子発生用の ターゲット			4.4.4
核燃料物質 貯蔵設備	燃料貯蔵庫	 濃縮ウラン用貯蔵庫 天然ウラン・劣化ウラン 用貯蔵庫 MA 燃料用貯蔵庫 MOX 燃料用貯蔵庫 			_
	燃料貯蔵棚	 バードケージ用貯蔵棚 キャビネット 燃料ブロック用貯蔵棚 MA 燃料用貯蔵棚 MOX 燃料用貯蔵棚 			5

表1-1 本安全設計書で述べる施設・設備等(1/5)

表1-1 本安全	設計書で述べる	5施設・	設備等(2)	/5)
----------	---------	------	--------	-----

施設・設備等				説明 箇所	
核燃料物質 取扱設備	燃料移送機	燃料移送装置 燃料装填作業台 燃料識別装置	エアロック配管 専用台車 駆動機構		
	MA 燃料装荷 装置	 			5
	MA 燃料遠隔 取扱装置	ッレーン 収納カートリッジ 取扱機構 クレーン 遮へい扉 収納カートリッジ 運搬台車 燃料識別装置			
	核計装設備	安全保護系	起動系 運転系対数出力系 運転系線型出力系 安全出力系		6.2
計測制 御系 統施設	プロセス計装 設備	安全保護系	 制御安全棒シリンダ圧力 テーブル密着後の離脱 地震 停電 炉室扉開放 燃料送管ハッチ開放 補助出入口開放 換気系バタフライ弁開放 手動スクラム MA燃料炉心冷却系動作状態 隔離弁開放 ビームシャッタ開放 制御安全棒挿入位置 テーブル位置 炉心温度計 粒射線線量率計 		6.3
	反応度制御 回路	制御棒駆動装置制御 回路 移動テーブル駆動装 置前進時制御回路 インターロック	 運転モード切替 他 		6.4

施設・設備等				説明 箇所
スクラム回路				
	安全保護回路	スクラム遮断器		6.5
		監視装置		
計測制御系		監視操作設備		
統施設		緊急停止ボタン		
	制御室等	監視盤		6.6
		安全スイッチ		
		停止確認表示装置		
		反応度価値測定用サン		
	実験用装荷物	プル		7 1
	200011201111	可動装荷物駆動装置		
		その他の装荷物		
		陽子ビーム輸送管		_
		二次容器隔離弁		_
		PT 隔離弁		
		偏向電磁石		
		四極電磁石		
	阻エビーム	ステアリングコイル		
	励」 し ム 輸送機構	ビームダンプ		7.2
実験設備	111110110011月	炉室ビームモニタ		
		調整用ビームモニタ		
		ビーム出力調整装置		
		ビームシャッタ		
		陽子ビーム導入窓		
		ターゲット窓		
	パルス中性子	加速管		7 9
	発生装置	制御機器		1.3
	MA 燃料炉心	冷却室		
		送風機		7.4
	冷却系	ダンパ		1.4
		フィルタ		
		按如应职鉴层应调到供	炉内排気系	
		俗祔谷奋揳风空祠砇慵	炉外排気系	
			管理区域排気系	
	卢什成素师	竺田区村協厂売 調訊/#	燃料取扱・装填用フード	
	风 仲廃来初 成	官理区域換风空詞設備	排気系	8.2
安宁学校	<u> </u>		グローブボックス排気系	
加 州 住 庑 未 物 広 奋 祐 沿		陽子ビーム換気空調設	唱スビーム排写系	
初先来旭政		備		
		排気筒		
	液体廃棄物	成法 ない / カ		0.2
	廃棄設備	産ャクシク		0.0
	固体廃棄物			Q 1
	廃棄設備			0.4
		后室時に上る確へい	一次容器室	
		が主堂による巡いい	二次容器室	
放射線管理	遊へい設備	核燃料物質貯蔵設備及		0.1
施設		び取扱設備の遮へい		9.1
		放射性廃棄物廃棄施設		
		の遮へい		

表 1-1 本安全設計書で述べる施設・設備等(3/5)

施設・設備等				説明 箇所	
		制御室の遮へい			
	遮へい設備	実験棟外壁の遮へい			9.1
		ビーム輸送室の遮へい			
				出入管理設備	
				汚染管理設備	
				放射能測定設備	
			放射線管理関係設備	個人被ばく管理	
放射線管理				設備	
施設	放射線管理	屋内管理設備		放射線防護設備	
	設備			作業環境モニタ	9.2
				リング設備	
			放射線監視設備	放射線サーベイ	
				設備	
			#気筒モニタリング設備		
		屋外管理設備	与兔鉬測設備		
	从氨机理哭		风冬晚倒以開		
	アドメバス已上部	后内经与玄			-
	拔如索聖擁有	FPI和 X示 后内 百 年 理 理 和 继			{
	俗約谷奋換风	<u> 炉内舟循泉祠</u> 和機 美国コントローラ			-
	空詞說慵	定圧コントローノ			-
		炉外吸风术			-
	制御室換気 空調設備	制御室指気光			10
		制御至排気光			
		制御至冉佰埬糸			
		官埋区域給気糸			
		燃料貯蔵庫換気空調系	空気調和機		
換 気空調	管理区域換気		送風機		
設備	空調設備	発熱性燃料貯蔵庫換気	空気調和機		
		空調系	送風機		
			切替ダンパ		-
	陽子ビーム換 気空調設備	陽子ビーム給気系			
	非管理区域换	非管理区域給気系			
	気空調設備	非管理区域排気系			
		ガスタービン発電機給			
	ガスタービン	気系			
	発電機換気系	ガスタービン発電機域			
		排気系			
		空気圧縮機			
		空気槽			
	圧縮空気設備	フィルタ			11.1
		除湿機			1
		他			
		ALC TT ALC IN A LOD IN THE	大気開放式冷却塔		
補助施設		常用冷却水設備	冷却水ポンプ		11.2
	冷却水設備		大気開放式冷却塔		
		非常用冷却水設備	冷却水ポンプ		
		空冷ヒートポンプチラー	1 1 4 - 4 - 1 - 2 - 2		
	冶温水設備	ポンプ		1	11.3
	17 血小 议 佣 小	調和機			
	1	H/H /] H]/X	1		1

表 1-1 本安全設計書で述べる施設・設備等(4/5)

施設・設備等				説明 箇所	
		冷媒圧縮機			
	伶倮機設慵	冷媒凝縮器			11.4
		自動火災報知設備			
			工業用水受槽		
		昆山 从 业 人 扒 迅 准	電動消火ポンプ		
		<u> </u>	消火ポンプ起動装置		
			屋内外消火栓		
	消火設備		ハロゲンボンベ		11.5
		いったいなりがしきが	噴射配管		
		ハロケン化物消火設備	起動装置		
			警報装置		
		消火器			
堵曲按凯		アルゴンガス消火設備			
桶助旭設			商用電源設備		-
	電源設備非常用電			非常用発電機	
		電源設備	非常用電源設備	無停電電源装置	
				蓄電池	
			燃料タンク	11. 4	
		避雷設備			
	電気設備		保安灯		11.6
		非借用照用設備	非常用照明灯		
		が市内県の取用	誘導灯		
			仮設照明		
			放送設備		
		通信連絡設備	固定電話		
			携帯電話		

表 1-1	本安全設計書で述べる施設	 設備等(5/5)







2. TEF-P 施設の安全設計

TEF-P施設は、「2.1 安全設計の方針」のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料 物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。)及び放射線障害 防止法等の関係法令の要求に適合する設計とする。

TEF-P施設は、発電用原子炉施設や研究用原子炉施設と原子炉の基本的な原理、計測制御、 放射性廃棄物の管理、放射線管理などについては同様であるが、炉心構成(体系)や運転 形態が異なり、次のような特徴を有している。

- (1) TEF-P施設は、ウラン燃料、MA燃料及びMOX燃料並びに種々の模擬物質を組み合わせる ことによって多様な燃料組成を模擬し、模擬対象の領域又は炉心全体の特性を測定する ことを目的とする臨界実験装置(炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等 原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する用 に専ら供するもの)であり、例外的に2日にまたがる場合を除き、複数日にわたる連続運 転は行わない。
- (2) TEF-P施設の炉心は、炉心構成、核的制限値及び炉心特性の範囲内において、実験計画 に基づき板状及びピン状燃料の種類、数量及び配置、種々の模擬物質の種類、数量及び 配置並びに減速材燃料体積比、原子炉停止系(安全棒駆動装置)の配置、核計装の配置、 実験設備等(実験用装荷物)の種類及び配置を変更する。
- (3) TEF-P施設の反応度制御(通常運転時)は、制御安全棒の他に移動テーブル駆動機構を備 える。制御安全棒は燃料で構成され、通常はモータで駆動し、制御棒の位置を調整する ことにより反応度制御を行う。これにより、制御棒による炉心内中性子束分布の局所的 な歪みを排し、核的安全性を確保しつつ臨界量等の核特性を測定できる。また、緊急停 止時には、制御安全棒が空気圧で引き抜かれ、移動側集合体の後退により集合体が分離 し、深い未臨界状態を確保できる利点がある。
- (4) TEF-P施設は、炉出力が小さいため核分裂生成物の蓄積量が極めて少ない。ただし、MA 燃料を使用する際には、その崩壊熱を除去するために運転中の炉心及び運転停止後の冷 却設備を必要とする。
- (5) 陽子ビームを用いた加速器駆動システムの実験を未臨界状態で行う。

2.1 安全設計の方針

2.1.1 基本的設計方針

- (1)通常運転時において、TEF-Pの建設を計画している原子力科学研究所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者に対する放射線被ばくについては、原子炉等規制法に定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えないようにするとともに、合理的に達成できる限り低くするように設計する。
- (2)原子炉施設は、設計、製作、建設及び運転を通じて信頼性の高いものとし、運転員の 誤操作等による運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対しては、警報により運転 員が措置し得るとともに、もしこれらの修正動作が取られない場合にも、安全保護系の

動作により、過渡変化が安全に終止するように設計する。

(3) 万一設計基準事故が発生した場合にも原子力科学研究所周辺の一般公衆に著しい放射 線被ばくのリスクを与えないように設計する。

なお、TEF-P施設については、内蔵する核分裂生成物の量が僅少であることから、万一 設計基準事故が発生した場合にも周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないこ とを確認する。

- (4)安全施設は、想定される地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落 雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象によっても、その安全 機能が損なわれないように設計する。
- (5)安全施設は、敷地及びその周辺において想定される飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の原子炉施設の安全性を損なうおそれがある事象であって人為によるものに対して、その安全機能が損なわれないように設計する。また、原子炉施設は、安全施設に対する第三者の不法な接近等に対し、これを防御できるように設計する。
- (6) 原子炉施設には、標識を設置した安全避難通路、避難用照明、通信連絡設備等を設け る。

2.1.2 原子炉施設の設計及び製作に関する基本方針

原子炉施設の安全性を確保するため、設計及び製作において、次に示す事項を考慮する。

- (1)安全施設は、その果たすべき機能について安全上の重要度に応じて分類し、「試験研究の用に供する原子炉施設等の位置、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。)の要求に適合した設計を行う。また、安全機能を有しないものについては、十分余裕を持った設計を行う。
- (2) 製作の過程においては材質を吟味し、厳重な検査を行う。また、安全施設は、設置時 及び運転開始後も、安全上の重要度に応じて試験又は検査を行い、その性能を確認する。

2.1.3 実験用装荷物の基本方針

炉心構成、核的制限値及び炉心特性の範囲内において、実験計画に基づき格子管集合体 に装荷する実験用装荷物は、次に示す事項を考慮する。

- (1)実験用装荷物は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計とする。大型の可燃性材料を使用する場合は、火災防護を考慮した設計とする。
- (2)実験用装荷物は、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持される設計とする とともに、原子炉の運転中に電気的若しくは機械的な発熱、炉内構造材との接触又は中 性子照射によって変形や状態変化することなく、格子管集合体や燃料に損傷を与えない 設計とする。
- (3) 可動式(駆動装置による移動)の実験用装荷物は、安定して駆動制御できる設計とす るとともに、反応度添加量を制限する。
- (4) 放射性物質を内蔵する実験用装荷物は、密封性を考慮した設計とする。

- (5) 実験設備等は、原子炉の安全上必須の事項について、制御室で監視できる設計とする。 制御室と実験設備等設置されている場所との間は、安全上の連絡ができる設計とする。
- (6) 種々の反応度価値測定用サンプルは、種類に応じて反応度添加量を制限し、いかなる 場合においても核的制限値に関する炉心特性範囲内に制限する。
- (7) 陽子ビーム導入は未臨界状態で行い、ビーム出力に応じて最小未臨界度を制限すると ともに、陽子ビーム導入中は炉心に正の反応度が加わらないように制御棒が挿入¹できな い設計する。

2.1.4 遮へい設計の基本方針

遮へい設備は、炉室壁、核燃料物質貯蔵設備、陽子ビームダクトの外壁等から構成し、 原子力科学研究所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の被ばくを低減するものであり、 遮へい設計は次の方針により行う。

- (1)原子力科学研究所周辺の一般公衆が受ける被ばく線量については、「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号。以下「線量告示」という。)」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるように必要な遮へいを設ける。
- (2) 通常運転時、燃料取扱時、保守時等において、放射線業務従事者等が受ける被ばく線 量が「線量告示」に定められた線量限度を超えないように必要な遮へいを設ける。
- (3) 遮へい設計では、放射線業務従事者等が立入る場所において、各関係場所への立入頻度、滞在時間等を考慮し、各区画に線量当量率の基準を設け、放射線業務従事者等の被ばく線量を管理する。

2.1.5 核設計の基本方針

TEF-P施設は、水平2分割型の臨界実験装置であり、分割された各1/2格子管集合体は四角 柱の格子管を直方体状(35行×35列)に積み重ねたものである。各々の格子管には、炉心を 形成するための燃料板及び構造材、冷却材、減速材等の模擬板を任意に装填できる炉心物 質装填用引出し又はピン状燃料装填用のカランドリアを挿入する。炉心構成は、実験目的 に応じて種々変更される。各々の1/2格子管集合体はテーブル上に固定されており、テーブ ルの一つはベッドと一体構造となっているが、もう一つのテーブルは移動テーブル駆動機 構によってベッド上を移動できる。各々のテーブルには1/2格子管集合体を構成するための 締付枠及び制御安全棒駆動機構の支持板及び支持枠が設けられている。制御安全棒は他の 炉心物質装填用引出しと同様に、内部に燃料板並びに模擬板を装填した引出しであり、格 子管内を水平方向に炉心に挿入及び引き抜かれる。制御安全棒のうち、2組は制御棒として 使用する。炉心は、安全棒を炉心に全挿入の上、2つの1/2格子管集合体を近接して密着さ せ、制御棒を炉心へ挿入することにより構成する。核設計は、次の方針により行う。

(1) 炉心の反応度制御は、制御棒の挿入位置を調整することにより行う。制御棒駆動機構

¹ TEF-P では、高速炉臨界集合体 FCA と同様な設計として、制御安全棒を燃料で構成することで、制御 安全棒の挿入により正の反応度が添加させる設計となっている。

は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の状態変化等による反応度変化を調整し、 所要の運転状態に維持し得るように設計する。また、原子炉の停止は、原子炉停止系で ある制御安全棒駆動機構及び移動テーブル駆動機構により行う。通常停止は、制御棒を 全引抜き後、移動テーブルを後退及び安全棒を全引抜きにより行う設計とする。また、 スクラム時の停止は、制御安全棒が圧縮空気により引き抜かれるとともに、移動テーブ ルの後退により、速やかに炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持で きるように設計する。制御安全棒駆動機構と移動テーブル駆動機構は、機構の異なる独 立した系統として設ける。

- (2) 炉心は、それに関連する原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を損なうおそれ がないように設計する。
- (3) 炉心を構成する燃料以外の構成要素及び炉心周辺に位置する構成要素は、通常運転時 及び異常状態において原子炉の安全停止を確保しうる設計とする。
- (4) 陽子ビーム導入は未臨界状態で行い、陽子ビーム導入中は炉心に正の反応度が加わら ないように設計する。
- (5) 燃料及び炉心を構成する機器等は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の変 化を考慮しても、その健全性を損なうおそれがないように設計する。

2.1.6 計測制御系統施設設計の基本方針

- (1) 計測制御系統施設には、中性子束、各種プロセス量等を連続して計測する核計装設備 及びプロセス計装設備を設ける。
- (2)計測制御系統施設は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心及び それに関連する系統の健全性を確保するために重要な中性子束等のパラメータを監視す るとともに、適切な予想範囲に維持制御するために必要な対策を講じ得るよう設計する。 反応度制御回路は、誤操作等による異常な反応度添加を防止するためのインターロッ クを設ける。
- (3)安全保護系は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を備えた設計とし、その系統 を構成する機器の単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統 の安全機能を達成できるよう設計する。

2.1.7 火災防護に関する基本方針

火災により原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下に示す火災の発 生防止、火災検知及び消火並びに火災影響の軽減の三方策を適切に組み合わせて設計する。 また、原子炉施設内で火災が発生した場合には、直ちに原子炉停止、初期消火、外部への 通報等の対応を行う。

- (1) 火災の発生防止
 - ・不燃性材料(金属、コンクリート)又は難燃性材料の使用
 - ・電気設備の保護継電器及び避雷設備の設置

- ・炉室や燃料を貯蔵する部屋への可燃性資材の持込制限
- (2) 火災検知及び消火
 - ・消火設備(自動火災報知設備、屋内外消火栓設備、連結散水設備、ハロゲン化物消火 設備及び消火器)の設置
- (3) 火災影響の軽減
 - ・電線管によるケーブルの保護及び隔離
 - ・設備機器の区画配置
 - ・可燃性の資材又は廃棄物の金属製容器への収納又は貯蔵

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させ るための機能を損なわないように設計する。

2.1.8 内部溢水に関する基本方針

原子炉施設内で溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわないように設計する。 また、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって、放 射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいすることを防止できるように設計する。

2.1.9 物理的分離に関する基本方針

安全施設で、多重性又は多様性を確保し、及び独立性が要求される系統は、必要に応じ て、各系統をそれぞれ互いに機器、配管、ケーブル等を十分な距離をとって分離配置する か、又は障壁を設ける等によって、万一一方の系統が火災や機器、配管等の破損等により 運転不能になっても、他の系統にその影響が波及して、その安全機能を損なうおそれがな いように設計する。

2.1.10 環境に関する基本方針

安全施設は、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、それぞれ が設置される場所に応じた圧力、温度、静的荷重あるいは動的荷重に関する環境条件下で、 所定の機能を維持できるように設計する。

2.1.11 強度設計の基本方針

安全施設の設計、材料の選定については、安全上適切と認められる規格及び基準による とともに、自重、内圧、外圧、熱荷重、地震荷重等の条件に対し、十分な強度を有し、か つ、その機能を維持できるように設計する。

また、荷重の組合せと許容応力については、「日本機械学会発電用原子力設備規格」、「原 子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601、同補)、「建築基準法」、「日本建築学会各種構造 設計及び計算規準」等に準拠するものとする。

2.1.12 品質保証の基本方針

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。

- (1) 品質保証活動に参画する組織、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。
- (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。
- (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。
- (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。
- (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。
- (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。

2.1.13 耐津波に関する基本方針

TEF-P施設は耐震Sクラスに属する施設を有しないことから、供用中に当該施設に大きな 影響を及ぼすおそれがある津波として、行政機関により評価²された津波による遡上高さ (T.P.+約6m)を考慮しても、安全機能を損なわないように設計する。ただし、TEF-P施設 はT.P.約+15mに位置するため影響はない。

2.1.14 火山防護に関する基本方針

将来の活動可能性が否定できない火山について、TEF-P施設の安全機能に影響を与える可 能性のある火山事象を抽出した結果²、該当する火山事象は降下火砕物のみであり、その影 響に対して、安全機能を損なわないように設計及び管理する。

2.1.15 外部火災防護に関する基本方針

外部火災で想定する森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機落下による火災 に対して影響評価を実施し、原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損な わないように設計する。

2.2 安全機能の重要度分類

TEF-P施設の安全機能の重要度を、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審

² STACY 施設の設置許可申請書^[8]の添付書類六を参考にした。

査指針」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本 的な考え方」に基づき、かつ、低出力炉における重要度分類例を参考に、TEF-P施設の特徴 を十分踏まえて次のように定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切 に設計する。

2.2.1 安全上の機能別重要度分類

安全施設を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の二種に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線 業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。(異常発生防止系、以下「PS」 という。)
- (2)運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、この拡大を防止し、又はこれを 速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過 度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの。(異常影響緩和系、以下「MS」 という。)

また、PS 及び MS のそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、それが有する安全機能の重要度に応じ、表 2.2-1 に示すように、三つのクラスに分類する。

上記に基づく原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を表 2.2-2 に示す。各クラスに属 する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本設計方針は、確立された設計、建設及び 試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目 標を達成できるようにする。

クラス1:合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2:高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3:一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 なお、TEF-P施設にクラス1に属する安全施設はない³。

2.2.2 分類の適用の原則

試験研究用等原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を具体的に適用するに当たっては、 次によることとする。

- (1)安全機能を直接果たす構築物、系統及び機器(以下「当該系」という。)が、その機能 を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器(以下「関連系」という。)の範囲と分類は、次の各号に掲げるところによるものとする。
 - a. 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するもの とみなす。
 - b. 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために

³ 安全解析予備検討における全機能喪失を想定した事象(MA 燃料の冷却機能喪失の健全性)の評価から、TEF-P では、その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがなく、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれがないと考えられる。このため、クラス1に該当する構築物、系統及び機器はなく、クラス2又はクラス3に分類されることとなる。詳細は付録A.1及び付録 A.2を参照のこと。

必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該 系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。

- (2) 一つの構築物、系統及び機器が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべき全ての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- (3)安全機能を有する構築物、系統又は機器は、これら二つ以上のものの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。
- (4)重要度の異なる構築物、系統又は機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

安全機能を有しない 構築物、系統及び機器			安全機能以外の機能 のみを行うもの
施設	異常の影響緩和の 機能を有するもの (MS)	MS — 1 MS — 2 MS — 3	
安全:	異常の発生防止の 機能を有するもの (PS)	PS 1 PS 2 PS 3	
能による分類		クラス 1 クラス 2 クラス 3	蔡物、
機	重要度による分類	安全に関連する 構築物、系統及び 機器	安全に関連しない構 系統及び機器

表 2.2-1 安全上の機能別重要度分類
備考	しな生滅	しな半減	該当なし		
構築物、系統及び機器	I	I	Ι		
安全機能	I	I	I		
定義	その損傷又は故障により発生する 事象によって燃料の多量の破損を引 き起こすおそれがあり、敷地外への著 しい放射性物質の放出のおそれのあ る構築物、系統及び機器	 1) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆 への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器 	2) 安全上必須なその他の構築物、系 統及び機器		
分類	PS-1	ج ۱ MS-1			

表 2.2-2 TEF-P 施設の安全上の機能別重要度分類(1/4)

Ĺ	出来	łł	→ 大藤式		¥ 刑
5	び親	近 載	女主機能	伸発物、糸枕及い機奋	11月 - 今
		국 개 ≫	過剰な反応度の添加防止	制 御棒駆動機構 移動テーブル駆動機構(前進)	
	6 – 30	ての損傷メは政陣により無土。 る事象によって、燃料の多量の 破損を直ちに引き起こすおそれ	炉心の形成	格子管集合体 燃料	
	2	はないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある 構築地のをなみび継号	放射性物質の貯蔵	MA 燃料用貯蔵庫 MOX 燃料用貯蔵庫	
ケニ			燃料を安全に取り扱う機能	MA 燃料装荷装置 MA 燃料遠隔取扱装置	
ν K α		1) PS-2の構築物、系統及び機器 の損傷又は故障が及ぼす敷地	原子炉の緊急停止及び 未臨界維持	安全棒駆動機構 移動テーブル駆動機構(後退)	
	MS 2	周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	工学的安全施設及び停止系への 作動信号の発生	核計装設備のうち全保護系 プロセス計装設備のうち安全保護系 安全保護回路	
		2) 異常状態への対応上特に重要 な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状況の把握、 緊急時対策上重要なもの	放射線監視設備	
		3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	I	1	該当なし

(4)
ો
し、
142
世代
ĦΚ
₩Ħ
변계
教
6
$\langle H \rangle$
丧
6
短期
南
Ц. П
TEF
-2
~
\sim

表

10	合体 上 部 に	荷時に				お 動 物 で し し し し し し し し し し し し し			
備考	*1 格子管集 又は炉心の 固定するもの	* ² MA 燃料装限る				*3 実験用装荷 動装荷物駆動 は、格子管集 又は炉心の 固定するもの			
構築物、系統及び機器	実験設備のうち実験用装荷物*1 TEF-P 起動用の中性子源 炉心物質装填用引出し カランドリア	MA 燃料炉心冷却系*2	核燃料物質貯蔵設備 液体廃棄物廃棄設備 固体廃棄物廃棄設備	発熱性燃料貯蔵庫換気空調系	燃料移送機のうち燃料移送装置、 燃料構送り装置、燃料昇降装置	反応度制御回路 核計装設備のうち計測制御系 プロセス計装設備のうち計測制御系 実験設備のうち実験用装荷物*3、 陽子ビーム輸送機構のビーム出力調 整装置	圧縮空気設備		
安全機能	「行心の形成 加 燃料炉心の冷却 放射性物質の貯蔵 燃料を安全に取り扱う 機能 プロセス計測、制御 防射性物質の閉じ込め、								
定 義	 1) 異声状態の起因事象となるもの であって PS-1、PS-2 以外の構築物、系統及び機器 2) 原子炉減速材及び機器 								
分類	PS BS BS								
	J IN K co								

表 2.2-2 TEF-P 施設の安全上の機能別重要度分類(3/4)

JAEA-Technology 2017-033

備考	**「制御棒挿入」及 び「移動側テーブ ル駆動」 *5 スクラム時の陽 子ビーム停止機能							
構築物、系統及び機器	反応度制御回路のうちインターロック* ⁴ 陽子ビーム輸送機構* ⁵	発熟性燃料貯蔵庫換気空調系	二次容器室 換気空調設備 炉内外排気系 陽子ビーム排気系 管理区域排気系 然料取扱・装填用フード排気系 ガローブボックス排気系 排気筒 腸子ビーム輸送機構のうち二次容器隔 離弁、ビームシンヤッタ	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	安全スイッチ	非常用電源設備		
安全機能	出力上昇の抑制機能	貯蔵中の WA 燃料及び MOX 燃料の冷却	貯蔵中の MA 燃料及び MOX 燃料の冷却 あ射性物質の閉じ込め、 進へい及び放出低減 非接味の 把握、緊急時対策上重要 なもの					
后 幾	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	2) 異常状態への対応上必要な 構築物、系統及び機器						
小攤	W S N							
~	グラス3							

表2.2-5 TEF-P施設の安全上の機能別重要度分類(4/4)

2.3 耐震設計方針

2.3.1 基本方針

TEF-P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。

- (1) TEF-P施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度(以下「耐震重要度」という。)に応じて分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。
- (2) 建物・構築物は、耐震重要度に応じて定める地震力が作用した場合においても当該施設を +分に支持することができる地盤に設置する。
- (3) 静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるよう設計する。
- (4) Bクラスの各施設は、共振するおそれのないように設計する。

2.3.2 耐震設計上の重要度分類

TEF-P施設の耐震設計上の施設別重要度を、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から、次のように分類する。

- (1) 分類の原則
 - Sクラス…… 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ば く(安全機能の喪失による周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故あ たり5mSvを超えること)を与えるおそれのある設備・機器等を有する 施設。
 - Bクラス…… 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラスと比べて小 さい施設。
 - Cクラス…… Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の 安全性が要求される施設。
- (2) クラス別施設

TEF-P施設は、施設全体に関する耐震重要度分類(許可基準規則解釈に示される耐震Sクラ ス原子炉施設選定フロー)において、安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれがある 津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)を想定したときの一般公衆に対す る放射線影響が小さい原子炉施設であり、Bクラス対象設備・機器等の検討が必要な原子炉施 設に該当する。

TEF-P施設におけるBクラス及びCクラスの設備を以下に示す⁴。

⁴ 耐震重要度分類のクラス分け設定の詳細は付録 A.3 を参照のこと。

- Bクラス
 - i)原子炉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、及び原子炉の 停止状態を維持するための設備
 - ii) 閉じ込め機能を有する設備
 - iii) 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
 - iv)その他の重要な設備
- ② Cクラス

上記Bクラスに属さない設備

上記に基づくTEF-P施設におけるクラス別施設を表2.3-1に示す。同表には、当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。

2.3.3 地震力の算定法

静的地震力は、以下に示す方法により算定する。

(1) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の重要度分類に応じた係数を乗じ、 さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

- Bクラス 1.5
- Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C₀を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する。

(2) 機器・配管系

各クラスの地震力は、次に述べる水平震度より求めるものとする。

- Bクラス 1.8 C_i
- Cクラス 1.2 C;

ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C₀を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

2.3.4 荷重の組合せと許容限界

耐震安全性に関する設計方針の妥当性の評価に当たって考慮すべき荷重の組合せと許容限界についての基本的考え方は、以下に示すとおりとする。

(1) Bクラス、Cクラスの建物・構築物

常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果 発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容 応力度を許容限界とする。 (2) Bクラス、Cクラスの機器・配管系

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力とを組み合わせ、その結果 発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。

2.3.5 その他

地震感知器

ある程度以上の地震が起こった場合にTEF-P施設を自動的に停止させるために地震感知器を設置する。

地震感知器は、試験及び保守が可能な実験棟内の適切な場所に設置する。

	¥ 世	1) 19						収納カート リッジ(核燃 料物質取扱 設備)を含む			
	大持機能や す よ く	確認 うつ 地震動	S _B *3	S ⁵ *3	S _B *3	S_B^{*3}	S _B *3	S _B *3	S _B *3	S_B^{*3}	
	当該設備を支持	する建物・構築物	炉室	炉室	炉室	原子炉建屋	炉室 MA 燃料用貯蔵庫 MOX 燃料用貯蔵庫	MA 燃料用貯蔵庫 MOX 燃料用貯蔵庫	炉室 MA 燃料用貯蔵庫 MOX 燃料用貯蔵庫	実験棟	
表 2. 3-1 TEF-P 施設の耐震重要度分類(1/2)	設 備 等 名 称	支援設備 ^{%2}	格子管集合体 当該施設の支持構造物 安全保護系	移動テーブル 後退直流モータ 直流電源 安全保護系	I		格子管集合体(炉心物 質装填用引出し、カラ ンドリアに装填)	-		-	
		主要 設備 ^{%1}	制御安全棒機構(スクラム)	移動テーブル駆動機構(後退)	計測制御系統施設(安全保護系)	二次容器室、二次容器隔離弁	燃料	核燃料物質貯蔵設備(MA 燃料用 貯蔵庫、MOX 燃料用貯蔵庫)	MA 燃料装荷装置、MA 燃料遠隔取 扱装置	放射線監視設備	系統・設備。 ド要設備の支援的役割を持つもの
	世記にている	クフム別設備	原子炉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、及び原子炉のたようながのです。	の停止状態を維持するための設備		閉じ込め機能を有する設備		放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、そ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	を中入るり時性ののる設備	当該機能に直接的に関連する系当該機能に間接的に関連し、主	
	悥震	クラス	В								× × ×

ヨwwwぃぃぇwぃぃぁæぃぃぁヱぃ、土要豉慵い文援的役割を持つもの。 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。 3 33

- 26 -

- 27 -

表 2. 3-1 TEF-P 施設の耐震重要度分類(2/2)

Т

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から、地下部分では水平震度からそれぞれ得られる静的地震力。

1

2.4 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

原子炉施設は、許可基準規則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 設計方針は以下のとおりである。

(適用範囲)

第一条 この規則は、次に掲ける原子炉及びその附属施設について適用する。	
一 試験研究の用に供する試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)	
二 船舶に設置する軽水減速加圧軽水冷却型原子炉(減速材及び冷却材として加圧軽水	•
を使用する原子炉であって蒸気発生器が構造上原子炉圧力容器の外部にあるものをい	•
う。)であって研究開発段階にある試験研究用等原子炉	

適合のための設計方針

第1項について

(1)原子炉施設及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、設計及び工事の方法の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

(定義)

- 第二条 この規則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 この規則において、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。
 - 「放射線」とは、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(昭和三十二年総理府令第八十三号。以下「試験炉規則」という。)第一条の二第二項第一号に規定する放射線をいう。
 - 二 「管理区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第四号に規定する管理区域をい う。
 - 三 「放射性廃棄物」とは、試験炉規則第一条の二第二項第二号に規定する放射性廃 棄物をいう。
 - 四 「周辺監視区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第六号に規定する周辺監視 区域をいう。
 - 五 「放射線業務従事者」とは、試験炉規則第一条の二第二項第七号に規定する放射 線業務従事者をいう。

- 六 「臨界実験装置」とは、炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等原 子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する 用に専ら供するものをいう。
- 七 「水冷却型研究炉」とは、一次冷却材として水を使用する試験研究の用に供する 試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)をいう。
- 八 「中出力炉」とは、熱出力五百キロワット以上、十メガワット未満の水冷却型研 究炉をいう。
- 九 「高出力炉」とは、熱出力+メガワット以上、五+メガワット以下の水冷却型研 究炉をいう。
- 十 「ガス冷却型原子炉」とは、気体状の一次冷却材を用いる試験研究の用に供する 試験研究用等原子炉(船舶に設置するものを除く。)であって熱交換器を有するもの をいう。
- ー 「ナトリウム冷却型高速炉」とは、試験研究の用に供する試験研究用等原子炉
 (船舶に設置するものを除く。)であって、一次冷却材としてナトリウムを用い、か
 - つ、その原子核分裂の連鎖反応が主として高速中性子により行われるものをいう。
- 十二 「安全機能」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な 機能であって、次に掲げるものをいう。
 - イ その機能の喪失により試験研究用等原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は 設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれ がある機能
 - ロ 試験研究用等原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を 防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼ すおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が試験研究用等原子炉を設 置する工場又は事業所(以下「工場等」という。)外へ放出されることを抑制し、 又は防止する機能
- +三 「安全機能の重要度」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性の確保のために 必要な安全機能の重要性の程度をいう。
- 十四 「通常運転」とは、試験研究用等原子炉施設において計画的に行われる試験研 究用等原子炉の起動、停止、出力運転、燃料体の取替えその他の試験研究用等原子 炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。
- 十五 「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単 一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で 発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続 した場合には試験研究用等原子炉の炉心(以下単に「炉心」という。)又は原子炉冷 却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定 すべきものをいう。
- 十六 「設計基準事故」とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には試験研究用等原子炉施設から多量の放射

性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。

- 十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性 質を有する二以上の系統又は機器が同一の試験研究用等原子炉施設に存在すること をいう。
- 十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環 境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なること により、共通要因(二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機 能を失わせる要因をいう。以下同じ。)又は従属要因(単一の原因によって確実に系 統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。)によって同時に その機能が損なわれないことをいう。
- 十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態 において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共 通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 二十 「燃料体」とは、試験炉規則第一条の二第二項第三号に規定する燃料体であって、試験用燃料体を除いたものをいう。
- 二十一 「燃料材」とは、熱又は中性子を発生させるために成形された核燃料物質を いう。
- 二十二 「燃料被覆材」とは、原子核分裂生成物の飛散を防ぎ、かつ、一次冷却材に よる侵食を防ぐための金属管、金属板、炭化ケイ素皮膜その他の燃料材を覆うもの をいう。
- 二十三 「燃料の許容設計限界」とは、燃料材を覆う燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、試験研究用等原子炉を安全に運転することができる限界をいう。
- 二十四 「反応度価値」とは、制御棒の挿入又は引き抜き、液体制御材の注入その他 の試験研究用等原子炉の運転に伴う試験研究用等原子炉の反応度の変化量をいう。
- 二十五 「制御棒の最大反応度価値」とは、試験研究用等原子炉が臨界(臨界近傍を 含む。)にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度 価値の最大値をいう。
- 二十六 「反応度添加率」とは、試験研究用等原子炉の反応度を調整することにより 炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。
- 二十七 「原子炉停止系統」とは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行し、及び未臨 界を維持するために試験研究用等原子炉を停止する系統をいう。
- 二十八 「反応度制御系統」とは、通常運転時に反応度を調整する系統をいう。
- 二十九 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、 これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的 に作動させる設備をいう。
- 三十 「安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設のうち、安全機能を有するものをいう。

- 三十一 「重要安全施設」とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全 機能を有するものをいう。
- 三十二 「工学的安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の 異常による試験研究用等原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷によ り多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するた めの機能を有する安全施設をいう。
- 三十三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を試験研究用等原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。
- 三十四 「一次冷却系統設備」とは、一次冷却材が循環する回路を構成する設備をいう。
- 三十五 「最終ヒートシンク」とは、試験研究用等原子炉施設において発生した熱を 最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。
- 三十六 「冠水維持設備」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、一次冷却材の流出を伴う異常が発生した場合に、原子炉容器内の水位の過度の低下を防止し、炉心全体を冷却材中に保持するための機能を有する設備をいう。
- 三十七 「試験用燃料体」とは、燃料体の研究及び開発を行うことを目的とする燃料 体をいう。
- 三十八 「カバーガス」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施 設において、ナトリウムの自由液面部を覆うことを主たる目的とする不活性ガスを いう。
- 三十九 「原子炉カバーガス」とは、カバーガスのうち、一次冷却材に係るものをい う。
- 四十 「炉心冠水維持バウンダリ」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉 施設において、原子炉容器及びそれに接続する配管で構成され、燃料体を冠水状態 に保持するための隔壁となる部分をいう。
- 四十一 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉又はナトリウム冷却 型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定され る事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分 をいう。
- 四十二 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用 等原子炉施設のうち、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、圧 力障壁となる部分をいう。
- 四十三 「原子炉冷却材バウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究 用等原子炉施設において一次冷却材を内包するものであって、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冷却材障壁を形成するもので、かつ、それが破 壊することにより一次冷却材漏えい事故となる部分をいう。

四十四 「原子炉カバーガス等のバウンダリ」とは、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の通常運転時に原子炉カバーガス又は一次冷却材を内包す る部分のうち、原子炉冷却材バウンダリを除いたものをいう。

適合のための設計方針

第1項及び第2項について

本報告書において使用する用語の定義は、以下に定めるところによる。

- (1)「TEF-P施設」とは、ウラン燃料、MA燃料、MOX燃料及び種々の模擬物質を組み合わせる ことによって多様な燃料組成を模擬した臨界実験を行う試験研究用等原子炉施設をいう。
- (2)「TEF-P」とは、ウラン燃料、MA燃料、MOX燃料及び種々の模擬物質を使用する臨界実験 装置の原子炉本体及び計測制御系統施設をいう。
- (3)「ウラン燃料」とは、板状又はブロック状のウラン燃料をいう。
- (4)「MA燃料」とは、ピン状のマイナーアクチノイド(MA)燃料をいう。
- (5)「MOX燃料」とは、ピン状のマイナーアクチノイド(MA)を含有したMOX燃料をいう。
- (6)「模擬物質」とは、グラファイト、ステンレス鋼、鉛、ナトリウム、アルミナ、ジルコ ニウム、鉛等の種々の減速材及び反射材等を模擬するための種々の物質をいう。
- (7)「安全機能」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。
 - (i) その喪失により、試験研究用等原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準 事故が発生し、これにより公衆又は放射線業務従事者に放射線障害を及ぼすおそれの ある機能。
 - (ii) 試験研究用等原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は放射線業務従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が敷地外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能。
- (8)「安全機能の重要度」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性の確保のために必要な安 全機能の重要性の程度をいう。
- (9)「通常運転」とは、試験研究用等原子炉施設において計画的に行われる試験研究用等原子炉の起動、停止、出力運転、ピン状燃料の取替えその他の試験研究用等原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。
- (10)「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障 若しくはその誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予 想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には試験 研究用等原子炉の炉心の著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定す べきものをいう。
- (11)「設計基準事故」とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には、試験研究用等原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。

- (12)「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有す る二以上の系統又は機器が同一の試験研究用等原子炉施設に存在することをいう。
- (13)「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- (14)「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、 物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属 要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- (15)「反応度価値」とは、原子炉停止系の作動等に伴う試験研究用等原子炉の反応度の変化 量をいう。
- (16)「反応度制御系」とは、炉心の反応度を制御することにより、臨界実験装置を所要の未 臨界、臨界あるいは臨界超過の状態に制御するように設計された設備をいい、「制御棒駆 動機構」及び「移動テーブル駆動機構(前進)」をいう。
- (17)「原子炉停止系」とは、臨界又は臨界超過の状態から炉心に負の反応度を投入することにより、炉心を未臨界にし、かつ、未臨界を維持するための機能を備えるよう設計された設備をいい、「安全棒駆動機構(圧縮空気による引抜)」及び「移動テーブル駆動機構(後退)」をいう。
- (18)「安全保護系」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、必要な場合、 原子炉停止系等の作動を直接開始させるよう設計された設備であり、「許可基準規則」第 十八条における安全保護回路を指す。
- (19)「安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設のうち、安全機能を有するものをいう。
- (20)「単一故障」とは、単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うことをいい、 従属要因に基づく多重故障を含む。
- (21)「動的機器」とは、外部入力によって能動的に所定の機能を果たす機器をいう。

(試験研究用等原子炉施設の地盤)

- 第三条 試験研究用等原子炉施設(水冷却型研究炉、ガス冷却型原子炉及びナトリウム冷 却型高速炉に係るものを除く。以下この章において同じ。)は、次条第二項の規定により 算定する地震力(試験研究用等原子炉施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれが あるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの (以下「耐震重要施設」という。)にあっては、同条第三項の地震力を含む。)が作用し た場合においても当該試験研究用等原子炉施設を十分に支持することができる地盤に設 けなければならない。
- 2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤 に設けなければならない。
- 3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

(1) 原子炉施設は、耐震重要度分類に応じて算定する地震力が作用した場合においても当該 原子炉施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

なお、TEF-P施設は、安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)を想定しても一般公衆に対する放射線影響が小さい原子炉施設であり、許可基準規則に定める耐震重要施設を有しない。

以下の設備は、第三条に適合するよう設計する。 ① 建物・構築物〔3. 施設・設備の配置〕

(地震による損傷の防止)

第四条 試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければ ならない。

- 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安 全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければなら ない。
- 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地 震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないも のでなければならない。
- 4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安 全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項及び第2項について

- (1)原子炉施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線 による公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じてBクラス及びCクラスに分 類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。
- (2) Bクラス及びCクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性範囲に留まる設計とする。また、Bクラスの施設は、共振するおそれのないように設計する。

なお、TEF-P施設は、安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)を想定しても一般公衆に対する放射線影響が小さい原子炉施設であり、許可基準規則に定める耐震重要施設を有しない。

以下の設備は、第四条に適合するよう設計する。 ① 建物・構築物〔3. 施設・設備の配置〕

② 原子炉本体(格子管集合体、燃料体)〔4. 原子炉及び炉心〕

③ 核燃料物質貯蔵設備〔5.核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〕
④ 計測制御系統施設〔4.原子炉及び炉心、6.計測制御系統施設〕
⑤ 実験設備〔7.実験設備〕
⑥ 放射性廃棄物廃棄施設〔8.放射性廃棄物廃棄施設〕
⑦ 放射線管理施設〔9.放射線管理施設〕
⑧ 換気空調設備〔10.換気空調設備〕
⑨ 補助施設〔11.補助施設〕

(津波による損傷の防止)

第五条 試験研究用等原子炉施設は、その供用中に当該試験研究用等原子炉施設に大きな 影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなけ ればならない。

適合のための設計方針

(1) TEF-P施設は、耐震Sクラスに属する施設を有しない原子炉施設であるため、行政機関に よる津波評価を考慮する。敷地における当該津波の遡上高さはT.P.+約6mであり、TEF-P 施設はT.P.+約15mに設置されていることから、当該施設に浸水することはなく、安全機能 が損なわれるおそれはない。

以下の設備は、第五条に適合するよう設計する。

建物・構築物〔3. 施設・設備の配置〕

(外部からの衝撃による損傷の防止)

- 第六条 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)が 発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。
- 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自 然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切 に考慮したものでなければならない。
- 3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全 性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるもの を除く。)に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項及び第2項について

(1)安全施設は、敷地内又はその周辺において想定される自然現象(地震及び津波を除く。) 及びそれらの組合せが発生した場合においても、護るべき安全機能(原子炉停止及び停止状態維持並びに閉じ込め)を損なうおそれがない設計とする。この評価に当たっては、 護るべき安全機能を有する安全施設を内包する原子炉建屋の影響の有無により確認する。 各自然現象に対する設計方針は以下のとおり。

本条第2項に定める重要安全施設とは、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全 設計審査指針」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関す る基本的な考え方」(以下「重要度分類指針」という。)に示される「4.(1)自然現象に 対する設計上の考慮」の「(b)クラス2のうち、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、 代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、 系統及び機器」であり、TEF-P施設は当該施設を有しない。

1) 洪水・降水

TEF-P施設は標高約15mに設置していること、敷地に降った雨水等は地形的にみて太 平洋に流れること、また、TEF-P施設の約3km北側を流れる久慈川の浸水想定区域(東 海村自然災害ハザードマップ、平成25年9月)からも十分離れていることから、洪 水、降水による被害は考えられない。

2) 風 (台風) 5

水戸地方気象台の観測記録(1937年以降)によれば、敷地付近で観測された瞬間最 大風速は、44.2m/s(1939年8月5日)である。また、風荷重に対する設計は、建築 基準法に基づいて行う。このため、風(台風)による被害を受けるおそれはない。

3) 竜巻

敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻及びその随 伴事象(電源喪失)の発生を考慮しても、護るべき安全機能を損なうおそれがない設 計とする。

TEF-P施設は、敷地及びその周辺(施設から半径20kmの範囲)における過去の記録を 踏まえた影響が最も大きい竜巻が発生した場合でも、原子炉建屋の構造健全性に影響 はない。このため、TEF-P施設は竜巻に対する対策を必要としない。

4) 凍結

水戸地方気象台の観測記録(1897年以降)によれば、最低気温は-12.7℃(1952年2 月5日)であり、適切な余裕を考慮して設計する。また、必要に応じて凍結防止対 策(換気空調設備による各室の温度制御等)を行う。このため、凍結による被害を 受けるおそれはない。

5) 積雪

水戸地方気象台の観測記録(1897年以降)によれば、積雪の深さの日最大は32cm(1945 年2月26日)であり、茨城県建築基準法関係条例に基づく垂直積雪量(東海村は30cm) を参考に、積雪量は40cmを想定して設計する。このため、積雪による被害を受けるお それはない。

6) 落雷

原子炉建屋及び排気筒に避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。

⁵ 自然現象の影響は、隣接敷地の STACY の設置許可申請書の評価を参考にした。

7) 地滑り

東海村公表の自然災害ハザードマップ(平成25年9月)において、TEF-P施設周辺に 土砂災害警戒区域又は土砂災害特別警戒区域は存在しないため、地滑りによる被害は 考えられない。

8) 火山の影響

TEF-P施設において考慮すべき火山事象は降下火砕物(火山灰)である。安全施設 は、火山灰により護るべき安全機能を損なうおそれがないよう設計するとともに、原 子炉建屋へ火山灰が堆積した場合には火山灰除去等の対策を講じる。

9) 生物学的事象

換気系への枯葉混入等の生物学的事象による影響を考慮しても、護るべき安全機能 を損なうおそれがない設計とする。

10) 森林火災

敷地外の森林火災がTEF-P施設に迫った場合でも、護るべき安全機能を損なうおそれ がないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。また、森林火災が発生した場合にそ の影響を受けないように、屋外消火栓設備を設ける。

外部火災時のばい煙に対しても、外気から制御室への進入を防止できる設計とする。 なお、航空機落下確率が10⁻⁷回/炉・年以上となる面積の外周部にある森林に航空機 が落下し、その火災によって森林火災が発生するといった熱影響が最も厳しい条件と なる重畳事象を想定した場合でも、TEF-P施設の安全性に影響はない⁶。

11) 自然現象の組合せ

施設の影響(荷重、浸水、温度及び電気)について、自然現象の組合せを想定した 場合でも、護るべき安全機能を損なうおそれがない設計とする。また、必要に応じて 影響軽減のための対策を講じる。

第3項について

- (1)安全施設は、敷地内又はその周辺において想定される人為事象(故意によるものを除く。) に対して護るべき安全機能を損なうおそれがないよう設計する。各人為事象に対する設 計方針は以下のとおり。
 - 1) 飛来物(航空機落下)

TEF-P施設への航空機の落下確率については「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」(平成14・07・29原院4号)等に基づき評価した結果、約3.6 ×10⁻⁸回/炉・年⁶であり、防護設計の要否を判断する基準を超えないことから、安全 施設は、航空機落下により護るべき安全機能を損なうおそれはない。

2) ダムの崩壊

TEF-P施設の約3km北側を流れる久慈川には、崩壊によりTEF-P施設に被害を与える ような大規模なダムは存在しない。

⁶ STACY の評価結果と同様とした。

3) 爆発

敷地周辺(半径10km以内)には、石油コンビナート等の大規模な爆発のおそれのある工場等はない。

また、原子力科学研究所の敷地内に液化天然ガスタンク等を設置する場合は、その 爆発による原子炉施設への影響を考慮して設置する。

4) 近隣工場等の火災

原子力科学研究所の敷地外の近隣工場等(半径10km以内)において火災が発生した 場合に、原子炉施設の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護 対策をとる。

また、原子力科学研究所の敷地内に重油タンク等を設置する場合は、その火災による原子炉施設への影響を考慮して設置する。

敷地への航空機の墜落で発生する火災を想定しても、原子炉施設の安全性に影響を 及ぼさないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。

5) 有毒ガス

施設周辺で有毒ガスが発生した場合でも、TEF-P施設は、原子炉を速やかに停止で き、その後監視する必要がないことから、運転員が制御室又は施設内に長期間にわた って留まる必要はない。

6) 船舶の衝突

原子力科学研究所の東側には海岸があるが、TEF-P施設から約200m離れており、船 舶の衝突を考慮する必要はない。

7) 電磁的障害

安全施設は、電磁干渉や無線電波干渉等により護るべき安全機能を損なうおそれが ないよう、電磁波の侵入を防止する設計とする。

以下の設備は、第六条に適合するよう設計する。

- ① 建物・構築物〔3. 施設・設備の配置〕
- ② 計測制御系統施設〔4. 原子炉及び炉心、6. 計測制御系統施設〕
- ③ 電気設備〔11. 補助施設〕

(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)

第七条 工場等には、試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入、試験研究用等原子炉 施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損 傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為(不正アクセス行為 の禁止等に関する法律(平成十一年法律第百二十八号)第二条第四項に規定する不正ア クセス行為をいう。第十八条第六号において同じ。)を防止するための設備を設けなけれ ばならない。 適合のための設計方針

- (1)原子炉施設は、安全施設に対する第三者の不法な侵入、施設内の人による核物質の不法 な移動又は妨害破壊行為、爆発物等の不正な持ち込みを未然に防止するため、安全施設 を取り囲む物的障害を持つ区域を設けるとともに、これら区域への入退域管理を適切に 行うことができる設計とする。
- (2)原子炉施設の運転及び制御に直接使用する設備は、不正アクセス(サイバーテロを含む。) を防止するため、外部の電気通信回路から遮断する設計とする。

以下の設備は、第七条に適合するよう設計する。

- 建物・構築物〔3.施設・設備の配置〕
- ② 計測制御系統施設(核計装設備、プロセス計装設備、反応度制御回路)〔6. 計測制 御系統施設〕

(火災による損傷の防止)

- 第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が 損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火 災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「消火設備」という。)並びに火災の影 響を軽減する機能を有するものでなければならない。
- 2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安 全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

- (1)原子炉施設は、火災により原子炉停止機能及び放射性物質の閉じ込め機能に係る安全性が損なわれないよう、必要に応じて、以下のとおり、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備並びに火災の影響を軽減する機能を有する設計とする。
 - 火災の発生防止について、安全施設の主要ケーブルの難燃化、電気設備の保護継電器、避雷針等の設置、有機溶媒等の引火防止を図る。
 - 2)火災の感知及び消火について、自動火災報知設備、屋内外消火栓設備等を設ける。 なお、自動火災報知設備、屋内消火栓設備等は、外部電源のほか非常用電源からも 給電する。
 - 火災による影響の軽減について、電線管によるケーブルの保護及び隔離、設備・機器の区画配置等を図る。

第2項について

(1) 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉停止系の機能を 損なわない設計とする。 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。

- ① 建物・構築物〔3. 施設、設備の配置〕
- ② 核燃料物質貯蔵設備〔5. 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〕
- ③ 計測制御系統施設(核計装設備、プロセス計装設備、反応度制御回路、制御室)[6. 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)〔8. 放射性廃棄物廃棄施設〕
- ⑤ 補助施設(消火設備、電源設備)〔11. 補助施設〕

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても 安全機能を損なわないものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を 内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があ ふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

(1)安全施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む。)、消火 設備等の作動により溢水が発生した場合においても、原子炉施設を停止でき、放射性物 質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。

なお、TEF-P施設は、放射性物質の放出が少なく公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないため、放射性物質の閉じ込め機能の維持を必要としない。

第2項について

(1)管理区域内で液体を内包する容器又は配管等が破損した場合であっても、液体が管理区 域外に漏えいしない設計とする。

また、液体廃棄物の貯槽室には、堰を設けることにより、管理区域外への漏えいを防 止する設計とする。

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。 ① 放射性廃棄物廃棄施設(液体廃棄物廃棄設備) [8. 放射性廃棄物廃棄施設]

(誤操作の防止)

- 第十条 試験研究用等原子炉施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなけれ ばならない。
- 2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項及び第2項について

制御室の制御盤は、運転員の誤操作、誤判断を防止できるように以下の設計とする。

- (1) 安全機能を有する機器、弁については運転表示灯を設け、作動状態を確認できる設計と する。
- (2) 警報表示は、重要度に応じた色分け、系統ごとの配置等により、情報伝達の的確化及び 判断の容易さを考慮した設計とする。
- (3)指示計、操作スイッチ等には確認が容易に、かつ、正確にできるよう機器名称等を取り 付けるとともに、配置を考慮した設計とする。なお、操作スイッチには、その重要度を 考慮して操作方式の異なるものを用いる。
- (4) 異常状態時においては、適切な時間の間は、運転員の操作を期待しなくても安全上支障のないように設計する。
- (5) 監視操作設備は、誤操作防止と容易な運転のため、人間工学的観点を考慮し、運転員の 操作性に留意した設計とする。さらに、反応度制御回路は、誤操作等による異常な反応 度添加を防止するためのインターロックを設ける。
- (6) 燃料は、炉心構成時の誤装荷を防止するため、種類別に容易に識別できる設計とする。
- (7)計器表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できる設計とする。
- (8) 保守点検において誤りを生じにくい設計とする。
- (9)運転時の異常な過渡変化時においても、安全保護回路により、運転員による操作なしで 原子炉停止系の作動を自動的に開始させ、原子炉を安全に停止でき、かつ、その停止状 態を維持するための機能を損なわない設計とする。なお、TEF-P施設では、設計基準事故 時においても、運転員による緊急操作を要する事象はない。

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。

- 原子炉本体〔3. 原子炉及び炉心〕
- ② 計測制御系統施設(反応度制御回路、制御室)〔6. 計測制御系統施設〕

(安全避難通路等)

第十一条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明(前号の避難用の照明を除く。)及びその 専用の電源

適合のための設計方針

- (1) 避難階段を設置し、それに通じる避難通路を設ける。
- (2) 安全避難通路等には、必要に応じて標識並びに非常用照明及び誘導灯を設ける。

(3)非常用照明及び誘導灯には、灯具に内蔵された蓄電池もしくは直流電源設備の蓄電池より給電し、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。

なお、TEF-P施設では、設計基準事故時の対応に時間的猶予があることから、現場作業 を行う場合には、必要に応じて、蓄電池を内蔵した可搬式の仮設照明で対応する。

以下の設備は、第十一条に適合するよう設計する。

- 建物・構築物〔3. 施設・設備の配置〕
- ② 補助施設(非常用照明設備)〔11. 補助施設〕

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでな ければならない。

- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、 当該系統を構成する機械又は器具の単一故障(単一の原因によって一つの機械又は器具 が所定の安全機能を失うこと(従属要因による多重故障を含む。)をいう。以下同じ。) が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当 該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様 性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境 条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、試験 研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、 安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 安全施設は、二以上の試験研究用等原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、 試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

(1)安全施設は、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)の「添付水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考に、要求される安全機能の重要度に応じて、また、安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保するため、各クラスの信頼度の目標は次のとおりとする。

クラス2:高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3:一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

第2項について

- (1) その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多様性又は多重性及び 独立性を有する設計とする。
- (2)商用電源系が利用できない場合にも、事故後の短期間では、その系統を構成するいかな る動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では、その系統を構成する いかなる動的機器又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、その系 統の安全機能を達成できる設計とする。

第3項について

(1)安全施設は、適切な構造設計の手法を用いて設計し、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温度、圧力、静的荷重あるいは動的荷重 に対して十分余裕をもって耐えられ、その機能が維持できるように設計する。また、運 転中の放射線、腐食等による材料の損耗、劣化あるいは特性の変化等についても考慮し て設計する。

以下の設備は、第十二条第3項に適合するよう設計する。
① 建物・構築物〔3.施設・設備の配置〕
② 原子炉本体〔4.原子炉及び炉心〕
③ 核燃料物質貯蔵設備〔5.核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〕
④ 計測制御系統施設〔6.計測制御系統施設〕
⑤ 実験設備〔7.実験設備〕
⑥ 放射性廃棄物廃棄施設〔8.放射性廃棄物廃棄施設〕
⑦ 放射線管理施設〔8.放射性廃棄物廃棄施設〕
⑨ 補助施設〔10.換気空調設備〕
⑨ 補助施設〔11.補助施設〕

第4項について

(1)安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、 その重要度に応じ、定期的又は計画的に試験及び検査が実施できるように設計し、これ らの試験及び検査は、安全上の重要度、試験検査の必要性及びその試験が原子炉施設に 与える影響を考慮して、原子炉の運転中又は停止中に行うことができるように設計する。

以下の設備は、第十二条第4項に適合するよう設計する。

 原子炉本体〔4. 原子炉及び炉心〕
 核燃料物質貯蔵設備〔5. 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〕
 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)〔6. 計測制御

系統施設〕 ④ 実験設備〔7.実験設備〕 ⑤ 放射性廃棄物廃棄施設(気体廃棄物廃棄設備)〔8. 放射性廃棄物廃棄施設〕
⑥ 放射線管理施設〔9. 放射線管理施設〕
⑦ 換気空調設備〔10. 換気空調設備〕
⑧ 補助施設(非常用電源設備)〔11. 補助施設〕

第5項について

(1)回転機器等の損傷により、安全機能を有する構築物、系統及び機器の安全機能が損なわれないように、回転機器等の配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。

以下の設備は、第十二条第5項に適合するよう設計する。 ① 補助施設(非常用発電機)〔11.補助施設〕

第6項について

(1) 安全施設は、原則として他の原子炉施設から独立した設計とする。

(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)

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等
 原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとすること。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
 - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却 できるものであること。
 - ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
 - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

(1)運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

(外部電源を喪失した場合の対策設備等)

第十四条 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において 原子炉停止系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備 を設けなければならない。 2 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子 炉を安全に停止し、又は、試験研究用等原子炉の停止後の温度、水位その他の試験研究 用等原子炉施設の状態を示す事項(以下「パラメータ」という。)を監視する設備の動作 に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項及び第2項について

- (1) 必要に応じ、外部電源が喪失した場合においても原子炉停止系統に係る設備を動作させることのできる設計とする。
- (2)非常用電源設備は、必要に応じて、全交流電源の喪失に備え、原子炉の安全停止、停止後に監視等の必要な電源を一定時間確保できる設計とする。なお、原子炉の停止後は、停止状態が維持されることから、継続的に監視する必要のあるパラメータはない。

以下の設備は、第十四条に適合するよう設計する。 ① 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) 〔4. 原子炉及び炉心、6.計測制御系統施設〕

(炉心等)

- 第十五条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するものでなけれ ばならない。ただし、臨界実験装置に係る試験研究用等原子炉施設であって当該試験研 究用等原子炉施設の安全を確保する上で支障がないものは、この限りでない。
- 2 試験研究用等原子炉施設は、試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。
- 3 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障 が生ずる場合において、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護 回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければ ならない。
- 4 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、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、試験研究用等原子炉を安全に停止できるものでな ければならない。
- 5 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 通常運転時における試験研究用等原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとすること。
 - 二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとすること。

適合のための設計方針

第1項及び第2項について

- (1)原子炉の炉心構成は、運転中何らかの原因で出力が上昇することがあっても、燃料の膨 張効果、ドップラー効果等による固有の負の反応度フィードバック特性により、出力上 昇を抑制する設計とする。
- (2) 原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。

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。

- ① 原子炉本体(炉心)〔4. 原子炉及び炉心〕
- 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) 〔4.
 原子炉及び炉心、6.計測制御系統施設〕

第3項及び第4項について

- (1) 炉心は、原子炉停止系、反応度制御系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を損なうことのない 設計とする。
- (2) 燃料、減速材及び炉心支持構造物ほか炉心内に設置する機器等は、通常運転時及び運転 時の異常な過渡変化時において、原子炉を安全に停止させることができる設計とする。

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。

- ① 原子炉本体(炉心)〔4. 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)
 〔4. 原子炉及び炉心、6. 計測制御系統施設〕

第5項について

- (1) 燃料体は以下を満足する設計とする。
 - 1) 原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の変化を考慮しても、その健全性を失う ことのないように設計する。
 - 2) 炉心は耐食性に優れた材料を使用し、燃料体の損傷を防止する設計とする。
 - 3) 輸送及び取扱中に過度の変形を生じない設計とする。

以下の設備は、第十五条第5項に適合するよう設計する。 ① 原子炉本体(燃料体)〔4.原子炉及び炉心〕 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

- 第十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用す る燃料体又は使用済燃料(以下この条において「燃料体等」と総称する。)の取扱施設を 設けなければならない。
 - 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとすること。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとすること。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとすること。
 - 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとすること。
- 2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けな ければならない。
 - 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
 - イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとすること。
 - ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとすること。
 - 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。
 - イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有す るものとすること。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものと すること。
 - ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとすること。
 - ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内 における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとすること。
- 3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び 温度を測定できる設備を設けなければならない。
 - 一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとすること。
 - 二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度 の異常を検知し、及び警報を発することができるものとすること。

適合のための設計方針

第1項について

- (1) 核燃料の取扱設備は、以下の方針により設計する。なお、TEF-P 施設は、原子炉運転に 供する燃料に蓄積される核分裂生成物がわずかである。
 - 1) 新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、

当該燃料体等を搬入、搬出又は保管できる能力を有する設計とする。

- 2) 幾何学的な安全配置又はその他適切な手段により臨界を防止できる設計とする。
- 3) 崩壊熱により燃料体等が溶融しない設計とする。
- 4) 核燃料の取扱設備には、適切な遮へいを設ける。
- 5) 核燃料の取扱設備は、移送操作中の燃料落下防止について考慮を払った設計とする。

第2項について

- (1) 核燃料の貯蔵設備は、以下の方針により設計する。
 - 1) 核燃料の貯蔵容量は、必要となる燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。
 - 2) 幾何学的な安全配置又はその他適切な手段により臨界を防止できる設計とする。
- (2) 高放射性の MA 燃料体の貯蔵設備は、上記に加えて、以下の方針により設計する。
 - 1) 高放射性の MA 燃料体からの放射線に対して適切な遮へい能力を有する設計とする。
 - 2) 高放射性の MA 燃料体が崩壊熱により溶融しない設計とする。
 - 3) 高放射性の MA 燃料体の被覆材が著しく腐食することを防止できる設計とする。

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。 ① 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〔5. 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〕

第3項について

- (1) 燃料取扱場所は、以下の方針により設計する。
 - 燃料の取扱場所には、周辺の放射線監視のためのエリアモニタを設け、過度の放射 線レベルに達したときには警報を発する設計とする。

以下の設備は、第十六条第3項に適合するよう設計する。

- ① 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〔5. 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〕
- ② 放射線管理施設〔9. 放射線管理施設〕

(計測制御系統施設)

- 第十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を 設けなければならない。
 - 一 炉心及びこれに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラ メータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に 制御できるものとすること。
 - 二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定さ れる範囲内で監視できるものとすること。

三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラ メータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間に わたり監視及び記録できるものとすること。

適合のための設計方針

- (1)計測制御系統施設は、通常時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心の中性子束及び温度、制御安全棒の位置等重要なパラメータを適切な範囲に維持制御し、監視できる設計とする。
- (2)事故時において、事故状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータとして、原子炉 建屋内の空気中の放射性物質の濃度等については、サンプリングによって測定できる設 計とする。

以下の設備は、第十七条に適合するよう設計する。 ① 計測制御系統施設(核計装設備、プロセス計装設備)〔6.計測制御系統施設〕

② 放射線管理施設〔9. 放射線管理施設〕

(安全保護回路)

- 第十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路を設け なければならない。
 - 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び 原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超え ないようにできるものとすること。
 - 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統 及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させるものとすること。
 - 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場 合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わな いよう、多重性又は多様性を確保するものとすること。
 - 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャン ネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとすること。
 - 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、試験研 究用等原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することによ り、試験研究用等原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとすること。
 - 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとすること。
 - 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を 失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとすること。

適合のための設計方針

- (1)原子炉の運転中は、中性子束、炉周期、炉心温度等を常時監視するとともに、これらの パラメータについては、必要に応じて適切な原子炉スクラム設定値を規定し、原子炉の 運転中にこれらのパラメータがスクラム設定値を超えた場合には、安全保護系は自動的 に、かつ速やかにこれを検知し、原子炉停止系を作動させて炉心を未臨界にできる設計 とすることにより、運転時の異常な過渡変化時においても、燃料の許容設計限界を超え ないようにする。
- (2)安全保護系は、中性子束、炉周期、炉心温度等の安全上重要なパラメータを常時監視するとともに、これらのパラメータの異常によって事故を検知し、原子炉停止系の作動を自動的に行う設計とする。
- (3) 安全保護系は多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障を想定しても、 所定の安全機能を損なうことがないように"1 out of 2"の設計とする。単一の取り外 しについては、基本的に1 out of 2の安全保護回路におけるスクラムインタロックを構 成しており、対になっている片方を取り外して運転することも、使用中に片方を取り外 すこともないため、問題ない。
- (4) 安全保護系を構成するチャンネルは、同一原因で同時に機能喪失を起こさず、かつ、相 互干渉を起こさないようにすることを原則として、独立性を持たせた設計とする。
- (5) 安全保護系は、駆動源の喪失に対してフェイルセーフの設計をすることにより、原子炉 を停止できるようにするとしており、具体的には、次のような設計とする。
 - 制御安全棒駆動機構の電源喪失や電源回路の断線が起これば、制御安全棒装置は、 自動的に炉心から引き抜かれるようにする。
 - 2) 原子炉スクラム遮断器操作回路の断線が起これば、不足電圧により、スクラム遮断器が作動するようにする
- (6) 安全保護系は、不正アクセスを防止するため、外部の電気通信回路から遮断する設計と する。また、システムの導入段階、更新段階及び試験段階においては、コンピュータウ ィルスの混入防止を考慮する。
- (7)安全保護系と計測制御系とは、電源、検出器、ケーブル、ケーブル・ルート及び盤等を 原則的に分離し、計測制御系の故障によって、安全保護系がその機能を失わない設計と する。
- (8) 安全保護系と計測制御系とで検出部及び計測配管等を部分的に共用する場合は、共用機 器又はチャンネルの単一故障により、安全保護系の機能が失われない設計とする。

以下の設備は、第十八条に適合するよう設計する。 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)〔6. 計測制御 系統施設〕 (反応度制御系統)

- 第十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、反応度制御系統を設 けなければならない。
 - 一 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物(構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。)の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとすること。
 - 二 制御棒を用いる場合にあっては、次に掲げるものであること。
 - イ 炉心からの飛び出し、又は落下を防止するものとすること。
 - ロ 当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される 制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする こと。

適合のための設計方針

(1) 炉心の反応度制御は、反応度制御設備のうち、制御棒装置の挿入度を制御することにより制御する。制御棒装置は、実験物等による反応度変化、燃料の温度変化に伴う反応度変化の調整を行う設計とし、所要の運転状態を維持しうる設計とする。

制御設備による反応度添加は、制御棒挿入又は移動テーブル前進により添加されるが、 過度の反応度添加とならないように設計することにより、燃料の許容設計限界を超えな い設計とする。

以下の設備は、第十九条に適合するよう設計する。

① 原子炉本体(反応度制御設備)〔4. 原子炉及び炉心〕

② 計測制御系統施設(反応度制御回路)〔6. 計測制御系統設備〕

(原子炉停止系統)

- 第二十条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉停止系統を設 けなければならない。
 - 制御棒その他の反応度を制御する設備による二以上の独立した系統を有するものと すること。ただし、当該系統が制御棒のみから構成される場合であって、次に掲げる ときは、この限りでない。
 - イ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持するこ とができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき。
 - ロ 原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき。
 - 二 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、原子炉停止 系統のうち少なくとも一つは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、 かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものとすること。
 - 三 制御棒を用いる場合にあっては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場

合においても前号の規定に適合するものとすること。

2 原子炉停止系統は、反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備の故障が発生した場合においても通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものでなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

- (1)原子炉停止系として、安全棒装置と移動テーブル装置の原理の異なる2つの独立した系 を設ける。安全棒装置は多重性を持った設計とし、移動テーブル装置は安全棒が引抜き できない場合、原子炉を停止できる機能を有する設計とする。
- (2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においては、安全棒装置により、燃料の許容 設計限界を超えることなく、速やかに炉心を未臨界にするとともに、未臨界を維持する。 事故時においては、原子炉スクラム信号による安全棒装置の引抜きにより、あるいは、 移動テーブル装置により、炉心を未臨界にし、かつ、未臨界を維持できるように設計す る。
- (3) 安全棒装置は、最大の反応度価値を持つ1対の安全棒が炉心から引き抜かれない場合で も、炉心を未臨界にできる設計とする。

第2項について

(1) 反応度制御系の想定される故障も考慮して、原子炉停止系の所要の信頼性及び能力を損なうことのない設計とする。

以下の設備は、第二十条に適合するよう設計する。 ① 原子炉本体(炉心)〔4.原子炉及び炉心〕 ② 計測制御系統施設(反応度制御設備)〔4.原子炉及び炉心〕

(原子炉制御室等)

- 第二十一条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設 けなければならない。
 - 一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できる
 ものとすること。
 - 二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うこ とができるものとすること。
 - 三 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。

2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

- (1) 制御室には、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要なパラメータの監視がで きるよう、次の機能を有する設備を設ける設計とする。
 - 1) 原子炉の中性子束の表示
 - 2) 制御安全棒装置及び移動テーブル装置の動作状態の表示
 - 3) 陽子ビーム導入機構の動作状態の表示
 - 4) 炉心温度の表示
- (2) 制御室において、原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うこ とができる設計とする。
- (3) 設計基準事故時に容易に避難できるように、制御室又はその近傍に非常口又は脱出口を 設ける設計とする。

第2項について

- (1) 原子炉は、制御室外の適切な場所から停止することができるように、次の方針で設計する。
 - 電気設備室の原子炉スクラム遮断器を開くことにより、原子炉を停止できるように する。

以下の設備は、第二十一条に適合するよう設計する。 ① 建物・構築物〔3. 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)〔6. 計測制御系統施設〕

(放射性廃棄物の廃棄施設)

- 第二十二条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物を
 廃棄する施設(放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。)を設けなければならない。
 一 周辺監視区域の外の空気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を十分に低減できるよう、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処理する能力を有するものとすること。
 - 二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあっては、放射性廃棄物を処理する施設 から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射 性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとすること。

三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあっては、放射性廃棄物を処理する過程 において放射性物質が散逸し難いものとすること。

適合のための設計方針

- (1) 放射性廃棄物を処理する設備は以下の方針で設計する。
 - 1) 気体廃棄物廃棄設備の設計に際しては、原子炉の運転に伴い周辺環境に排出する放射性気体廃棄物による原子炉周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低減できる設計とし、排気空気は空気浄化装置を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から排出する方法により濃度及び放射能量を低減できる設計とする。
 - 2) 原子炉施設から生ずる放射性廃液は、液体廃棄物廃棄設備の廃液槽に回収し、一時 貯留した後、放射性物質の濃度を測定し、濃度限度以下のものは、原子力科学研究 所の一般排水溝に放出する。濃度限度を超えるものは、原子力科学研究所放射性廃 棄物処理施設へ運搬して処理する。
- (2)液体廃棄物廃棄設備の廃液槽を収納している機器室の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が室外に漏えいし難い構造にし、必要に応じて漏えいの拡大を防止するため、床面、出入口等には堰を設ける設計とする。
- (3)原子炉施設から生ずる放射性固体廃棄物は、可燃性、不燃性に分けて廃棄物容器に詰め 所定の場所に一時保管し、表面線量率を確認した後、原子力科学研究所放射性廃棄物処 理施設へ搬出し処理する。

以下の設備は、第二十二条に適合するよう設計する。

① 放射性廃棄物廃棄施設〔8. 放射性廃棄物廃棄施設〕

(保管廃棄施設)

- 第二十三条 工場等には、次に掲げるところにより、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保管廃棄する施設を設けなければならない。
 - 一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとすること。
 - 二 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備を設けるものにあっては、放射性廃棄物 による汚染が広がらないものとすること。

適合のための設計方針

(1) 放射性廃棄物は、原子力科学研究所放射性廃棄物処理施設の保管廃棄施設に保管廃棄及 び管理でき、放射性廃棄物が漏えいし難く、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計と する。
(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)

第二十四条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等原子炉施設か らの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に 低減できるものでなければならない。

適合のための設計方針

(1)通常運転時における、原子炉施設からの直接線量及びスカイシャイン線量については、 人の居住の可能性のある原子力科学研究所敷地境界外において、合理的に達成できる限り 十分低くなるような遮へいを設ける設計とする。

以下の設備は、第二十四条に適合するよう設計する。 ① 建物・構築物〔3. 施設・設備の配置〕 ② 放射線管理施設(遮へい設備)〔9. 放射線管理施設〕

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

- 第二十五条 試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要が ある場合には、次に掲げるものでなければならない。
 - 一 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする
 こと。
 - 二 放射線業務従事者が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、迅速 な対応をするために必要な操作ができるものとすること。
- 2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなけ ればならない。
- 3 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を 伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

- (1)原子炉施設は、「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」に基づいて管理区域を定めるとともに、通常運転時、定期検査時において放射線業務従事者が受ける線量が、「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等の規定に基づき、線量限度等を定める件」に定められた線量限度を超えないようにし、無用の放射線被ばくを防止するように遮へい及び機器の配置を行う。なお、遮へい設計に当たっては、放射線業務従事者の立ち入り頻度、滞在時間等を考慮して基準線量を設け、これを満足するようにする。
- (2)換気空調設備は、放射線業務従事者が常駐するあるいは頻繁に立ち入る制御室、通路等 の立ち入り頻度の高い区域及びその他の区域に区分し、それぞれ適切な換気を行い、原

子炉施設内の雰囲気の浄化が行える設計とする。

(3)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運転員が操作を行う制御室は、 水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針 34(制御室)の対応方針に基 づき設計する。

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。

- ① 建物・構築物〔3. 施設・設備の配置〕
- ② 核燃料物質貯蔵設備〔5. 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備〕
- ③ 計測制御系統施設(制御室)〔6. 計測制御系統施設〕
- ④ 実験設備〔7. 実験設備〕
- ⑤ 放射性廃棄物廃棄施設〔8. 放射性廃棄物廃棄施設〕
- ⑥ 放射線管理施設(遮へい設備) [9. 放射線管理施設]
- ⑦ 換気空調設備〔10. 換気空調設備〕

第2項及び第3項について

(1) 放射線業務従事者の放射線被ばくを適切に監視するとともに、放射線被ばくを管理する ための設備を備えるほか、管理区域内への立ち入り及び物品の搬出入を管理するための 設備を設ける。

作業環境モニタリング設備は、管理区域内の主要箇所の線量率及び空気中の放射性物 質の濃度を測定し、これを制御室に指示又は記録するとともに、異常状態が発生したと きには、制御室及びその他必要な箇所に警報を発する設計とする。また、放射線業務従 事者が頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる 外部被ばくに係る線量率、サンプリング等による空気中の放射性物質の濃度及び表面の 放射性物質の密度の測定を行う。

以下の設備は、第二十五条第2項及び第3項に適合するよう設計する。

- 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)〔6. 計測制 御系統施設〕
- ② 放射線管理施設(放射線管理設備)〔9. 放射線管理施設〕

(監視設備)

第二十六条 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、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、当該試験研究用等原子炉施設における放射性物 質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び 測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室 その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。 適合のための設計方針

- (1)原子炉建屋内雰囲気のモニタリングは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には、 室内空気モニタによって連続的に行い、事故時には、原子炉建屋内の空気をサンプリン グすることによって行い、放射性物質の濃度等を知ることができる設計とし、放射性物 質の放出経路については、排気筒にモニタを設置するほか、排気及び排水をサンプリン グできる設計とする。
- (2) 原子炉施設の周辺監視区域周辺の放射線監視は、原子力科学研究所において別途設けて ある周辺環境モニタリング設備により行う。
- (3) 必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計とする。

以下の設備は、第二十六条に適合するよう設計する。 ① 計測制御系統施設(制御室)[6.計測制御系統施設] ② 放射線管理施設(放射線管理設備)[9.放射線管理施設]

(原子炉格納施設)

- 第二十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設を 設けなければならない。
 - 一 通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい 率を超えることがないものとすること。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれが ない場合にあっては、この限りでない。
 - 二 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉 格納施設から放出される放射性物質を低減するものとすること。ただし、公衆に放射 線障害を及ぼすおそれがない場合にあっては、この限りでない。

適合のための設計方針

- (1) 原子炉建屋に設ける格納容器(一次容器及び二次容器)の換気空調設備は、一次容器外 に対して一次容器内を適切な負圧に維持するように設計する。
- (2) 原子炉建屋の二次容器外への漏えい率は、二次容器内の所定の圧力に対し、漏えい率が 所定の値を超えないように設計する。
- (3)設計基準事故時においても、TEF-P施設では放射性物質の放出が少なく公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないため、放射性物質の放散を抑制するための設備を必要としない。ただし、放射性物質の放出を伴うような事故時には、二次容器による閉じ込めとフィルタによる放射性物質の除去機能を組み合わせることにより、環境への放射性物質の放出量と濃度の低減化を図る設計とする。
- 以下の設備は、第二十七条に適合するよう設計する。
 - 建物・構築物〔3. 施設・設備の配置〕
 - ② 換気空調設備〔10. 換気空調設備〕

(保安電源設備)

- 第二十八条 試験研究用等原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要 となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければな らない。
- 2 試験研究用等原子炉施設には、非常用電源設備を設けなければならない。
- 3 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、 その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常 な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処する ための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。 ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、この限りでない。
 - 一 外部電源を喪失した場合その他の非常の場合において工学的安全施設及び設計基準 事故に対処するための設備へ電気を供給するための発電設備が常時作動している場合
 - 二 工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備が、無停電電源装置に常時 電気的に接続されている場合
 - 三 外部電源を喪失した場合であって、次に掲げる全ての要件を満たす場合
 - イ 換気設備(非常用のものに限る。)を作動させる必要がないこと。
 - ロ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未 臨界を維持することができること。
 - ハ 燃料体の崩壊熱を適切に除去することができること。

適合のための設計方針

第1項について

(1) 原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安 全施設に供給するため、電力系統に連携した設計とする。

第2項について

(1) 原子炉施設には、非常用電源設備を設けた設計とする。

第3項について

- (1) 非常用電源は、電気的にも物理的にも独立な2系統で構成し、1系統の故障が他系統に 影響を及ぼすことのない設計とする。
- (2)非常用電源は、1系統が作動しないと仮定しても、他の1系統で運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく原子炉を停止でき、あるいは、事故時に安全機能の維持に必要な系統及び機器の安全機能を確保できる機能及び容量を有する設計とする。

以下の設備は、第二十八条に適合するよう設計する。	
① 補助施設(電源設備)〔11. 補助施設〕	

(実験設備等)

- 第二十九条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備(試験研究用等原子炉を利用 して材料試験その他の実験を行う設備をいう。)及び利用設備(試験研究用等原子炉を利 用して分析、放射性同位元素の製造、医療その他の行為を行うための設備をいう。)(以 下「実験設備等」と総称する。)は、次に掲げるものでなければならない。
 - 一実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究 用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものとすること。
 - 二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子 炉に反応度が異常に投入されないものとすること。
 - 三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものとすること。
 - 四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の 発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータ を原子炉制御室に表示できるものとすること。
 - 五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる 場所とすること。

適合のための設計方針

- (1)実験設備等は、使用期間中を通じ、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計するとともに、発熱、爆発及び変形等により、原子炉施設に損傷を与えないように設計する。
- (2)実験設備等は、照射試料等の実験物の損傷、状態変化及び移動等により、運転中の原子 炉に加えられる反応度変化が、原子炉の許容反応度変化を超えないように設計する。
- (3) 実験設備等は、過度の放射線及び放射性物質の漏えいが生じないように設計する。
- (4) 実験設備等は、原子炉の安全上必須の事項について、制御室で監視できる設計とする。
- (5)制御室と実験設備等の設置されている場所との間には、安全上の連絡ができる設計とする。

以下の設備は、第二十九条に適合するよう設計する。 ① 実験設備〔7.実験設備〕

(通信連絡設備等)

- 第三十条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な 指示ができるよう、通信連絡設備を設けなければならない。
- 2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を確保した通信回線を設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項ついて

(1) 設計基準事故時に、原子炉施設内の人々に対し、制御室から指示できる通信連絡設備を 設ける。

第2項について

(1) 原子力科学研究所と予め定められた関係諸機関との通信連絡は、加入電話及び専用回線によるものとする。

以下の設備は、第三十条に適合するよう設計する。
① 計測制御系統施設(制御室)〔6. 計測制御系統施設〕
② 電気設備(通信連絡設備)〔11. 補助施設〕

3. 施設・設備の配置

3.1 概要

TEF-P施設の建物及び構築物は、運転・保守及び安全性を十分考慮に入れた配置とする。 TEF-P施設建屋は、実験棟、排気筒及び守衛所の建物・構築物から構成する。

3.2 設計方針

- (1) 通常運転時において、周辺監視区域境界での被ばく線量が「原子炉等規制法」に定め られている線量限度を十分下回るものとする。
- (2) TEF-P施設の特性及び自然条件を考慮し、安全性の確保、設備機能が十分発揮できる配置とする。
- (3) 安全上重要な構築物等への不法な接近及び侵入の防止措置を考慮する。

3.3 主要設備

(1) 実験棟

実験棟は、原子炉建屋、炉室、燃料取扱室、燃料貯蔵庫、制御室、換気空調機械室、 電気室等で構成する。

(2) 排気筒

排気筒は、実験棟の南西角付近に実験棟と一体として設置される。

3.4 全体配置

建設予定位置および建屋配置を図3.4-1~図3.4-3に示す。

実験棟及び排気筒は、T.P.+約15mの位置に設置する。敷地造成に伴う切取法面に対して は、十分な法面保護、落石防止対策を実施する。

なお、安全上重要な構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近、妨害破壊行為 及び核物質の不法な移動を未然に防止するため、安全上重要な構築物を取り囲む物的障壁 を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、守衛所における入退域管理 を徹底するとともに、警報施設を設け、集中監視する設計とする。また、原子炉施設を設 置する原子力科学研究所の敷地境界には柵を設け、敷地内への入構管理を徹底する。

3.5 建物及び構築物

3.5.1 概要

建物及び構築物は、実験棟及び排気筒から成る。これらの建物及び構築物は、地震、台 風などを考慮して、これらによって被害を生じないように設計施工する。

また、これらの建物及び構築物は、機器の運転・保守を考慮した配置とするとともに、 実験棟及び排気筒の基礎は、岩盤上に直接支持する。

実験棟内の一部は、平常時、換気空調設備の機能とあいまって、大気圧よりも負圧に維

持できるよう設計する。

建屋内には、通常の照明用の電源喪失時においても、その機能を失うことのない照明を 設備し、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた安全避難通路を設ける。

実験棟、排気筒の平面図及び断面図を図3.5-1~図3.5-8に示す。

3.5.2 実験棟

実験棟は、平面約32m×約58mで、地下2階及び地上4階及び塔屋1階からなり、主要構造は 鉄筋コンクリート造建屋で、基礎は岩盤上に直接支持する。

炉室には、核変換物理実験装置の本体を設置する。炉室及び外壁を構成する原子炉建屋 は地上1階から3階までの吹抜け構造である。炉室は、縦約14m、横約17m、高さ約14mである。 また、炉室の壁厚は、約1.0m~約2.0mである。炉室を格納する二次容器の漏えい率は、内 圧0.16MPa正圧のときに2%/24時間以下に設計する。

燃料取扱室等には、核燃料物質取扱設備、核燃料物質貯蔵設備等を設置する。

3.5.3 排気筒

排気筒は、実験棟の南西側に実験棟と一体で設置される。地上高さ約45mの鉄筋コンクリート造であり、基礎は岩盤上に直接支持する。

3.6 施設・設備の配置に関する課題等

・ ビーム輸送室付近等のTEF-Tとの隣接部の詳細検討が必要である。







図3.4-2 TEF建設予定地の位置



図3.4-3 建屋配置図



































図3.5-8 建屋断面図 B

4. 原子炉及び炉心

4.1 概要

TEF-Pは、図1-1及び図1-2に示すように、水平2分割型の臨界実験装置であり、分割され た各1/2格子管集合体は四角柱の格子管を直方体状(35行×35列)に積み重ねたものである。 各々の格子管には、炉心を形成するための燃料板及び構造材、冷却材、減速材等の模擬板 を任意に装填できる炉心物質装填用引出し又はカランドリアを挿入する。炉心構成は、実 験目的に応じて種々変更される。各々の1/2格子管集合体はテーブル上に固定されており、 テーブルの一つはベッドと一体構造となっているが、もう一つのテーブルは移動テーブル 駆動機構によってベッド上を移動できる。各々のテーブルには1/2格子管集合体を構成する ための締付枠及び制御安全棒駆動機構の支持板及び支持枠が設けられている。制御安全棒 は他の炉心物質装填用引出しと同様に、内部に燃料板並びに模擬板を装填した引出しであ り、格子管内を水平方向に炉心に挿入及び引き抜かれる。制御安全棒のうち、2組は制御棒 として使用する。炉心は、安全棒を炉心に全挿入の上、2つの1/2格子管集合体を近接して 密着させ、制御棒を炉心へ挿入することにより構成する。

TEF-Pの反応度制御は、2組の制御棒により行う。スクラム時には、8組以上ある制御安全 棒の引抜き及び移動側1/2格子管集合体の急速後退を行う。

4.2 炉心構成の範囲

TEF-Pの炉心は、炉心構成及び核的制限値並びに炉心特性の範囲内において、実験計画に 基づき、種々の燃料及び模擬物質を装填した炉心物質装填用引出し及びカランドリアを、 各々の1/2格子管集合体に装荷した後、移動側1/2格子管集合体を固定側1/2格子管集合体へ 密着させることにより構成する。通常運転時では、制御安全棒のうち安全棒は全挿入され、 制御棒は実験の目的に応じて所定の位置まで挿入される。ウラン燃料及び模擬物質の組み 合わせは、実験目的に応じて異なる。また、MA燃料等はカランドリアに装填し、炉心中央 の5行×5列の格子管のみで使用する。TEF-Pの主な炉心構成を次に示す。

a. 第一炉心

実験の基準となる炉心として、濃縮ウラン燃料のみで構成される。

b. MA非装荷炉心

ウラン燃料及び模擬物質の種々の組み合わせで構成される。

c. MA装荷炉心

ウラン燃料及び模擬物質の種々の組み合わせで構成され、その中央にMA燃料が配置 される。

カランドリア及び減速材、反射材等の模擬物質は、実験の目的に応じて異なるものを製作(又はFCAのものを流用)し、交換して使用する。また、実験用装荷物は、実験の目的に 応じて異なるものを核的制限値並びに炉心特性の範囲内において、単一種類又は複数種類 のものを組み合わせて使用する。 (1) 炉心

各々の1/2格子管集合体には、炉心を形成するための種々の燃料及び模擬物質を装填した 炉心物質装填用引出し及びカランドリア並びに制御安全棒を装荷する。制御安全棒は、制 御安全棒駆動機構と連結して配置する。炉心構成は、核的制限値並びに炉心特性の範囲内 において、実験目的に応じて種々変更される。

(2) 燃料

燃料として薄板状燃料、ピン状燃料、ブロック状燃料を用いる。これらの燃料は、単一 種類又は複数種類のものを組み合わせて使用する。ただし、MA燃料とMOX燃料は同時には使 用しない。また、炉心に装荷する燃料の崩壊熱による総発熱量は、MA燃料の場合は2.25kW⁷ を、MOX燃料の場合は600Wをそれぞれ超えないこととする。

(3) 減速材及び反射材

実験目的に応じて、減速材及び反射材等を模擬するための種々の模擬物質を使用する。 摸擬物質として、減速材を摸擬するために黒鉛、ポリエチレン⁸などを、反射材、構造材を 摸擬するためにステンレス鋼、アルミニウム合金、ジルコニウム合金、鉄などを、冷却材 を摸擬するため種々の密度の鉛、ビスマス、鉛ビスマス合金、ナトリウムなどを、吸収材 を摸擬するために炭化ボロン、ハフニウム、タンタル、ガドリニウムなどを、そして酸化 物燃料などを摸擬するために含酸素化合物を使用する。また、陽子ビーム導入時にビーム を受ける、核破砕中性子発生用のターゲット材として、鉛、ビスマス、鉛ビスマス合金、 タングステン、劣化ウランなどを使用する。

4.3 運転手順

TEF-P施設の核的安全性の確保は、次に示す手順に従って行う。

(1) 炉心構成の選定

実験計画に基づき、臨界運転時とビーム導入運転時の炉心構成(使用する炉心、燃料の 種類等)の詳細を決定した後、制御安全棒反応度価値等を原則として計算解析によって求 め、制御安全棒反応度価値、1/2格子管集合体間隙反応度価値等の詳細を決定し、核的制限 値及び熱的制限値を満足する見通しがあることを確認する。ただし、実測データにより見 通しが明らかな場合は、計算解析を省略することができる。

(2) 炉心の構成

炉心構成書に基づき、燃料及び模擬物質等を装填した炉心物質装填用引出し又はカラン ドリアを、1/2格子管集合体へ装荷する。制御安全棒にも同様に燃料等を装填し、格子管集 合体所定の位置へ装荷後、格子管集合体背面に設置された制御安全棒駆動機構と連結させ

⁷ 付録 A.2 を参照のこと。

⁸ ポリエチレン等の一部の模擬物質に関しては、減速材対燃料の体積比の制限及び火災防止対策の必要がある。

る。必要に応じて、実験用装荷物、ドップラー係数測定装置及び中性子カウンター駆動装 置等を設置、挿入する。

(3) 炉心構成の確認

炉心構成の誤認及び燃料誤挿入を防ぐために、運転に先立ち、炉心、制御安全棒、核計 装等が計画されたとおりであること等を、多重な検査によって確認する。

(4) 臨界運転時の臨界近接

臨界運転時では、先ず安全棒が全挿入された状態とする。初回臨界近接に当たっては、 炉心構成を密着時未臨界状態とし、この状態で1/2格子管集合体を密着し、制御棒を全挿入 し、中性子増倍率を測定することにより、未臨界であることを確認する。特に、MA燃料等 を装荷しないウラン炉心の場合には、起動用中性子源を用いる。この後、追加燃料体の量 および位置を決定し、移動側1/2格子管集合体の前進、1/2格子管集合体の密着、中性子逆 増倍率の測定による未臨界の確認の操作を繰り返し、段階的に燃料体を追加して臨界近接 を行う⁹。臨界到達後、反応度制御能力等について実測を行い、核的制限値を満足している ことを確認する。

以上の手順により、核的制限値に関する確認を行った後の運転においては、反応度制御 能力等の測定を省略することができる。

(5) 反応度添加手順

炉心への反応度の添加は、移動テーブルと制御棒によって行われる。まず、炉心分離状態において安全棒が全挿入された状態とし、起動用中性子源を全挿入後、テーブルを前進させ、1/2格子管集合体を密着する。密着後、制御棒2組を炉心へ挿入し、臨界にする。ただし、制御棒の挿入は、一時に1組のみが可能である。臨界到達後、中性子源を引抜き、制御棒操作により炉出力を所定の値に制御する。

(6) ビーム導入運転時の未臨界確認

先ず安全棒が全挿入された状態とし、起動用中性子源を挿入後、1/2格子管集合体を密着 する。制御棒を所定の位置に挿入した後、中性子逆増倍率の測定による未臨界の確認を行 う。TEF-P施設を運転するための運転モードとして「通常運転モード」と「陽子ビーム運転 モード」が備えられており、制御室の運転操作盤において必要なモードに切り替えて運転 する。ビーム導入運転時には、施設外のビームダンプを用いて陽子ビームが所定の条件を 満たしていることを確認した後、「陽子ビーム運転モード」を選択する。その後、必要に応 じて起動用中性子源を引抜き、炉心に陽子ビームを導入する。炉心の出力は、陽子ビーム

⁹ 段階毎に最も新しい情報から推定される臨界量と、既に装荷されている燃料の量との差の 1/2 を超 える量を装荷してはならない。ただし、その差が制御棒の反応度価値と等価な量以下の場合はこの限 りではない。

の出力¹⁰を調整することによって行う。「陽子ビーム運転モード」では炉心に正の反応度が 加わらないよう制御棒の挿入を制限する。

(7) データ取得

臨界到達後、反応度制御設備の反応度価値等について実測を行い、核的制限値及び熱的 制限値を満足していることを確認する。

(8) 運転停止

運転停止に当たっては、制御安全棒の引抜き及びテーブルの分離操作を行い、中性子出 カの正常な低下、制御安全棒の完全な引抜き、テーブルが完全に分離されていることを確 認する。

4.4 機械設計及びシステム設計

- 4.4.1 燃料
- 4.4.1.1 概要

TEF-Pで用いる燃料は、薄板状燃料、ピン状燃料、ブロック状燃料を用い、実験計画に応じ、単一種類又は複数種類のものを組み合わせて使用する。

- 4.4.1.2 設計方針
 - (1) 炉心は、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護回路の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限度を超えることのない設計とする。
 - (2) 燃料は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の環境の変化を考慮しても、機 械的破損のない設計とする。
 - (3) 燃料は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計とする。
 - (4) 燃料は、同一寸法で複数の種類があるため、炉心への誤装荷を防止できる設計とする。
- 4.4.1.3 主要設備

燃料として、炉心用としてニッケル被覆された濃縮ウラン金属薄板、天然ウラン金属薄 板、劣化ウラン酸化物薄板、ステンレス被覆されたMA燃料及びMOX燃料を用いる。なお、ブ ランケット部を構成するために主にニッケル被覆されたブロック状のウラン燃料を用いる。 燃料は、輸送及び取扱い中に変形が生じないよう十分な配慮をするとともに、現地搬入 後、健全性を確認する。さらに、使用に先立ち、種類ごとに容易に識別できることを確認 する。ピン状のMA燃料を使用する場合には、鉛が充填されたカランドリア等を使用する。

各燃料の主要仕様を表4.4-1に、燃料の最大挿入量を表4.4-2に示す。また、代表的なMA 燃料の構造を図4.4-1に示す。

¹⁰ ビーム出力は、原子炉の最大熱出力(500W)を越えないように調整される。

- 4.4.1.4 評価
 - (1)燃料の許容設計限界は、MA燃料の場合は被覆管が破損する温度として600℃^[10]と考えられる。ウラン金属燃料の場合はニッケル被覆との共晶反応によって一部の溶融が始まる740℃^[11]と考えられる。通常運転時の熱的制限値は80℃である¹¹。また、12章で示されるように、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の中性子束が小さく、崩壊熱による温度上昇も小さいため、放射線損傷、応力及び変形は問題¹²にならない。
 - (2) 12章で示されるように、MA燃料を使用した炉心での運転時の異常な過渡変化時におい てもカランドリア内の鉛が溶けることがなく、カランドリアの変形によるMA燃料の機 械的な破損は起こらない。
 - (3)燃料は、引出しに収納することにより輸送及び取扱い中に変形を生じないよう十分な 配慮をした管理を行うことから、燃料の変形等による著しい寸法変化が生じるおそれ はない。
 - (4) 燃料は、種類ごとに容易に識別できることから、誤装荷を防止できる設計となっている。

4.4.2 炉心

4.4.2.1 概要

炉心は、水平2分割型であり、分割された1/2格子管集合体は四角柱状格子管を直方体状 に積み重ねたもので、各々の格子管(35行×35列)には、炉心を構成するための燃料及び 減速材、反射材、構造材、冷却材、核破砕中性子発生用のターゲット材等の摸擬物質を任 意に装填する炉心物質装填用引出しを挿入できる。

4.4.2.2 設計方針

炉心は次の方針により設計する。

- (1) 炉心は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、事故時及び地震時にそれぞれ必要な強度及び機能を保持する設計とする。
- (2) 炉心は、耐食性に優れた材料を使用し、燃料の損傷を防止する設計とする。
- (3) 炉心は、TEF-Pの停止中に適切な方法により試験及び検査ができる設計とする。

4.4.2.3 主要設備

燃料及び減速材、反射材、構造材、冷却材、核破砕中性子発生用のターゲット材等の摸 擬物質を装填した炉心物質装填用引出しを格子管に挿入する。炉心物質装填用引出しが飛 び出さないように、格子管への固定等の対策を行う。35行×35列の格子管で構成される各 1/2格子管集合体は、テーブルの上に締付枠によって堅固に固定されており、テーブルの一 つはベッドと一体構造となっているが、他の一つのテーブルは駆動機構によってベッド上

¹¹ 表 12.1-1 を参照のこと。

¹² 今後の課題である温度上昇による格子管等の構造解析の結果次第では、格子管等に対する構造対策 が必要となる場合がある。

を移動し、固定側に対して密着、分離できる。

格子管、炉心物質装填用引出しの主要な仕様を表4.4-3、表4.4-4に示す。格子管集合体、 炉心物質装填用引出しの構造をそれぞれ図4.4-2、図4.4-3に示す。

各格子管集合体は、テーブルに堅固に固定され、また、燃料等を最大量装填した場合に おいて作用する応力及び地震時に炉心に作用する応力に耐える設計とする。さらに、運転 時の異常な過渡変化時及び事故時に想定される過度の温度上昇においても有意な変形が生 じないような設計とする。

4.4.2.4 評価

- (1)運転時の異常な過渡変化時及び事故時に想定される過度の温度上昇においても有意な 変形が生じないような設計¹³となっている。燃料等を装填した炉心物質装填用引出しは 格子管に固定され、又格子管集合体はテーブルの上に締付枠に堅固に固定されている。 更に、FCAの実績から、同炉心は、燃料等を最大量装填した場合において作用する応力 及び地震時に炉心に作用する応力に耐える設計になっている¹⁴。
- (2) 格子管、炉心物質装填用引出しは、オーステナイト系ステンレス鋼を使用しており、 燃料の損傷を防止する設計となっている。
- (3) 炉心は、FCAの実績から、TEF-Pの停止中に適切な方法により試験及び検査ができる設計とすることが可能である。

4.4.3 反応度制御設備

4.4.3.1 概要

反応度制御設備は、制御安全棒装置及び移動テーブル装置から構成する。8組以上配置する制御安全棒のうち、2組は制御棒として使用し、残りは安全棒として使用する。

反応度の制御は、安全棒完全挿入及び移動テーブル密着後、燃料が装填された制御棒の 位置を調整することにより行う。TEF-Pの通常停止は、制御棒の引抜き後、移動テーブルの 分離、安全棒の引抜きの順で行い、スクラム時は圧縮空気による安全棒の引抜きと、移動 テーブルの分離の同時起動により炉心を停止する。

4.4.3.2 設計方針

反応度制御設備は、次の方針で設計する。

- (1) 反応度制御設備は、2つの独立した原子炉停止系を有し、それぞれ独立してTEF-Pを停止できる設計とする。
- (2) 原子炉停止系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、事故時及び地震時に確実 かつ安全にTEF-Pを停止できる設計とする。

¹³ 今後の課題である温度上昇による格子管等の構造解析の結果次第では、格子管等に対する構造対策 が必要となる場合がある。

¹⁴ FCAの51行×51列の格子管集合体から35行×35列へ最大装荷量が大幅に小さくなっていることから、FCAと同様な格子管等の仕様で地震時等に炉心に作用する応力に十分に耐えうる。

- (3) 反応度制御設備は通常運転時に予想される温度変化等によって生じる反応度変化を制 御できる設計とする。
- (4) 反応度制御設備は、フェイルセーフである設計とする。
- (5) 原子炉停止系は、反応度制御系と部分的に共用する場合は、反応度制御系の故障の影響によって原子炉停止系の機能を損なうことのない設計とする。
- (6)制御棒挿入による反応度添加については、起動インターロックで制御棒挿入を規制することにより、最大反応度添加量を制限し、かつ、制御棒挿入最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。
- (7)移動テーブル前進による反応度添加については、前進速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計とする。また、誤操作による前進による反応度添加については、機械的に前進を防止することにより、過度の反応度添加とならない設計とする。
- 4.4.3.3 主要設備
 - (1) 制御安全棒装置

制御安全棒装置は、制御安全棒及びその駆動装置から構成する。

制御安全棒装置の主要仕様を表4.4-5に示す。

(i)制御安全棒

制御安全棒は、他の炉心物質装填用引出しと同様に燃料及び摸擬物質を組合せて装填 したステンレス鋼製引出し、あるいはこれらの2本を同時に挿入、引抜きができるように 連結したもの。

(ii) 駆動装置

制御安全棒駆動装置(制御棒駆動装置並びに安全棒駆動装置)は、シリンダ、ピスト ン及び駆動棒を保持する電磁石、アーマチュア並びに駆動モータ等からなる。制御安全 棒用の引出しの通常の挿入、引抜きはモータにより行い、スクラムの際の引抜きは圧縮 空気の力により行う。この圧縮空気の圧力は、常時制御安全棒に連結されているピスト ンに加えられていて、スクラム時には、スクラム信号により駆動軸を保持している電磁 石の電流が切られ、電磁石が消磁し、制御安全棒は引抜かれる。

制御安全棒駆動装置は、電源が喪失した場合は電磁石が消磁し、引抜かれるフェイル セーフの機構である。

なお、制御棒駆動機構が反応度調整系、安全棒駆動機構が原子炉停止系であり、それ ぞれ共用はしない。

制御安全棒及び制御安全棒駆動装置の構造を図4.4-4に示す。

(2)移動テーブル装置

移動テーブル装置は、移動テーブル及びその駆動装置から構成する。

移動テーブル装置の主要仕様を表4.4-6に示す。

(i) 移動テーブル

移動テーブルには、移動側1/2格子管集合体が固定されており、ベッド上を移動(前進) して、固定側1/2格子管集合体に密着するようになっている。

(ii) 駆動装置

移動テーブル駆動装置には、ねじとラック方式が用いられ、通常の駆動源は交流電動 機で行われる。スクラムの際のテーブル後進は非常用駆動源として直流電動機を備えて おり、通常駆動源不動作時にも確実に1/2格子管集合体の分離が行われて自動的に最大間 隔まで後退する。駆動速度は、移動テーブルの位置により前進時は、表4.4-4に示すよう に3段切換えとなっており、速度切換位置では必ず自動的に停止し、手動によって改めて スイッチを入れなければそれより前進しないようになっている。後進時は単一速度であ る。

なお、移動テーブル駆動機構の前進が反応度調整系、同機構の後退が原子炉停止系で あり、部分的に共用する。

移動テーブル及び移動テーブル駆動装置の構造を図4.4-5に示す。

- 4.4.3.4 評価
 - (1) 反応度制御設備は、2つの独立した原子炉停止系として、制御安全棒装置及び移動テー ブル装置を有する設計となっている。
 - (2) 原子炉停止系は、12章で示されるように、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、 事故時及び地震時に、それぞれ構造材の応力及び変形が制限値内におさまり¹⁵、確実 かつ安全にTEF-Pを停止できる設計となっている。
 - (3) 反応度制御設備は通常運転時に予想される温度変化等によって生じる反応度変化を制 御できる設計となっている。
 - (4) 制御安全棒装置は、電源喪失時に圧縮空気により引抜かれ、フェイルセーフである設 計となっている。
 - (5)原子炉停止系の安全棒駆動機構と、反応度制御系の制御棒駆動機構は共用しないため、 反応度制御系の故障の影響によって原子炉停止系の機能を損なうことのない設計となっている。ただし、移動テーブル駆動機構については、前進を反応度制御系、後進を 原子炉停止系としており、部分的に共用しているため、非常用バッテリー及び駆動用 モータは多重化し、反応度制御系の故障の影響によって原子炉停止系の機能を損なう ことのない設計としている¹⁶。
 - (6)制御棒挿入による反応度添加については、起動インターロックで制御安全棒1本又は1 組(2本)のみに制御棒挿入を規制することにより、最大反応度添加量を制限し、かつ、 駆動モータの最大回転数に基づく制御棒挿入最大速度に制限することにより、過度の 反応度添加率とならない設計となっている。

¹⁵ 今後の課題である温度上昇による格子管等の構造解析の結果次第では、格子管等に対する構造対策 が必要になる場合がある。

¹⁶ テーブル駆動機構の駆動軸については、動的な機器でないため多重化は不要である。

(7)移動テーブル前進による反応度添加については、前進速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならない設計となっている。また、誤操作による前進による反応 度添加については、機械的なストッパにより前進を防止することにより、過度の反応 度添加とならない設計となっている。

4.4.4 その他の主要な設備

- 4.4.4.1 概要
 - (1) TEF-P起動用の中性子源及び中性子源駆動装置を設ける。
 - (2) 陽子ビーム導入時の核破砕中性子発生用のターゲットを設ける。
- 4.4.4.2 設計方針
 - (1) 起動用の中性子源は、TEF-Pの起動に十分な中性子源強度を有する設計とする。
 - (2) 核破砕中性子発生用のターゲットは、移動側/固定側の両1/2格子管集合体の中心格子 管の密着部分に装荷できる設計とする。
- 4.4.4.3 主要設備
 - (1) 起動用中性子源には、約2×10¹¹ Bq(約5 Ci)のAm-Beを用い、炉心中心に装荷できる。
 - (2) 核破砕中性子発生用のターゲットは、専用の引出しに装填した後、移動側/固定側の両 1/2格子管集合体の中心格子管に装荷できる。
- 4.4.4.4 評価
 - (1) 起動用の中性子源には、TEF-Pの起動に十分な中性子源強度を有する設計となっている。
 - (2) 核破砕中性子発生用のターゲットは、移動側/固定側の両1/2格子管集合体の中心格子 管の密着部分に装荷できる設計となっている。

4.5 核設計

4.5.1 概要

TEF-Pでは、炉心構成の範囲内で、実験目的に応じて燃料の種類及び数量、模擬物質の種類及び数量、またそれらの組み合わせを変化させ、多様な燃料組成を模擬した炉物理実験を行う。

核設計では、炉心構成の範囲において核特性値に関する解析を行い、反応度制御設備を 始めとする計測制御系統施設の性能が運転手順とあいまって、核的制限値を満足させられ る見通しがあることを示す。また、反応度添加を伴う異常な過渡変化時の安全評価に必要 な炉心の動特性定数の特性を、炉心構成の範囲内で評価する。

4.5.2 設計方針

炉心は、次の核的制限値が満足されるよう構成する17。TEF-Pの制限値を表4.5-1に示す。

- (1)最大過剰反応度
 炉心の過剰反応度は、実験用装荷物等の使用時も含め、想定されるいかなる場合でも、
 0.8\$以下とする。
- (2) 1/2格子管集合体密着時における体系の未臨界度 想定されるいかなる場合でも0.5%Δk/k以上とする。
- (3) 最大反応度添加率

通常運転時に、臨界近傍において0.01%Δk/k/s以下とする。このため、制御棒挿入速 度を、0.01%Δk/k/s以下の反応度添加率に相当する値に制限することが可能な設計とす る。

(4) 安全棒の反応度価値

6組以上ある全安全棒の反応度価値を 2 %Δk/k以上とする。また、最大反応度価値を 有する安全棒が1組引抜不能の場合、十分な未臨界度が確保できるように、各組の安全棒 の反応度価値は 1/3 %Δk/k以上となるように設計する。

4.5.3 解析

4.5.3.1 代表炉心

ウラン燃料及び模擬物質の組み合わせは、実験目的に応じて異なる。そこで、実験の基準となる第一炉心に加え、MA非装荷炉心及びMA装荷炉心のそれぞれにおいて、最も大きな 反応度挿入率となる小型炉心(最小炉心)、最も大きな燃料インベントリとなる大型炉心¹⁸ (最大炉心)を代表的な炉心として設定する。このため、いずれの実験炉心の核特性値は、 これらの代表的な炉心の範囲におさまるように構成される。また、これらの炉心は、表4.5-1 の燃料の最大挿入量の範囲で構成することが可能である。TEF-Pの代表炉心を表4.5-2に示 す。

4.5.3.2 解析方法

核設計には、中性子輸送理論を基にしたモンテカルロ法計算コードを使用する。核設計 に使用する計算コードは、種々の実験の解析によりその妥当性が確認されているものを使 用する。

臨界量、反応度価値、反応度係数及び動特性パラメータの計算には、連続エネルギー法 に基づくモンテカルロ計算コードMCNP^[12]を用い、核データには評価済核データライブラリ JENDL-4.0^[13]を基にしたポイントワイズ断面積を用いる。

¹⁷ これらの核的制限値は、12 章の安全評価で示されるように、運転時の異常な過渡変化時、事故時に、 確実かつ安全に TEF-P を停止できる範囲で設定した。

¹⁸ TEF-P 施設の濃縮ウラン燃料の最大保有量(予定)を条件とした。

4.5.3.3 核特性に関する解析結果

TEF-Pの各代表炉心における核特性を表4.5-3に示す。

(1) 最大過剰反応度

TEF-Pでは、炉心の反応度は制御棒の挿入位置で制御される。過剰反応度は、臨界状態 での制御棒の挿入位置と全挿入位置との差の反応度価値に相当し、炉心によって異なる。 最大過剰反応度に相当する挿入位置より制御棒が抜けた状態で臨界状態にならないよう に、炉心に装荷する燃料の量を制限することにより、最大過剰反応度を担保する。制御 棒の挿入位置に応じた反応度価値は、臨界到達後の反応度制御能力等の実測により確認 することが可能な設計となっている。

実験用装荷物等の使用時に想定されるいかなる場合でも、最大過剰反応度に相当する 挿入位置より制御棒が抜けた状態で臨界状態にならないように、炉心に装荷する燃料の 量を制限することにより最大過剰反応度を担保する。また、実験用装荷物は、運転中に 損傷、脱落はもとより、支持された位置から逸脱することのないよう設計されているの で、炉心に正の反応度を添加するおそれはない。

解析の結果、いずれの炉心においても、最大過剰反応度は0.8\$以下となる。

(2) 1/2格子管集合体密着時における体系の未臨界度

炉心分離状態において安全棒が全挿入された状態とし、テーブルを前進させ、1/2格子 管集合体を密着する。このとき、制御棒が完全に引き抜かれた状態である。最大過剰反 応度の制限とあいまって、炉心に装荷する燃料の量を制限することにより、密着時の体 系の未臨界度を担保する。1/2格子管集合体密着時における体系の未臨界度は、臨界到達 後の反応度制御能力等の実測により確認することが可能な設計となっている。

解析の結果、いずれの炉心においても、密着時における体系の未臨界度は 0.5%Δk/k 以上となる。

(3) 最大反応度添加率

安全棒が全挿入し、制御棒が完全引き抜された密着時における体系の未臨界度を確保 する設計となっている。従って、臨界近傍での反応度添加率は、密着後に制御棒の挿入 時における制御棒挿入速度により制御される。制御棒の駆動装置の駆動モータの回転数 を最大反応度添加率に相当する制御棒挿入速度以下に制限することにより最大反応度添 加率を担保する。また、制御棒に装荷する燃料の量又は制御棒の装荷位置を変えること で、最大反応度添加率を担保する。

まず、制御棒反応度価値(2組)は、対称性を考慮し全制御安全棒(8組)の反応度価値の 1/4倍として算出した。1組の制御棒反応度価値を燃料領域の高さで除した値に、制御棒 の駆動速度1mm/sを乗じて算出した結果、いずれの炉心も制御棒最大反応度添加率は、 0.01 %Δk/k/s以下である。 (4) 安全棒の反応度価値

安全棒に装荷する燃料の量又は装荷位置を変えることで、反応度価値を担保する。6 組以上ある各組の安全棒の反応度価値の差異が大きくならない設計となっているので、1 組が引抜不能となった場合でも十分な未臨界を確保できる。また、安全棒の反応度価値 は、臨界到達後の実測により確認することが可能な設計となっている。

全安全棒の完全挿入状態と完全引抜状態のk_{eff}の差から求めた結果、全安全棒(6組)の 反応度価値は、いずれの炉心においても 2%Δk/k以上である。また、安全棒は対称とな る位置に装荷しているため、各組の安全棒の反応度価値は 1/3 %Δk/k以上である。

4.5.3.4 動特性定数に関する解析結果

TEF-Pの第一炉心、MA非装荷炉心及びMA装荷炉心の各の代表炉心について、反応度添加を 伴う異常な過渡変化及び事故の安全評価に必要な核特性値として、1/2格子管集合体間隙効 果、肥満者効果、燃料板軸方向膨張効果、ドップラー効果等の反応度係数及び遅発中性子 割合、即発中性子寿命の動特性定数を解析した。動特性定数の解析結果を表4.5-4に示す。

(1) 反応度係数

TEF-Pの各1/2格子管集合体が分離した状態から密着までの間に、未臨界状態で正の反応度が添加される。このときの反応度効果を1/2格子管集合体間隙効果と呼び、水平分割型に特有な効果である。1/2格子管集合体間隙効果による反応度は 0.084 % Δ k/k/mmから 0.200 % Δ k/k/mm、移動テーブルが低速領域の移動速度15 mm/minで近づいた場合の反応 度添加率は 0.021 % Δ k/k/sから0.050 % Δ k/k/sである。

1/2格子管集合体が分離しているときに実験者がその間に入って作業を行うと、人間の 身体が減速材の役割を果たすため反応度が増加する。この効果を肥満者効果という。肥 満者効果による反応度添加は0.10から0.25である。

濃縮ウラン燃料のみが温度上昇し燃料板が膨張し、燃料の原子数密度が減少したとして k_{eff} を求め、温度上昇前の k_{eff} との差から膨張効果を求めた。線膨張係数として1.42×10⁻⁵(/℃)を用いた。燃料板の軸方向膨張効果による反応度添加は、20℃から100℃まで昇温した場合、-2.62×10⁻⁶Δk/k/℃から-4.50×10⁻⁶Δk/k/℃である。また、ドップラー効果による反応度は、20℃から320℃まで昇温した場合-3.06×10⁻⁶Δk/k/℃から-6.10×10⁻⁶Δk/k/℃である。よって、炉心温度反応度係数は、如何なる場合においても負となる。

(2) 即発中性子寿命

即発中性子寿命0は、一般に、炉心体積が小さいほど、また、中性子エネルギースペクトルが硬いほど小さくなり、5.597×10⁻⁸ sから3.656×10⁻⁷ sの範囲で変化する。

(3) 実効遅発中性子割合

実効遅発中性子割合 β は、MA燃料を装荷した場合に減少し、炉心構成の範囲内においては5.820×10⁻³から7.420×10⁻³の範囲である。

4.5.4 評価

以上の解析結果を総合すると、次のようになる。

(1) 最大過剰反応度

TEF-Pでは、実験用装荷物等の使用時を含む想定されるいかなる場合でも、最大過剰反応度に相当する挿入位置より制御棒が抜けた状態で臨界状態にならないように、炉心に装荷する燃料の量を制限することにより、最大過剰反応度を制限できる設計となっている。また、どのような炉心構成に対しても、制御棒に装荷する燃料の量又は制御棒の装荷位置を変えることで、最大過剰反応度を下回る値にすることができる設計となっている。

以上の設計により、想定されるいかなる場合でも、炉心の最大過剰反応度0.8\$以下の 制限を満足することができる。

(2) 1/2格子管集合体密着時における体系の未臨界度

最大過剰反応度の制限とあいまって、炉心に装荷する燃料の量を制限することにより、 密着時の体系の未臨界度を確保できる設計となっている。また、どのような炉心構成に 対しても、制御棒に装荷する燃料の量又は制御棒の装荷位置を変えることで、密着時の 体系の未臨界度を確保できる設計となっている。

以上の設計により、想定されるいかなる場合でも、密着時の体系の未臨界度 0.5 %∆ k/k以上を満足することができる。

(3) 最大反応度添加率

密着時における体系の未臨界度を確保する設計となっている。従って、臨界近傍での 反応度添加率は、密着後の制御棒の挿入時における制御棒挿入速度により制御される。 制御棒の駆動装置の駆動モータの回転数を最大反応度添加率に相当する制御棒挿入速度 以下に制限できる設計となっている。また、どのような炉心構成に対しても、制御棒に 装荷する燃料の量又は制御棒の装荷位置を変えることで、最大反応度添加率を下回る値 にすることができる設計となっている。

以上の設計により、通常運転時の臨界近傍で 0.01 %Δk/k/s以下の制限を満足することができる。

(4) 安全棒の反応度価値

どのような炉心構成に対しても、十分な反応度価値が得られるように、安全棒に装荷 する燃料の量又は安全棒の装荷位置を変えることができる設計となっている。

以上の設計により、全安全棒の反応度価値 2 %Δk/k以上の制限を満足することがで き、かつ各組の安全棒の反応度価値は 1/3 %Δk/k以上の制限を満足することができる。

4.6 原子炉及び炉心に関する課題等

- ポリエチレン等の一部の模擬物質に関しては、取扱い時の臨界管理及び反応度事故の際に燃料溶融の恐れ¹⁹があるため、減速材対燃料の体積比を制限する必要がある。
 また、火災防止対策として、MA燃料と同時に使用しないこと及び金属で被覆すること等の制限を設ける必要がある。
- 本報告書では、代表炉心の選定の際に比較的に評価が厳しくなる対象としてMA装荷
 炉心を考慮した。今後、MOX装荷炉心についても同様の確認が必要である。
- ・ 冷却機能喪失時に自然放熱状態で格子管集合体自体の温度も200℃~300℃~加熱される可能性がある。この場合の格子管集合体の構造健全性維持について、構造解析等による確認が必要である。その結果次第では、格子管等に対する構造対策が必要になる場合がある。更に、これらの課題をクリアしても、炉心温度の上昇、低下により格子管集合体密着面の平面精度が維持できなくなり、実験精度が低下する恐れがあるので、MA燃料使用炉心では強制冷却系のブロワ故障への対策、例えばブロワに予備機を設置することで、冷却機能喪失の可能性を少なくする対策をとることが望ましい。

¹⁹ ポリエチレン等を使用した場合には、少量の燃料で臨界炉心を構築することが可能なため、出力密 度が大きくなる可能性がある。

٦

Γ

a.	薄板状燃料			
	燃料薄板状燃料は単一種類又は複数種類のもの並びに模擬物質と組み合			
	わせて、炉心物質装填用引出しに装填して使用する。また、ニッケル被覆さ			
	れている。			
	(i)濃縮ウラン金属燃料			
	²³⁵ U含有率: 20 wt.%以下			
	最大外辺寸法:50.80 mm			
	最大厚さ: 3.12 mm			
	(ii)天然ウラン金属燃料			
	・ ²³⁵ U含有率: 0.714 wt.%			
	・最大外辺寸法: 50.80 mm			
	・最大厚さ: 3.13 mm			
	(ⅲ)劣化ウラン酸化物燃料			
	・ ²³⁵ U含有率: 0.714 wt.%未満			
	・最大外辺寸法: 50.80 mm			
	・最大厚さ: 6.25 mm			
b.	ピン状燃料			
	ピン状燃料は、カランドリアに装填して使用する。ただし、MA燃料とMOX			
	燃料は同時には使用しない。また、ステンレス被覆されている。			
	(i) MA燃料			
	・MA量: 30 g/ピン 以下			
	・Pu量: 30 g/ピン 以下(²³⁹⁺²⁴¹ Pu濃縮度 70 wt.%以下)			
	・発熱量: 3.75 W/ピン 以下			
	・被覆管最大直径: 約 8 mm			
	・被覆管最大長: 約 300 mm			
	・被覆材: ステンレス鋼			
	(ii) MOX燃料			
	・MA量: 5 g/ピン 以下			
	・Pu量: 20 g/ピン 以下(²³⁹⁺²⁴¹ Pu濃縮度 70 wt.%以下)			
	・U量: 70 g/ピン 以下(²³⁵ U濃縮度 0.714 wt.%以下)			
	・発熱量: 1 W/ピン 以下			
	・被覆管最大直径: 約 8 mm			
	・被覆管最大長: 約 300 mm			
	・被覆材: ステンレス鋼			

表4.4-1 燃料の主要仕様(2/2)

c. ブロック状燃料	
ブロック状燃料は炉心	い物質装填用引出しに装填して
使用する。また、ニッケ	ル被覆されている。
(i)天然ウラン金属燃料	
・ ²³⁵ U含有率:	0.714 wt.%
·最大外辺寸法:	50.80 mm
・最大厚さ:	203.20 mm
(ii)劣化ウラン金属燃料	
・ ²³⁵ U含有率:	0.714 wt.%未満
·最大外辺寸法:	50.80 mm
・最大厚さ:	203.20 mm

表4.4-2	燃料の:	最大挿	入量		
3650 kg	以下	(²³⁵ U	730	kg	以
0.0 - 0.1					

濃縮ウラン 下) 天然ウラン 30 t 以下 劣化ウラン 30 t 以下 MA燃料 600本以下 MA量 18 kg 以下 Pu量 18 kg 以下 MOX燃料 600本以下 MA 3 kg 以下 U量 42 kg 以下 12 kg 以下 Pu量

表4.4-3 格子管の主要仕様

・構造	: 角形管	**
・主要す	法	
2	外辺寸法:	約 55mm×55mm
-	長さ:	約 1320mm
;	板厚:	約 1mm
・主要材	料: オー	ステナイト系ステンレス鋼

表 4.4-4 炉心物質装填用引出しの主要仕様

 ・構造: 箱形
・主要寸法
内辺寸法 : 約 51mm×51mm
長さ: 約 670mm
板厚: 約 0.8mm
・主要材料: オーステナイト系ステンレス鋼

表 4.4-5 制御安全棒装置の主要仕様

(1)制御安全棒
 ・数量: 8~20本
・形 状: 板状制御材を引出しに装填する。
・主要寸法
長 さ: 約 1000mm
内法幅: 約 49mm
内法高さ: 約 51mm
板 厚: 約1.5~3mm
・主要材料: 燃料板及び模擬物質板
(2)制御安全棒駆動装置
 ・数 量: 8~10 基
・駆動方式
通常運転時:電動駆動方式
スクラム時:空気シリンダ駆動方式
・駆動ストローク:600mm
・スクラム時引抜き時間:
50ms 以下(スクラム信号が入ってから動き始めるまでの時間)
200ms 以下(動き始めてから全行程の 80%引抜かれる時間)
・主要材料 オーステナイト系ステンレス鋼、炭素鋼等
表 4.4-6 移動テーブル装置の主要仕様

(1)移動テーブル
·数 量: 1基
 ・構造: 1/2 格子管集合体固定式のベッド上移動テーブル
・主要寸法
長さ:約 2500mm
幅: 約 4000mm
• 主要材料: 炭素鋼等
(2)移動テーブル駆動装置
 ・数 量: 1基
・構 造: 電動駆動・ネジ&ラック方式
・テーブル最大間隔: 2000mm
・移動速度
前進 2000~500mm: 300mm/min
500~100mm: 150mm/min
100~0mm: 15mm/min
後進 0~2000mm: 780mm/min
・スクラム信号が入ってから 100mm 以上分離するまでの時間:10 s 以下

種別	制限事項	基準値
核的制限值	(1) 最大過剰反応度	0.8\$以下
	(2) 密着時における体系の未臨界度	0.5 %∆k/k以上
	(3) 最大反応度添加率	0.01 %∆k/k/s以下
	(4) 安全棒の組数	6組以上
	(5) 各組の安全棒の反応度価値	1/3 %∆k/k以上
燃料	(1) 炉心装荷燃料のMA燃料最大挿入量	600本
	(2) 炉心装荷燃料のMOX燃料最大挿入量	600本
	(3) 炉心装荷燃料の濃縮ウラン最大挿入量	3650 kg(²³⁵ U 730kg)
	(4) 炉心装荷燃料の天然ウラン最大挿入量	30 t
	(5) 炉心装荷燃料の劣化ウラン最大挿入量	30 t
その他制限	(1) 炉心温度	80℃以下

表4.5-1 TEF-Pの制限値

表4.5-2 TE	驴━Pの代表炉心
-----------	----------

				炉心		
体	系	唇心如武	外径	高さ	体積	燃料装荷量
		沪心阳风	(cm)	(cm)	(L)	(kg)
第一点	戶心	濃縮ウラン	34.68	35.56	33.6	102.1(²³⁵ U 量)
MA 非装荷	最小炉心	濃縮ウラン	50.22	20. 32	40.3	122.6(²³⁵ U 量)
炉心	最大炉心	濃縮ウラン 及び鉛	103.66	111.76	943.3	730.3(²³⁵ U 量)
	是小厅心	MA 燃料 (中央)	31.14	53.00	40.4	30(MA 量) ²⁰ 30(全 Pu 量)
MA 装荷	取小小小	濃縮ウラン	45.80	50.80	44.9	136.4(²³⁵ U 量)
炉心	星十亿心	MA 燃料 (中央)	31.14	53.00	40.4	30(MA 量) 30(全 Pu 量)
	取八水心	濃縮ウラン 及び鉛	111.60	111.76	1008.1	587.4(²³⁵ U 量)

²⁰ MA 装荷量の制限は 18kg であるが、保守的に 30kg として評価した。

	ł	最大過剰反応度	密着時未臨界度	制御棒反応度価値	制御棒最大反応度添加率	安全棒反応度価値
~~~~	¥.4	÷	$\% \Delta {\rm k/k}$	$\% \Delta  { m k/k}^{*1}$	$\% \Delta { m k/k/s}^{*2}$	$\% \Delta  { m k/k}^{*3}$
第	心可	0. 7	0.83	1.34	0.0038	4.03
MA 非装荷	最小炉心	0.5	0.60	0.97	0.0048	2.92
植い	最大炉心	0. 4	0.56	0.85	0.0008	2.56
MA 装荷	最小炉心	0.5	0.70	0.99	0.0020	2. 98
むい	最大炉心	0. 3	0.56	0. 75	0.0007	2.24
*1 制御棒反応	。 京度価値(2組)は	は、対称性を考慮し	全制御安全棒(8組)	)の反応度価値の1/4倍	として算出した。	

表4.5-3 TEF-Pの代表炉心の核特性の解析の結果

*2 制御棒の最大反応度添加率は、1組の制御棒反応度価値を燃料領域の高さで除した値に、制御棒の駆動速度1mm/sを乗じて算出した。

*3 安全棒反応度価値(6組)は、対称性を考慮し全制御安全棒(8組)の反応度価値の3/4倍として算出した。

遅発中性子 割合 β ^{eff}	7.370 $\times 10^{-3}$	7.420 $\times 10^{-3}$	7.320 $\times 10^{-3}$	5.820 × 10^3	6. $160 \times 10^{-3}$	
即発中性子 寿命 ℓ (s)	5. 597 $\times 10^{-8}$	5. $718 \times 10^{-8}$	2. $199 \times 10^{-7}$	1. $793 \times 10^{-7}$	3. $656 \times 10^{-7}$	
ドップラー 効果*3 Δk/k/°C	$-3.67 \times 10^{-6}$	$-3.06 \times 10^{-6}$	$-4.06 \times 10^{-6}$	$-4.48 \times 10^{-6}$	$-6.10 \times 10^{-6}$	
膨張劾果* ² ∆ k/k/°C	$-4.50 \times 10^{-6}$	$-2.62 \times 10^{-6}$	$-2.62 \times 10^{-6}$	$-2.99 \times 10^{-6}$	$-4.00 \times 10^{-6}$	15
肥満者効果 ô k _{eff}	0.13	0. 25	0. 11	0.10	0.12	るに子田洋山は
間隙効果 %Δk/k/mm (%Δk/k/s)*1	0.169 (0.042)	0.200 (0.050)	0.084 (0.021)	0.136 (0.034)	0.119 (0.030)	
体系	一炉心	最小炉心	最大炉心	最小炉心	最大炉心	「十、下 4 4 mm
	策	MA 非装荷	心心	MA 装荷	心心	

表4.5-4 TEF-Pの代表炉心の動特性定数の解析の結果

*1移動テーブルが15 mm/minの移動速度(低速領域)での反応度添加率

*2 20℃から100℃に上昇するときの反応度係数(軸方向のみ線膨張係数1.42×10⁻⁵/℃)として算出した。

*3 20℃から320℃に上昇するときの反応度係数として算出した。



図4.4-1 各燃料の構造(MA燃料)









図4.4-3 炉心物質装填用引出しの構造



<ul> <li>④ シリンダ</li> <li>⑤ 駆動装置支持台</li> <li>⑥ ピストン</li> </ul>	Br:電磁ブレーキ S/y:シンクロ発信器 Va:安全弁 Du:ショックアブソーバー	卸安全棒駆動装置の構造
<ul> <li>①制御安全棒引出し</li> <li>③ 堅 動 棒</li> <li>③ 圧縮空気入口</li> </ul>	Mg:電磁石 Ma:ブーマチュア L S:リードスクリュー M O:電動議 G D:減速機	図4.4-4 制御安全棒及び制術

,



# 5. 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備

## 5.1 概要

核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備は、TEF-P施設で使用する薄板状燃料、ブロック状燃料 及びピン状MA燃料等の取扱い及び貯蔵を安全、かつ、確実に行うものである。

核燃料物質貯蔵設備は、図5.1-1に示すバードケージ用貯蔵棚、キャビネット、燃料ブロック用貯蔵棚、図5.1-2に示すMA燃料用貯蔵棚、及びMOX燃料用貯蔵棚から構成される。

核燃料物質取扱設備は、図5.1-3に示す燃料移送機、図5.1-4に示すMA燃料装荷装置及び 図5.1-5に示すMA燃料遠隔取扱装置から構成される。燃料移送機は、燃料交換時に、燃料等 が装填された炉心物質装填用引出し(以下、燃料引出しと呼ぶ)を燃料取扱室から炉心ま で移送するための設備である。MA燃料装荷装置は、作業員の被ばく低減を目的として、炉 室内の炉周辺に配置する架台に据え付けられ、炉の燃料交換時にMA燃料又はMOX燃料を遠隔 で交換する装置である。MA燃料遠隔取扱装置は、MA燃料を貯蔵するMA燃料用貯蔵庫及びMOX 燃料を貯蔵するMOX燃料用貯蔵庫内に設置するもので、作業員の被ばく低減を目的として貯 蔵棚と運搬台車間で収納カートリッジの受け渡しを遠隔で行う装置である。収納カートリ ッジはMA燃料6本を収納する円筒状の容器である。運搬台車は作業員によって貯蔵庫から炉 室まで移送され、MA燃料装荷装置に受け渡される。

# 5.2 設計方針

## 5.2.1 核燃料物質貯蔵設備

核燃料物質貯蔵設備は、次の設計方針に従い設計する。21

- (1) 核燃料物質貯蔵設備は、TEF-P施設で用いる燃料を貯蔵できる容量(1炉心分以上)を 有する設計とする。
- (2) 核燃料物質貯蔵設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により臨界を防止する設計とする。
- (3) 核燃料物質貯蔵設備は、放射線防護のための適切な遮へいを有する設計とする。
- (4) 核燃料物質貯蔵設備は、崩壊熱による燃料の溶融を防止する設計とする。
- (5) 核燃料物質貯蔵設備の設置場所では、放射線量の異常を検知し、及び警報を発するこ とのできる設備を設ける。
- (6) 核燃料物質貯蔵設備の設置場所では、温度の異常を検知し、及び警報を発することの できる設備を設ける。
- (7) 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。

²¹ なお、核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備では崩壊熱の除去を空冷で行い冷却水を用いない。また、 空気中での著しい腐食の恐れがある燃料等は適切に被覆されているため、著しい腐食の恐れはない。

## 5.2.2 核燃料物質取扱設備

核燃料物質取扱設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 核燃料物質取扱設備は、TEF-P施設で用いる燃料を取り扱う能力を有する。
- (2) 核燃料物質取扱設備は、臨界を防止する設計とする。
- (3) 核燃料物質取扱設備は、崩壊熱による燃料の溶融を防止する設計とする。
- (4) 核燃料物質取扱設備は、放射線防護のための適切な遮へい能力を有する設計とする。
- (5) 核燃料物質取扱設備は、燃料等の取扱中における落下を防止できる設計とする。
- (6) 核燃料物質を取り扱う場所では、周辺の放射線量の異常を検知し、及び警報を発する ことのできる設備を設ける。
- (7) 核燃料物質取扱設備は、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。

# 5.3 主要設備

## 5.3.1 核燃料物質貯蔵設備

(1) 核燃料物質貯蔵設備の主な機器の仕様を表5.3-1に示す。

バードケージ用貯蔵棚は濃縮ウラン板状燃料を貯蔵するものであり、濃縮ウラン用貯蔵 庫に設置される。

キャビネットは天然又は劣化ウランの板状燃料を貯蔵するものであり、天然ウラン・劣 化ウラン用貯蔵庫に設置される。

燃料ブロック用貯蔵棚は天然又は劣化ウランのブロック状燃料を貯蔵するものであり、 天然ウラン・劣化ウラン用貯蔵庫に設置される。

MA燃料用貯蔵棚はMA燃料を収納カートリッジに収納し貯蔵するものであり、MA燃料用貯 蔵庫に設置される。

MOX燃料用貯蔵棚はMOX燃料を収納カートリッジに収納し貯蔵するものであり、MOX燃料用 貯蔵庫に設置される。

(2) バードケージ用貯蔵棚では規定枚数を納めたバードケージにより燃料同士を40cm以上 離隔し、臨界を防止する設計とする。未臨界の判定基準は中性子実効増倍率で0.95以下と する²²。

キャビネット及び燃料ブロック用貯蔵棚では天然又は劣化ウランのみを貯蔵するため、臨 界の可能性はない。

MA燃料用貯蔵棚及びMOX燃料用貯蔵棚に対しては、収納カートリッジに6本のピン状燃料 を収納し、収納カートリッジの設置位置を物理的に制限することによって燃料密度が過大 にならない設計とし、中性子実効増倍率を0.95以下とする²³。

²² FCA の実績から成立見込みがあるが、現状未評価。今後、無限にバードケージが配列された条件で、 空気中水分率について想定し得る最も厳しい条件を設定して評価を行う必要がある。

²³ モンテカルロ計算コード MCNP 及び評価済み核データ JENDL-3.2 を使用し、無限にカートリッジが配列され、空気中又は水没時の条件を設定して行った結果、MA 燃料用又は MOX 燃料用貯蔵棚に対して中性子実効増倍率が 0.6 以下と評価された^[4]。

(3) バードケージ用貯蔵棚、キャビネット及び燃料ブロック用貯蔵棚を設置する濃縮ウラ ン用貯蔵庫及び天然ウラン・劣化ウラン用貯蔵庫では濃縮ウラン、天然ウラン、劣化ウラ ンのみを扱うため貯蔵庫内の空間線量は十分に小さい。

MA燃料用貯蔵庫及びMOX燃料用貯蔵庫に対しては、貯蔵庫内に放射線防護のための遮へい 壁を設ける設計とする。²⁴

(4) バードケージ用貯蔵棚、キャビネット及び燃料ブロック用貯蔵棚を設置する濃縮ウラン用貯蔵庫及び天然ウラン・劣化ウラン用貯蔵庫では濃縮ウラン、天然ウラン、劣化ウランのみを扱うため燃料の崩壊熱は十分に小さい。

MA燃料用貯蔵庫及びMOX燃料用貯蔵庫に対しても、空調が長期停止した場合でも燃料溶融 には至らない設計とする²⁵。

(5) 各貯蔵庫には放射線量の異常を検知し、及び警報を発することのできる設備を設ける。

(6) MA燃料用貯蔵庫及びMOX燃料用貯蔵庫には放射線量及び温度の異常を検知し、及び警報 を発することのできる設備を設ける。

(7) 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。

## 5.3.2 核燃料物質取扱設備

(1) 核燃料物質取扱設備のうち、燃料移送機の仕様を表5.3-2(1)に示す。燃料取扱室に設置された燃料装填作業台上でウラン燃料及び模擬物質を引出しに装填する。燃料引出しは、 燃料識別装置によって構成を記録された後、燃料移送装置により炉室に移送される。炉室 に設置された燃料横送り装置で燃料移送装置と燃料昇降装置間を移送し、燃料昇降装置に よって炉心における装荷高さ付近まで昇降させる。

MA燃料装荷装置の仕様を表5.3-2(2)に示す。MA燃料取扱機構は収納カートリッジと炉心間のMA燃料又はMOX燃料の移動を行う。収納カートリッジ取扱機構は装荷ヘッドと収納カートリッジ運搬台車間の収納カートリッジの移動を行う。装荷ヘッドはMA燃料取扱機構と収納カートリッジ取扱機構を内蔵し、クレーンによって運搬台車と炉心の間を移動する。

MA燃料遠隔取扱装置の仕様を表5.3-2(3)に示す。収納カートリッジ取扱機構は、MA燃料

²⁴ 貯蔵庫内の遮へい壁外側線量は、MA 燃料用貯蔵庫で 46 µ Sv/h、MOX 燃料用貯蔵庫で 26 µ Sv/h (付録 B.1 参照)。通常は収納カートリッジ運搬台車の出し入れに立ち入るのみであり滞在時間が短いため、 作業員の被ばく線量は十分に低い。

²⁵ 2.83W/ピンの発熱を有するピン状燃料温度は、自然対流の状態で空気温度より 70℃程度高温で静定 すると評価されている^[4]。3.75W/ピンの場合には、空気温度より 93℃高温となる。一方、貯蔵庫内部 に 864 本の MA 燃料が存在し総発熱量が 3.24kW の条件で空調停止が起こったと仮定すると、自然循環 により空気最高温度は 52℃となる(付録 B.3 参照)。従って、燃料温度は最大で 145℃となる。被覆管 にステンレス鋼等の材質を選定すれば燃料は溶融しない。なお、炉心に装荷可能な MA 燃料本数は 600 本であるが、貯蔵庫では保守側に多めの本数で評価している。

用貯蔵棚又はMOX燃料用貯蔵棚から収納カートリッジを取出/格納するとともに、収納カートリッジ運搬台車から収納カートリッジを取出/格納する。クレーンは、貯蔵棚と収納カートリッジ運搬台車の間で収納カートリッジ取扱機構を移動させる。遮へい扉は、収納カートリッジ運搬台車を作業員が取扱う間に閉じることにより被ばく線量を低減させる。燃料 識別装置は取出/格納時にMA燃料又はMOX燃料の個体識別を行う。

(2) 燃料移送機においては、燃料装填作業台上など、各位置における燃料取扱量を制限す る等により臨界を防止する。

MA燃料装荷装置及びMA燃料遠隔取扱装置においては、ピン状燃料6本を格納した収納カートリッジを1体のみ取扱うため臨界の恐れは無い²⁶。

(3) 燃料移送機においてはウラン燃料のみを取扱うため、発熱量は非常に小さく溶融の恐れは無い。

MA燃料装荷装置及びMA燃料遠隔取扱装置においては、停電等により装置が長期間放置された場合でも燃料溶融には至らない²⁷。

(4) 燃料移送機周辺においてはウラン燃料のみを取扱うため、空間線量は十分に小さい。 MA燃料装荷装置は遠隔で動作するため、作業員を防護する必要は無い。

MA燃料遠隔取扱装置においては、作業員が収納カートリッジ運搬台車を移送する間に必要な遮へいを台車上に設ける²⁸。

(5) 燃料移送機では移送時において炉心物質装填用引出しが落下しない構造とする。また、 作業員は燃料を落下させないよう、確実に取扱う。

MA燃料装荷装置及びMA燃料遠隔取扱装置においては、収納カートリッジ及びMA燃料又は MOX燃料の落下防止対策や、クレーン類の逸走防止等の対策を講じることにより燃料の落 下を防止する。

(6) 核燃料取扱設備が設置される場所の周辺および、収納カートリッジ運搬台車の移送上 には、周辺の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することのできる設備を設ける。

(7) 核燃料物質取扱設備は、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。

²⁶ ピン状燃料を炉心に挿入する際の臨界管理については、炉心構成において 4.3 節で別途記述。

²⁷ 2.83W/ピンの MA 燃料 6 本を収納したカートリッジ 1 体を 20℃の空気中に放置した場合の静定温度 は 80℃である^[4]。MA 燃料の崩壊熱が 3.75W/ピンの場合は、発熱量が 1.3 倍であるため、温度上昇が 80℃となり、100℃で静定すると推測される。これは十分に低い温度であり、燃料溶融には至らない。 ²⁸ SUS 遮へい 3cm を付加した収納カートリッジから 1m 点の線量は、MA 燃料で 5.2  $\mu$  Sv/h、MOX 燃料で 2.5  $\mu$  Sv/h (付録 B.2 を参照)。

## 5.4 評価

## 5.4.1 核燃料物質貯蔵設備

- (1) 5.3.1(1)で述べたように、核燃料物質貯蔵設備は、TEF-P施設で用いる燃料を貯蔵でき る容量(1炉心分以上)を有する設計となっている。
- (2) 5.3.1(2) で述べたように、核燃料物質貯蔵設備は、幾何学的な安全配置又はその他の 適切な手段により臨界を防止する設計となっている。
- (3) 5.3.1(3) で述べたように、核燃料物質貯蔵設備は、放射線防護のための適切な遮へい を有する設計となっている。
- (4) 5.3.1(4) で述べたように、核燃料物質貯蔵設備は、崩壊熱による燃料の溶融を防止す る設計となっている。
- (5) 今後の詳細設計において、核燃料物質貯蔵設備の設置場所では、放射線量の異常を検 知し、及び警報を発することのできる設備を設ける。
- (6) 今後の詳細設計において、核燃料物質貯蔵設備の設置場所では、温度の異常を検知し、 及び警報を発することのできる設備を設ける。
- (7) 今後の詳細設計において、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。

## 5.4.2 核燃料物質取扱設備

- (1) 5.3.2(1)で述べたように、核燃料物質取扱設備は、TEF-P施設で用いる燃料を取扱う能力を有する設計となっている。
- (2) 5.3.2(2) で述べたように、核燃料物質取扱設備は、取扱い量の制限と組み合わせて臨 界を防止する設計となっている。
- (3) 5.3.2(3) で述べたように、核燃料物質取扱設備は、崩壊熱による燃料の溶融を防止す る設計となっている。
- (4) 5.3.2(4) で述べたように、核燃料物質取扱設備は、放射線防護のための適切な遮へい 能力を有する設計となっている。
- (5) 今後の詳細設計において、核燃料物質取扱設備は、燃料等の取扱中における落下を防止できる設計とする。
- (6) 今後の詳細設計において、核燃料物質を取扱う場所では、周辺の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することのできる設備を設ける。
- (7) 今後の詳細設計において、核燃料物質取扱設備は、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。

## 5.5 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備に関する課題等

MA燃料用貯蔵庫及びMOX燃料用貯蔵庫に対して、空調が長期停止した場合でも燃料溶
 融には至らないと概略検討されているが、今後、伝熱流動解析プログラムを用いて3
 次元モデル等による詳細解析を実施し、冷却可能性を確認していく必要がある。また、最終ヒートシンクとなっている燃料取扱室の熱容量は十分に大きいことが期待

されるが、燃料取扱室および室内の空気温度の上昇速度を確認する必要がある。

 ウラン燃料を格納するバードケージの臨界防止について、FCAの実績から成立見込み があるが、今後、無限にバードケージが配列された条件で、空気中水分率について 想定し得る最も厳しい条件を設定して評価を行う必要がある。

表5.3-1 核燃料物質貯蔵設備の主な機器仕様(1/2)29

(1) バードケージ用貯蔵棚 ・型 式:床壁サポート式 ・設置部屋:濃縮ウラン用貯蔵庫 ・基 数:2式 ·主要材質 フレーム:STKR 棚板 : SUS304 · 主要寸法 全長:約8150mm 全高:約2800mm 棚幅:約 850mm ・ 貯蔵対象物:バードケージ · 貯蔵容量: 310 個/式 合計 620 個 ・落下防止方法:落下防止チェーン (2) キャビネット ・型 式:引出し方式キャビネット ・設置部屋:天然ウラン・劣化ウラン用貯蔵庫 ・基数:1式 · 主要材質: 鋼製 • 主要寸法 幅 :約 900mm 全高:約1500mm 奥行:約500mm ・貯蔵対象物:劣化・天然ウラン板 ・ 落下防止方法:引出し施錠 (3) 燃料ブロック用貯蔵棚 ・型 式:床壁サポート式 ・設置部屋: 天然ウラン・劣化ウラン用貯蔵庫 ・基数:4式 · 主要材質 フレーム: STKR 棚板 : SUS304 · 主要寸法 全長:約8150mm 全高:約2800mm 棚幅:約 500mm ・貯蔵対象物:劣化・天然ウランブロック ・ 落下防止方法: 棚部のかえり

²⁹ 貯蔵容量については、核物質防護のため不記載。

```
表5.3-1 核燃料物質貯蔵設備の主な機器仕様(2/2)
```

```
(4) MA 燃料用貯蔵棚
 • 型
      式:床壁サポート式
 ・設置部屋: MA 燃料用貯蔵庫

    ・基数:1式

    主要材質

    フレーム: SUS304TP (角パイプ)
    棚板 : SUS304
 · 主要寸法
     全長:約1700mm
     全高:約2400mm
     棚幅:約 620mm
 ・貯蔵対象物:ピン状 MA 及び Pu 燃料入り収納カートリッジ
 ・ 落下防止方法: スライド蓋
(5) MOX 燃料用貯蔵棚

    ・型 式:床壁サポート式

 ·設置部屋:MOX燃料用貯蔵庫
 • 基
     数:1式
 · 主要材質
       フレーム: SUS304TP (角パイプ)
       棚板 : SUS304
 • 主要寸法
      全長:約3500mm
      全高:約2400mm
      棚幅:約 620mm
 ・貯蔵対象物:ピン状燃料(MA+MOX 及び MOX)入り収納カートリッジ
 ・ 落下防止方法: スライド蓋
```

表5.3-2 核燃料物質取扱設備の主な機器仕様(1/3)

(1) 燃料移送機

<ul> <li>(1)燃料移送機</li> <li>(a)燃料移送装置</li> <li>①エアロック配管</li> <li>・型 式:気密式</li> <li>・基 数:2基</li> <li>・主要材質:SUS304</li> <li>・主要寸法</li> <li>全長:約7800mm</li> </ul>
<ul> <li>外径:約φ318.5mm</li> <li>②専用台車</li> <li>・型 式:積荷内包式</li> <li>・基 数:2基</li> <li>・主要材質:SUS304</li> <li>・主要寸法:W750mm×D125mm×H120mm</li> </ul>
<ul> <li>・移送対象物:燃料引出し</li> <li>・概算質量:約 10kg</li> <li>③駆動機構</li> <li>・型 式:チェーンコンベア駆動式</li> <li>・基 数:2基</li> <li>・主要材質:SUS304</li> </ul>
<ul> <li>・走行距離:約7800mm</li> <li>(b)燃料装填作業台 <ul> <li>・型 式:床固定式</li> <li>・設置部屋:燃料取扱室</li> <li>・基 数:1基</li> <li>・主要材質:SUS304</li> <li>・主要寸法:L3300mm×W2200mm×H2000mm (板状燃料組込台上面の高さは、795mm)</li> </ul> </li> <li>(c)燃料識別装置 <ul> <li>・型 式:カメラ移動式</li> </ul> </li> </ul>
<ul> <li>・設置部屋 : 燃料取扱室</li> <li>・基 数 : 2 基</li> <li>・主要材質 : SUS304</li> <li>・主要寸法 : L850mm×W800mm×H1350mm (作業台上面の高さは、795mm)</li> </ul>
<ul> <li>(d)燃料横送り装置</li> <li>・型 式:床固定式</li> <li>・設置部屋:一次容器室</li> <li>・基 数:1基</li> <li>・主要材質:SUS304</li> <li>・主要寸法:L9500mm×W150mm×H780mm</li> </ul>
<ul> <li>(e)燃料昇降装置</li> <li>・型 式:電動固定滑車吊下げ式</li> <li>・設置部屋:一次容器室</li> <li>・基 数:1基</li> <li>・主要材質:SUS304、SS400</li> <li>・主要寸法:L2450mm×W2100mm×H4070mm</li> </ul>

# 表5.3-2 核燃料物質取扱設備の主な機器仕様(2/3)

(2) MA燃料装荷装置

(2) MA燃料装荷装置
(a) MA 燃料取扱機構
・型 式:摩擦把持方式
<ul> <li>・基 数:1基</li> </ul>
・主要材質:SUS304
・主要寸法:全長約 705mm
・動作ストローク:約 350mm
・取扱対象物:MA 燃料
(b) 収納カートリッジ取扱機構
<ul> <li>・型 式:エアチャック方式</li> </ul>
<ul> <li>・基 数:1基</li> </ul>
・主要材質:SUS304
・主要寸法:全長約 510mm
・動作ストローク:約 350mm
・取扱対象物:収納カートリッジ
(c)装荷ヘッド
・型 式:ボールねじ駆動式
・基 数:1基
・主要材質:SUS304
・主要寸法:W1160mm×D830mm×H1120mm
・動作ストローク
昇降 : 約 400mm
横行 : 約 300mm
走行 : 約 480mm
・概算質量:約 250kg
(d) クレーン
・型 式:クレーン吊下げ式
<ul> <li>・基 数:1基</li> </ul>
・主要材質:炭素鋼
・主要寸法:W1120mm×D1120mm×H3750mm
・動作ストローク
昇降 : 約 500mm
横行:約5700mm
・ 硪 算 質 重 : 約 1850kg(ク レーン 可 動 部 、 装 荷 ヘ ッ ド)

表5.3-2 核燃料物質取扱設備の主な機器仕様(3/3) (3) MA燃料遠隔取扱装置

#### (3) MA燃料遠隔取扱装置 (a) 収納カートリッジ取扱機構 式:エア駆動方式 • 型 • 基 数:1基 • 主要材質: SUS304 • 主要寸法:約 W239mm×D700mm×H171mm ·動作時間 装置移動:約2s 収納カートリッジ出入れ:約5s 蓋開閉:約2s ・ 取扱対象物: 収納カートリッジ、 貯蔵棚スライド蓋 (b) クレーン • 型 式:スタッカクレーン式 • 基 数:1基 ·主要材質:炭素鋼 ・主要寸法:W700mm×D2100mm×H2300mm ・動作ストローク 走行:約4650mm (MA 燃料用貯蔵庫) :約 2850mm (MOX 燃料用貯蔵庫) 昇降:約1500mm 回転:180° 速度 走行:約5m/min 昇降:約5m/min 回転:5s/180° ・制御方式:フィードバック制御(走行,昇降) ・給電方向:ケーブルベア •概算質量:約850kg (c) 遮へい扉 • 型 式: 電動開閉式 • 基 数:1基 ·主要材質:炭素鋼 ・主要寸法:W725mm×D100mm×H2600mm ・遮へい厚さ:100mm 動作ストローク:約575mm • 速 度:約 3m/min •概算質量:約8000kg (d) 収納カートリッジ運搬台車 • 型 式:手動移動式 • 基 数 収納カートリッジ運台車:1基 運搬台車固定装置:2基 主要材質:炭素鋼 ・主要寸法 収納カートリッジ運搬台車:W692mm×D400mm×H800mm 運搬台車固定装置:W425mm×D200mm×H311mm ・ 遮へい厚さ:20mm (暫定) 昇降ストローク:約143mm ・概算質量: 収納カートリッジ運搬台車 約80kg (e)燃料識別装置 • 型 式:カメラ移動式 ·設置部屋:燃料取扱室 数:1基 ・基 主要材質:SUS304 ・主要寸法:L850mm×W800mm×H1350mm (作業台上面の高さは、795mm)



貯蔵機仕様	
貯蔵機構成	2 列 × 2 維 × 6 段 = 2 4 棚
収制カートリッジ数量	2.4.機×6 = 1.4.4.個
収納ビン本数	144個×6本=864本
材材レーム材料	SUS304TP(角バイプ)
锡板材料	S U S 3 0 4
固定方式	床壁固定

395

745

150

745









▋







図5.1-4 MA燃料装荷装置概要説明図(1/2)(単位:mm)











# 6. 計測制御系統施設

## 6.1 概要

TEF-P施設の計測制御系統施設は、次の各設備で構成する。

核計装設備 プロセス計装設備 反応度制御回路 安全保護回路

制御室等

## 6.2 核計装設備

## 6.2.1 概要

核計装設備は、TEF-Pの停止状態から最大熱出力までの中性子束を連続して計測し、運転制御及び安全保護動作に必要な情報を得るため、次に示す安全保護系の核計装設備及び これらに接続する計測制御系の核計装設備で構成する³⁰。計測制御系の核計装設備は安全 保護系の核計装設備の各系を除いた範囲であって、この各系に接続される各記録計や各モ ニタへの信号及び起動インターロック信号を発する範囲である。

起動系 運転系対数出力系 運転系線型出力系 安全出力系

## 6.2.2 設計方針

核計装設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 核計装設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における予想変動範囲の中性 子束を計測し監視できる設計とする。
- (2) 安全保護系の核計装設備は、運転時の異常な過渡変化によって発生する異常な中性子 束を検知し、TEF-Pの安全保護動作を自動的に開始させる設計とする。
- (3) 安全保護系の核計装設備は、系を構成する機器又はチャンネルの単一故障が起こって も、安全保護機能を失わないように、相互に独立させた多重性を有する設計とする。
- (4) 安全保護系の核計装設備は、無停電電源装置から給電する設計とする。
- (5) 安全保護系の核計装設備は、系の遮断に対して最終的にTEF-Pを安全な状態に落ち着か せる設計とする。

³⁰報告書^[3]では核計装設備を「連続運転系核計装設備」と「パルス運転系核計装設備」に分けること を検討した。その後の検討により、陽子ビーム導入運転時にも同じ回路で計測、監視することに変更 した。核計装設備の検討内容について付録 C.1 に示す。

- (6)安全保護系の核計装設備と計測制御系の核計装設備は、原則的に分離し、部分的共用のある場合は、計測制御系の核計装設備の故障等の影響によって、安全保護系の核計装設備の機能を失うことのない設計とする。
- (7) 安全保護系の核計装設備は、TEF-Pの停止時に試験及び検査ができる設計とする。
- (8) 主要なケーブルは、実用上可能な限り難燃性の材料を使用し、火災の影響拡大を防止できる設計とする。
- (9) 安全保護系の核計装設備は、不正アクセスを防止できる設計とする。

## 6.2.3 主要設備

(1) 系統構成と測定範囲

核計装設備は、起動系2系統、運転系線型出力系2系統、運転系対数出力系2系統、安全 出力系2系統から構成する。核計装設備のシステム構成を図6.2-1に示す。各系の組合せ により、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における予想変動範囲の中性子束を連 続的に計測、監視する。

検出器の配置の概要を図4.4-2に示す。

- (2) 安全保護系の核計装設備
  - 安全保護系の核計装設備は、運転時の異常な過渡変化及び事故によって発生する異常な中性子束を検知し、原子炉停止系を自動的に作動させるように次に示す系で構成する。
    - i)起動系(2系統)

主として起動、臨界近接及び低出力時の中性子束を監視するもので、核分裂計数 管、前置増幅器、対数計数率計等で構成し、高圧電源異常のスクラム信号を発する。 また、この系統からは、絶縁回路を経由して、計測制御系へ計数率低に伴う起動イ ンターロック信号を出力する。

ii) 運転系対数出力系(2系統)

中性子束により出力及び炉周期を監視するもので、非補償型電離箱、対数出力計 等で構成し、炉周期短及び高圧電源異常のスクラム信号を発する。また、この系統 からは、絶縁回路を経由して計測制御系へ炉周期記録計、核計装モニタ、プロセス モニタへの信号出力と、炉周期に伴う起動インターロック信号を出力する。

iii) 運転系線型出力系(2系統)

中性子束により出力を監視するもので、非補償型電離箱、線型出力計等で構成し、 高中性子束と高圧電源異常のスクラム信号を出力する。また、この系統からは、絶 縁回路を経由して、計測制御系へ中性子束記録計、核計装モニタ、プロセスモニタ への信号出力を行う。

iv)安全出力系(2系統)

中性子束により出力を監視するもので、非補償型電離箱、線型出力計等で構成し、 中性子束高のスクラム信号と、高圧電源異常のスクラム信号を出力する。また、こ の系統からは、絶縁回路を経由して、計測制御系へ中性子束記録計、核計装モニタ、 プロセスモニタへの信号出力を行う。

- 2) 安全保護系の核計装設備は、電気的、機械的に、チャンネル相互を分離した2チャン ネルで構成する。また、系の遮断時には、原子炉停止系を自動的に作動させるフェイ ルセーフの回路構成とするとともに、商用電源喪失時にも、必要な期間³¹その機能を維 持することができるように無停電電源装置からチャンネルごとに独立して給電する。 安全保護系の核計装設備及び計測制御系の核計装設備の電源、検出器、ケーブル等は、 原則として互いに分離するが、安全保護系の核計装設備の一部から計測制御系の核計 装設備へ信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所に絶縁増幅器等の絶縁回路を使用 し、計測制御系の核計装設備の短絡、地絡又は断線によって安全保護系の核計装設備 に影響を与えることのないようにする。
- 3) 安全保護系の核計装設備は、TEF-Pの停止時において試験及び検査ができる構成、構 造、配置とする。
- 4) 安全保護系の核計装設備は、スクラム信号又はインターロック信号の発信又は中継 に電子計算機を使用する場合、当該計算機を外部の電気通信回線に接続しない構成と する。
- (3) 計測制御系の核計装設備

計測制御系の核計装設備は、安全保護系の核計装設備の各系から絶縁回路を経由して 各記録計やモニタに送られる信号により、監視、記録を行うものである。また、次の起 動インターロック信号を発する。

- 起動系においては、絶縁回路を経由して送られる信号により、計数率低の起動インターロック信号を発する。この信号は計数率が規定値以下の場合には移動テーブルの始動を阻止する。
- 2) 運転系対数出力系においては、絶縁回路を経由して送られる信号により、炉周期 に伴う起動インターロック信号を発する。この信号は、移動テーブルの前進中に炉 周期がスクラム設定値より大きい適当な値よりも短くなった場合に、テーブルの前 進を停止させる。
- (4) 計装盤

核計装設備の各系統を構成する増幅器、絶縁増幅器、高圧電源、低圧電源等を収納す る計装盤は、安全保護系の核計装設備と計測制御系の核計装設備に信号を分岐する場合、 分岐箇所に絶縁回路を用いて機能的に分離し、また、安全保護系の核計装設備はチャン ネル相互間も分離した構造とする。

(5) ケーブル

核計装設備の主要なケーブルは、原則として難燃性ケーブルとする。ただし、難燃性 でないものを使用する場合は、延焼防止剤を塗布するなど、原子炉の安全性に悪影響を 及ぼさない設計とする。また、外的要因による破損を防止するために電線管等で保護す る。ケーブルは、安全保護系のケーブルと計測制御系のケーブルとを分離又は相互に隔

³¹ TEF-P が未臨界状態に安定するまでの時間

離して敷設し、また、安全保護系のケーブルは、チャンネル相互間も分離又は相互に隔 離して配置する。

## 6.2.4 評価

- (1)核計装設備は、上記の主要設備の(2)の1)に示す各系の組合せにより、通常運転時、 運転時の異常な過渡変化時における予想変動範囲の中性子束を計測し監視できる設計と なっている。
- (2) 安全保護系の核計装設備は、上記の主要設備の(2)の1) に示す各系により、運転時の 異常な過渡変化によって発生する異常な中性子束を検知し、TEF-Pの安全保護動作を自動 的に開始させる設計となっている。³²
- (3) 安全保護系の核計装設備は、上記の主要設備の(2)の2)に示すとおり、系を構成する機 器又はチャンネルの単一故障が起こっても、安全保護機能を失わないように、相互に独 立させた多重性を有する設計となっている。
- (4) 安全保護系の核計装設備は、上記の主要設備の(2)の2)に示すとおり、無停電電源装置 から給電する設計となっている。
- (5) 安全保護系の核計装設備は、上記の主要設備の(2)の2)により、系の遮断に対して最終的にTEF-Pを安全な状態に落ち着かせる設計となっている。
- (6) 安全保護系の核計装設備と計測制御系の核計装設備は、上記の主要設備の(2)の2)及び 主要設備の(4)に示すとおり、原則的に分離し、部分的共用のある場合は、計測制御系の 核計装設備の故障等の影響によって、安全保護系の核計装設備の機能を失うことのない 設計となっている。
- (7) 詳細設計において、安全保護系の核計装設備は、TEF-Pの停止時に試験及び検査ができ る設計とする。
- (8) 主要なケーブルは、上記の主要設備の(5)に示すとおり、実用上可能な限り難燃性の材料を使用し、火災の影響拡大を防止できる設計となっている。
- (9) 安全保護系の核計装設備は、上記の主要設備の(2)の4)により、不正アクセスを防止で きる設計となっている。

# 6.3 プロセス計装設備

## 6.3.1 概要

プロセス計装設備は、TEF-P施設内の各設備の状態を監視あるいは各種プロセスを測定 し、TEF-Pの運転制御及び安全保護動作に必要な情報を得るため、次に示す安全保護系の プロセス計装設備及び計測制御系のプロセス計装設備で構成する。

³² 安全予備解析等のために暫定的に設定した安全保護計画(保護動作、スクラム信号設定値、等)に ついて付録 C.2 に示す。

- (1) 安全保護系のプロセス計装設備³³
  - 以下の設備の状態またはプロセス量について異常の有無を監視する。

制御安全棒シリンダ圧力

テーブル密着後の離脱

地震

停電

炉室扉開放

燃料送管ハッチ開放

補助出入口開放

換気系バタフライ弁開放

手動スクラム

MA燃料炉心冷却系動作状態

隔離弁開放

ビームシャッタ開放

- (2) 計測制御系のプロセス計装設備
  - 以下の設備の状態またはプロセス量について異常の有無を監視する。

制御安全棒挿入位置 テーブル位置 炉心温度計 放射線線量率計 運転モード切替 等

6.3.2 設計方針

計装設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) プロセス計装設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における主要なパラメ ータの予想変動範囲を計測し監視でき、適切な範囲に維持、制御できる設計とする。
- (2) プロセス計装設備は、運転時の異常な過渡変化時において、その異常な過渡変化の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータを監視できる設計とする。
- (3) 安全保護系のプロセス計装設備は、運転時の異常な過渡変化によって発生する異常な プロセス量を検知し、TEF-Pの安全保護動作を自動的に開始させる設計とする。
- (4) 安全保護系のプロセス計装設備は、系を構成する機器又はチャンネルの単一故障が起こっても、安全保護機能を失わないように、相互に独立させた多重性を有する設計とする。
- (5) 安全保護系のプロセス計装設備は、無停電電源装置から給電する設計とする。34

³³ 核計装高圧電源異常については、核計装設備に含めて記載した。

³⁴ TEF-P の設計では「安全保護系のプロセス計装設備は、商用電源が利用できない場合にも、事故後の短時間(15分)では、その系統を構成するいかなる動的機器の単一故障を仮定しても、その系統の 安全機能を達成できるものとする。」としている。

- (6) 安全保護系のプロセス計装設備は、系の遮断に対して最終的にTEF-Pを安全な状態に落 ち着かせる設計とする。
- (7)安全保護系のプロセス計装設備と計測制御系のプロセス計装設備は、原則的に分離し、 部分的共用のある場合は、計測制御系のプロセス計装設備の故障等の影響によって、安 全保護系のプロセス計装設備の機能を失うことのない設計とする。
- (8) 安全保護系のプロセス計装設備は、TEF-Pの停止時に試験及び検査ができる設計とする。
- (9) 計測制御系のプロセス計装設備は、放射線業務従事者等が高放射線線量率の区域に立 ち入ることを防止できる設計とする。
- (10) 主要なケーブルは、実用上可能な限り難燃性の材料を使用し、火災の影響拡大を防止できる設計とする。
- (11) 安全保護系のプロセス計装設備は、不正アクセスを防止できる設計とする。

## 6.3.3 主要設備

- (1)安全保護系のプロセス計装設備 安全保護系のプロセス計装設備は、運転時に異常時の過渡変化を検知し、原子炉停止 系に対し、作動信号を出力するもので、以下の系で構成する。
  - 制御安全棒シリンダ圧力
     制御安全棒シリンダの圧力低下を検知し、スクラム信号を発する。
  - テーブル密着後の離脱
     密着していたテーブル同士が離脱したことを検知し、スクラム信号を発する。
  - 3) 地震
    - 一定以上の地震発生を検知し、スクラム信号を発する。
  - 4) 停電

商用電源、非常用電源、無停電電源、直流電源の各停電を検知し、スクラム信号を 発する。

- 5) 炉室扉開放
   炉室の扉の開放を検知し、スクラム信号を発する。
- 燃料送管ハッチ開放
   燃料送管ハッチの開放を検知し、スクラム信号を発する。
- 補助出入口開放
   補助出入口の開放を検知し、スクラム信号を発する。
- 8) 換気系バタフライ弁開放 換気系バタフライ弁の開放を検知し、スクラム信号を発する。
- 9) 手動スクラム
   手動スクラムボタンが押された場合、スクラム信号を発する。
- MA燃料炉心冷却系動作状態
   MA燃料炉心冷却流量の異常を検知し、スクラム信号を発する。

11) 隔離弁開放

陽子ビーム導入時を除き、格納容器隔離弁の開放を検知し、スクラム信号を発する。 12) ビームシャッタ開放

陽子ビーム導入時を除き、ビームシャッタの開放を検知し、スクラム信号を発する。 これらの計装は、単一故障が起こってもその機能を喪失しないよう多重化させそれぞ れのチャンネルは独立した計装盤に収納することにより物理的に分離する。

また、それらの計装に必要な電源は、独立した無停電電源から給電するとともに、検 出器と計装盤間等の関連する配線もチャンネル相互に分離し電気的にも独立性を保つよ うにする。

プロセス計装設備の安全保護系の信号を計装制御系に伝達する場合には、絶縁回路等 を介して絶縁し、計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。

安全保護系のプロセス計装設備は、TEF-Pの停止時において試験及び検査ができる構成、 構造、配置とする。

安全保護系のプロセス計装設備は、スクラム信号又はインターロック信号の発信又は 中継に電子計算機を使用する場合、当該計算機を外部の電気通信回線に接続しない構成 とする。

(2) 計測制御系のプロセス計装設備

安全保護系以外の計測制御系のプロセス計装設備は、以下に示す計装により監視又は 記録できるようにする。

また、通常時及び運転時の異常な過渡変化時において対策を講じるのに必要なパラメ ータは監視又は記録できるようにする。

- 制御安全棒挿入位置
   制御安全棒の挿入位置を指示又は記録する。
- アーブル位置
   移動テーブルの位置を指示又は記録する。
- 5 炉心温度計

炉心の温度を指示又は記録し、設定値に達すると警報を発する。

- 放射線線量率
   炉室および燃料取扱室等には、室内の放射線線量率を計測するための放射線線量率
   計を設け、監視、記録する。
- 5) 運転モード切替 運転モードを「通常運転モード」又は「陽子ビーム運転モード」に設定するための 切替スイッチを設ける。

通常運転モードは、炉心を密着させた状態で、臨界での実験または未臨界での実験 を行うモードである。いずれの場合も炉心への陽子ビームの導入は行わない。

陽子ビーム運転モードは、炉心を密着させた状態で、未臨界が確認された炉心に対して、陽子ビームを導入して実験を行うモードである。

6) その他

上記以外のその他のプロセス計装は、安全機能を有さない計測制御設備となる。

(3) 計装盤

プロセス計装設備の変換器等を収納する監視盤は、安全保護系のプロセス計装設備と、 計測制御系のプロセス計装設備とを分離し、さらに、安全保護系のプロセス計装設備は、 チャンネル相互間も分離した設計とする。

(4) ケーブル

プロセス計装設備の主要なケーブルは、原則として難燃性ケーブルとする。ただし、 難燃性でないものを使用する場合は、延焼防止剤を塗布するなど、原子炉の安全性に悪 影響を及ぼさない設計とする。また、外的要因による破損を防止するために電線管等で 保護する。ケーブルは、安全保護系のケーブルと計測制御系のケーブルとを分離又は相 互に隔離して敷設し、また、安全保護系のケーブルは、チャンネル相互間も分離又は相 互に隔離して配置する。

#### 6.3.4 評価

- (1) 詳細設計において、プロセス計装設備は主要なパラメータに対して、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時における予想変動範囲を計測・監視し、それらを適切な範囲に 維持、制御できる設計とする。
- (2) 詳細設計において、プロセス計装設備は運転時の異常な過渡変化時においてその異常な過渡変化の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータを監視できる設計とする。
- (3) 安全保護系のプロセス計装設備は、上記の主要設備の(1)に示す各系により、運転時の 異常な過渡変化によって発生する異常なプロセス量を検知し、TEF-Pの安全保護動作を自 動的に開始させる設計となっている。
- (4) 安全保護系のプロセス計装設備は、上記の主要設備の(1)に示すとおり、系を構成する 機器又はチャンネルの単一故障が起こっても安全保護機能を失わないように、相互に独 立させた多重性を有する設計となっている。
- (5) 安全保護系のプロセス計装設備は、上記の主要設備の(1)に示すとおり、無停電電源装置から給電する設計となっている。
- (6) 安全保護系のプロセス計装設備は、停電によってスクラム信号を発するため、系の遮 断に対して最終的にTEF-Pを安全な状態に落ち着かせる設計となっている。
- (7)安全保護系のプロセス計装設備と計測制御系のプロセス計装設備は、上記の主要設備の(1)及び(3)に示すとおり、互いに分離した構造となっており、計測制御系のプロセス計装設備の故障等の影響によって、安全保護系のプロセス計装設備の機能を失うことのない設計となっている。
- (8) 詳細設計において、安全保護系のプロセス計装設備はTEF-Pの停止時に試験及び検査が できる設計とする。
- (9) 計測制御系のプロセス計装設備は、上記の主要設備の(2)の4) により、放射線業務従 事者等が高放射線線量率の区域に立ち入ることを防止できる設計となっている。
- (10) 主要なケーブルは、上記の主要設備の(4)に示すとおり、実用上可能な限り難燃性の 材料を使用し、火災の影響拡大を防止できる設計となっている。
- (11) 安全保護系のプロセス計装設備は、上記の主要設備の(1)により、不正アクセスを防止できる設計となっている。

# 6.4 反応度制御回路

### 6.4.1 概要

TEF-Pの反応度を制御するため反応度制御回路を設ける。

反応度制御回路は、制御安全棒のうちの制御棒として使用する2組の駆動装置の制御回路、移動テーブル駆動装置の前進時の制御回路およびインターロックで構成する³⁵。また、反応度制御回路は、制御棒の挿入度を手動操作で制御し、温度変化等によって生じることが予想される原子炉の出力変動を調整し、所定の運転状態に自動で維持するための装置である。

### 6.4.2 設計方針

反応度制御回路は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 反応度制御回路は、TEF-Pの運転に関する必要なパラメータが設定値を超えた場合に、 安全側に作動するように設計する。
- (2) 反応度制御回路は、誤操作等による異常な反応度添加を防止するためにインターロックを設けるとともに、所要の運転状態に制御できる設計とする。
- (3)反応度制御回路は、通常運転時において、炉心の未臨界度の計測、反応度添加率の設定、反応度添加量の設定等の安全を確認するための手順が確実に行われ、かつ、所要の運転状態に制御し得る設計とする。
- (4) 反応度制御回路は、不正アクセスを防止できる設計とする。

### 6.4.3 主要設備

反応度制御回路は、制御棒の制御回路と移動テーブル装置の前進時の制御回路およびイ ンターロック回路で構成する。

制御棒の制御回路は、安全棒完全挿入および移動テーブル密着後、制御棒の位置を調整 するために制御安全棒駆動装置を手動操作するための制御回路である。具体的には、制御 棒1、2のいずれかを選択後、手動操作で挿入、引抜き操作を行い、制御棒位置を所定の位 置に設定する。なお、陽子ビーム導入実験中は制御棒の挿入はできない。また、制御棒の 制御回路は、TEF-Pの運転に関する必要なパラメータが設定値を超えた場合、安全棒の引抜 きと同時に全制御棒を引抜き、TEF-Pの出力を抑制する。原子炉の運転中(ただし、陽子ビ

³⁵ 反応度制御回路は、反応度調整系である制御棒、移動テーブル前進に関わる制御回路を対象として 記載した。制御安全棒のうちの安全棒、移動テーブル後退は原子炉停止系としたため、ここでは対象 外とした。ただし、移動テーブルの前進・後退については、反応度制御系と原子炉停止系との共用部 分が存在する可能性がある。

ーム導入実験中を除く)、制御棒の制御回路のうち自動制御を行う回路は、核計装設備の運転系線形出力系の信号と出力設定値からの信号の偏差により、制御棒1組を制御する回路 を有する。

移動テーブル装置の前進動作の制御回路は、移動テーブルを前進するために移動テーブ ル駆動装置を手動操作するための制御回路である。移動テーブル位置により駆動速度は3 段切換えとなっており、速度切換位置において移動テーブルは自動停止し、手動操作によ り次の速度で前進を開始する。3段の速度区間のうち最も密着に近い低速区間では、駆動の ためには運転員がボタンを押し続けなければならない構造となっており、ボタンから手を 放すと移動テーブルは停止する。

TEF-Pの運転では、手動操作により運転モードを「通常運転モード」又は「陽子ビーム運転モード」に切り替えた後に実験を行う。運転員の誤操作あるいは機器の誤動作によって TEF-Pの安全性が損なわれないように、各運転モードに対して起動インターロック回路を設ける。このインターロック回路は、装置の安全操作を確保するために各種操作の手順を規制するものである。インターロックの条件と対象機器を表6.4-1に示す。

(1) 「通常運転モード」におけるインターロック

臨界実験は、ビームシャッタ及び二次容器隔離弁が閉止した状態で実施可能となる。 移動テーブルについては、駆動開始は作業台、安全棒、制御棒が所定の位置にある こと、駆動速度を変更する操作は移動テーブル位置が規定の駆動区間にあることが必要 となる。移動テーブルの前進は中性子源が規定の位置に挿入されていることが条件とな るが、燃料固有の中性子源が十分に存在する場合は本インターロックのバイパスを可能 とする。また、移動テーブルの前進中において、中性子束が規定値未満になった場合36あ るいは炉周期が設定した値より短くなった場合は駆動動作を停止する。

制御棒の挿入は、安全棒は完全挿入状態であり、かつ移動テーブルは密着状態でな ければ不可とする。また、制御棒の挿入は一時に一組のみが可能である。

(2) 「陽子ビーム運転モード」におけるインターロック

陽子ビームを炉室に導入するためにビームシャッタおよび二次容器隔離弁を開放す るが、運転モードが「陽子ビーム運転モード」に切り替え済みであり、安全棒が完全挿 入状態、格子管集合体が密着状態でなければ開操作はできない。ビームシャッタ開放と 二次容器隔離弁の開放後に陽子ビーム入射が可能となる。ビーム入射後、実験設備のビ ーム輸送系において、ビーム電流値、ビームライン真空度の異常等が発生した場合は陽 子ビームの炉室への入射は停止する。制御棒は、「陽子ビーム運転モード」に切り替え 後は挿入できない。

制御棒の制御回路、移動テーブル装置の前進時の制御回路およびインターロック回路は、 その信号の処理に電子計算機を使用する場合、当該計算機を外部の電子通信回路に接続し ない構成とする。

³⁶ 移動テーブルの駆動に際して、中性子源が炉内に入っていることを保証する目的で設ける。

#### 6.4.4 評価

- (1) 反応度制御回路は、TEF-Pの運転に関する必要なパラメータが設定値を超えた場合、制 御棒を引抜き、TEF-Pの出力を抑制する安全側の設計となっている。
- (2)反応度制御回路は、誤操作等による過度の反応度変化を防止するために、上記の主要 設備に示すとおり制御棒および移動テーブル装置にインターロックを設け、所要の運転 状態に制御する設計となっている。また、詳細設計において、制御棒を自動で制御する 場合は、温度変化等による反応度外乱に対し、制御棒の制御回路により原子炉の出力変 動を抑制し、安定な運転が可能な設計とする。
- (3)反応度制御回路は、4.3節で記載した手順と監視に基づく制御棒、移動テーブル装置の 手動操作およびインターロックにより、通常運転時において、炉心の未臨界度の計測、 反応度添加率の設定、反応度添加量の設定等の安全を確認するための手順が確実に行われ、かつ、所要の運転状態に制御できる設計となっている。
- (4) 反応度制御回路は、主要設備に示すように、不正アクセスを防止できる設計となって いる。

### 6.5 安全保護回路

### 6.5.1 概要

安全保護回路は、安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備等から信号 を受け、スクラム信号を発することにより、原子炉停止系を作動させ、制御安全棒の引抜 き及び移動テーブルの後退によりTEF-Pを停止させる。³⁷

# 6.5.2 設計方針

安全保護回路は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 安全保護回路は、チャンネルの単一故障が起こっても安全保護機能を失わないように、 相互に独立した多重性を有する設計とする。
- (2) 安全保護回路は、無停電電源装置から給電する設計とし、また、系の遮断があった場合でも、TEF-Pを自動的に停止させる設計とする。
- (3) 安全保護回路は、TEF-Pの停止時に試験及び検査ができる設計とする。
- (4) 安全保護回路は、不正アクセスを防止できる設計とする。

### 6.5.3 主要設備

安全保護回路は、安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備からの信号 を受け、運転状態から炉心をスクラムでき、かつ、未臨界に維持できる原子炉停止系を作 動させる機能を持つ。

³⁷報告書^[1]では FCA を踏襲して、その他の主要な安全保護回路として、警報回路、起動インターロック回路、インターロックバイパス、移動テーブル駆動機構を挙げていたが、最近の先行炉例を参考にして対象外とした。

(1) 安全保護回路は、スクラム回路、スクラム信号により開くスクラム遮断器³⁸及びこれらの監視装置で構成する。

安全保護回路は、安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備からの信 号によりスクラム信号を発生し、このスクラム信号で制御安全棒引抜用無接点リレーを 開とし、移動テーブル後退用電磁接触器を閉とする。制御安全棒引抜用無接点リレーの 開により、制御安全棒が圧縮空気の力で引抜かれた後、さらに移動テーブル後退用電磁 接触器の閉により、移動テーブルが後退する。³⁹スクラム条件を表6.5-1に、原子炉停止 系作動信号説明図を図6.5-1に、安全保護回路動作説明図を図6.5-2に示す。安全保護回 路のうち安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備から信号を受けて動 作する回路は、各チャンネルの単一故障、外的要因による単一破損等が発生しても安全 保護機能を喪失しないよう1 out of 2の2チャンネル構成とし、電源供給も含めて電気的 にも機械的にもチャンネル相互を分離する。また、安全保護回路は運転時励磁の回路と し、系の遮断があっても、TEF-Pを停止させるとともに、商用電源喪失時にもその安全保 護機能を維持することができるように、無停電電源装置から給電する。また、安全保護 回路に電子計算機を使用する場合、当該計算機は外部の電気通信回線と接続しない構成 とする。

安全保護回路は、TEF-Pの停止時において試験及び検査ができるような構成、構造、配置とする。

(2) 監視装置

制御室においてスクラムの発生を確認できるように、スクラムの発生を知らせる警音 器、並びにスクラム発生の要因及び安全保護回路の作動状況を表示する表示灯を設ける。

- 6.5.4 評価
  - (1) 安全保護回路は、上記の主要設備の(1)に示すとおり、チャンネルの単一故障が起こっても安全保護機能を失わないように、相互に独立した多重性を有する設計となっている。
  - (2) 安全保護回路は、上記の主要設備の(1)に示すとおり、無停電電源装置から給電する設計とし、また、系の遮断があった場合でも、TEF-Pを自動的に停止させる設計となっている。
  - (3) 詳細設計において、安全保護回路はTEF-Pの停止時に試験及び検査ができる設計とする。
  - (4) 安全保護回路は、上記の主要設備の(1)に示すとおり、不正アクセスを防止できる設計 となっている。

³⁸ スクラム遮断器の構成要素として、スクラム信号により開となる制御安全棒引抜用無接点リレー、 スクラム信号により閉となる移動テーブル後退用電磁接触器を計画している。

³⁹「陽子ビーム運転モード」においてスクラム信号を発した場合は、制御安全棒と移動テーブルの動 作に加えて、陽子ビームの停止(ビームシャッタ閉止、偏向電磁石の電磁石遮断器開)を行う。安全 保護系(停止系)の安全上の機能別重要度分類は MS-2 であるが、陽子ビーム停止に関わる機器は「安 全保護系(停止系)とあいまって、事象を緩和する設備」であることから MS-3 に位置付ける。陽子ビ ーム導入系は実験設備として設置するので、これらのインターロックにより陽子ビーム停止機能を設 けても安全評価では期待しない。

# 6.6 制御室等

# 6.6.1 概要

TEF-Pの運転及びTEF-P施設の安全上重要なパラメータの監視、操作に必要な監視操作設備は、集中化し制御室に設置する。また、制御室外からTEF-Pの起動を阻止又は停止させることができる安全スイッチを設ける。

# 6.6.2 設計方針

制御室等は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) TEF-P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必要な監視・制 御は、制御室で集中して行える設計とする。
- (2) TEF-P施設の安全上重要なパラメータの監視・制御は、制御室で集中して行うことができ、必要な場合、安全な状態に落ち着かせる操作が行える設計とする。また、緊急停止(手動スクラム)ボタンを備え、原子炉の急速な停止のための操作を手動で行うことができる設計とする。
- (3) 監視操作設備は、誤操作防止と容易な運転に配慮した設計とする。
- (4) TEF-Pは、制御室外から原子炉の起動を阻止又は停止できる設計とする。
- (5) 制御室の主要ケーブル、監視操作設備等は、火災の発生、延焼を防止できる設計とする。
- (6)制御室は、設計基準事故時にも放射線業務従事者が容易に避難できる構造とするとともに、制御室に接近し又は留まり事故対策操作が可能であるような不燃設計、遮へい設計及び換気設計とする。
- (7) 制御室は、制御室と現場の主要箇所との連絡が可能な通信連絡設備を有する設計とする。

#### 6.6.3 主要設備

- (1) 制御室には、TEF-P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の監 視、制御に必要な核計装設備、プロセス計装設備等の監視操作設備を集中して設置する。 また、制御室には、放射線監視設備の表示・記録・警報のための監視盤を設置する。
- (2)制御室には、TEF-P施設の現場制御盤等から送られてくる安全上重要なパラメータを監視し、必要な場合にTEF-P施設内の設備を停止させる等の操作を行うための監視操作設備を集中して設置する。また、原子炉の急速な停止のため、緊急停止(手動スクラム)ボタンを設置する。
- (3) 監視操作設備及び監視操作設備に設置する指示計、記録計、操作器、表示器、スイッ チ、警報器等は、容易な運転と誤操作防止のため、運転員の操作性並びに人間工学的観 点からの考慮をした設計とする⁴⁰。
- (4) 火災等の原因で制御室に留まることができない場合に、制御室外の適切な場所から

⁴⁰ 運転操作盤の盤面基本計画等について、検討例を付録 C.3 に示す。

TEF-Pを停止できる安全スイッチと停止確認の表示装置を設ける。また、炉室内でのメイ ンテナンス等の作業のため人が入室しているとき、TEF-Pの起動を阻止するために、炉室 に安全スイッチと停止確認の表示装置を設ける。

- (5)制御室及び制御室内の主要ケーブル、監視操作設備等は、火災の発生、延焼を防止するために、原則として不燃性又は難燃性の材料を用いる。ただし、不燃性又は難燃性の材料でないものを使用する場合は、延焼防止剤を塗布するなど、原子炉の安全性に悪影響を与えない設計とする。
- (6)制御室は、設計基準事故時にも放射線業務従事者が容易に避難できる構造とするとともに、安全に接近できる通路を有し、事故対策の操作をする間留まっても、緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るような遮へいを有する。また、換気空調系統は、他と独立して設け、設計基準事故時においても制御室の作業環境を保つ設計とする。
- (7)制御室と現場操作を行う主要箇所及び安全スイッチの設置場所との連絡並びに制御室からTEF-P施設内の全員に対する指令、呼出しのできる通信連絡設備として放送設備を設ける。放送設備は、設計基準事故時及び火災時においてもその機能を失うことのないように、不燃性又は難燃性材料の使用、放送網の適切な系統区分、ケーブルの保護を行う。

### 6.6.4 評価

- (1) 上記の主要設備の(1)により、TEF-P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必要な監視・制御は制御室で集中して行える設計となっている。
- (2) 上記の主要設備の(2)により、TEF-P施設の安全上重要なパラメータの監視・制御は、 制御室で集中して行うことができ、必要な場合、安全な状態に落ち着かせる操作が行え る設計となっている。また、原子炉の急速な停止のための操作を手動で行うことができ る設計となっている。
- (3) 監視操作設備は、上記の主要設備の(3)のとおり、誤操作防止と容易な運転に配慮した 設計となっている。
- (4) TEF-Pは、上記の主要設備の(4)により、制御室外から原子炉の起動を阻止又は停止で きる設計となっている。
- (5) 制御室の主要ケーブル、監視操作設備等は、上記の主要設備の(5)により、火災の発生、 延焼を防止できる設計となっている。
- (6)制御室は、上記の主要設備の(6)により、設計基準事故時にも放射線業務従事者が容易 に避難できる構造とするとともに、制御室に接近し又は留まり事故対策操作が可能であ るような不燃設計、遮へい設計及び換気設計となっている。
- (7) 制御室は、上記の主要設備の(7)により、制御室と現場の主要箇所との連絡が可能な通 信連絡設備を有する設計となっている。

# 6.7 計測制御系統施設に関する課題等

- ・ 核計装設備の各系統について、計測対象の出力範囲を明確化する必要がある。
- 核計装設備の安全出力系の回路は、「通常運転モード」と「陽子ビーム運転モード」
   で同一の回路で計測、監視することとしている。回路の構成、応答特性等の設計を
   具体化する。
- ・ 原子炉スクラム設定値については、誤差の積み上げ等を今後検討する必要がある。

		j	通常日	€−ŀ	Š		陽子	ニビー	·ム運	転モ・	ード
項 目 作 動 条 件	テーブルの高速駆動	テーブルの中速駆動	テーブルの低速駆動	制御棒の挿入(*1)	安全棒の挿入	移動テーブル停止	ビームシャッタ開放	二次容器隔離弁開放	ビーム入射	ビーム停止	引抜後制御棒挿入禁止
炉周期がスクラム設定値より大きい適当な値より 短くなったとき。			_	_	_		_	_			_
移動テーブルが、高速駆動区間にあること。	$\bigcirc$	_	_	—	_	_	_	_	_	_	—
移動テーブルが、中速駆動区間にあること。	_	$\bigcirc$	_	—	_	_	_	_	_	_	—
移動テーブルが、低速駆動区間にあること。	_	—	$\bigcirc$	_	_	_	_	_	—	—	_
中性子源が炉内の規定の位置に挿入されていること(*2)。	0	0	0	_	_	_	_	_	_	_	_
中性子束が規定値以上であること。	0	0	0	0	—	_	_	_	_	_	
作業台が待機位置にあること。	0	$\bigcirc$	0	_	—	_	_	_	—	—	
安全棒が完全に挿入されていること。	0	$\bigcirc$	0	0	—	_	0	0	_	_	_
制御棒が完全に引抜かれていること。	0	$\bigcirc$	0	_	_	_	_	_	—	—	_
スクラムが何時でも動作し得る状態になっている こと。	0	0	0	0	_	_	0	0	_	_	_
移動側 1/2 集合体が前進中でないこと。	_	_	—	0	_	_	_	_	_	_	—
両 1/2 集合体が密着していること。	_	_	_	0	_	_	0	0	_	_	_
両1/2集合体の距離が2,000mmまで分離していること。	—	—	_	_	0	_	_	_	_	_	_
ビームシャッタ及び隔離弁が開放になっていない こと。	0	0	0	0	0	_	_	_	—	—	_
中性子源が炉内の規定の位置に挿入されなくなっ た場合	_	_	_	_	_		_	_	_	_	_
中性子束が規定値未満になった場合	_	_	_	_	—		_	_	_	_	_
安全棒が完全に挿入されなくなった場合	_	_	—	_	—		—	—	_	_	_
「陽子ビーム運転モード」に変更されていること。	—	—	_	_	_	_	0	0	—	—	$\bigcirc$
ビームシャッタ及び隔離弁が開放になっているこ と。	_	_	_	_	_	_	_	_	0	_	_
ビーム電流値が規定値を超えた場合	_	_		_							
施設内ビームライン真空度が規定値以上になった 場合	_	_	_	_	_	_	_	_	_		_
スクラムした場合	_	_		_							_

[記号の意味] ○: すべての作動条件を満足した場合に作動

□:いずれかの作動条件を満足した場合に作動

*1:制御棒の挿入は、一時に一組のみが可能である。

*2:燃料固有の中性子源が十分に存在する場合はバイパス可

表	€ 6. 5-1 核変独	奥物理実験装置の原子炉	停止(スクラム)条件	
項目	作動ໜ້	検出器	通常モード	陽子ビーム運転モード
短炉周期	1/2	炉周期計	パルス実験時はバイパス	×
中性子束高	1/2	出力計	0	<ul><li>〇(設定値は変更)</li></ul>
制御安全棒シリンダ圧力異常	1/2	圧力スイッチ	0	0
テーブル密着後の離脱	1/2	テーブル密着スイッチ	0	0
地震加速度大	1/2	地震計	0	0
核計装高圧電源異常	1/2	高圧電源トリップ回路	0	0
停電	1/2	停電検出リレー	0	0
炉室扉開放	1/2	炉室扉スイッチ	0	0
燃料送管ハッチ開放	1/2	チベナスチベハ	0	0
補助出入口開放	1/2	補助出入口スイッチ	0	0
換気系バタフライ弁開放	1/2	バタフライ弁スイッチ	0	0
土幸レカコ~	1/2	スクラムボタン	C	(
ナリインノム	(設置場所ごと)	(制御室内・外・炉室)	)	)
MA 燃料炉心冷却系統の動作異常	1/2	冷却空気流量スイッチ	不要時はバイパス可	不要時はバイパス可
隔離弁開放	1/2	隔離弁スイッチ	0	×
ビームシャッタ開放	1/2	チベナンタベネベヤーユ	0	×
記号の説明 : ○は常にスク スクラム動作: 臨界実験時 四エビー > 道	ラム条件とし ⁻ :総ての# 1時・終イの#	C設定する。×は常にバイ 訓御安全棒の引抜き、及ひ 副御空会棒の引枯き、及び	、パスする。 188動テーブルの後退 188軸テーブルの後退	4~※~四上 アート 危 ー
物丁「ノ谷	「こう」語・サイ	町甲女王律ジロ扱で、及し	いや判ノニノルリ夜込、」	用いて物ナローとで出



運転系対数出力系(2系統)



運転系線型出力系(2系統)

図6.2-1 核変換物理実験装置の核計装設備説明図(1/2)



安全出力系(2系統)

図6.2-1 核変換物理実験装置の核計装設備説明図(2/2)



図6.5-1 TEF-P原子炉停止系作動信号の説明図



図 6.5-2 TEF-P 安全保護回路動作説明図

# 7. 実験設備

TEF-P施設の実験設備は、実験用装荷物、陽子ビーム輸送機構及びパルス中性子発生装置 及びMA燃料炉心冷却系で構成する。

### 7.1 実験用装荷物

#### 7.1.1 概要

実験用装荷物は、反応度価値測定用サンプル及び可動装荷物駆動装置並びにその他の装 荷物で構成する。これらは、実験の目的に応じて異なるものを製作し、炉心構成及び核的 制限値の範囲内において、実験計画に基づき、格子管集合体内に単独又は複数組み合わせ て装荷する。これらの実験用装荷物はいずれも、原子炉の運転中に発熱や変形等の状態変 化並びに移動、脱落及び逸脱が生じないように設計するとともに、実験用装荷物の損傷等 によっても、TEF-P施設の安全性を損なうおそれがないように設計する。

また、全ての実験用装荷物について、運転に先立ち、実験用装荷物を使用する炉心の特性が4.5節の核設計の表4.5-1に示す炉心特性範囲内であることを、計算解析又は実測データにより確認する。

#### 7.1.2 設計方針

実験用装荷物は、次の方針に従い設計する。

- (1) 実験用装荷物は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計とする。大型の可燃性材料を使用する場合は、火災防護を考慮した設計とする。
- (2)実験用装荷物は、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持される設計とする とともに、原子炉の運転中に電気的若しくは機械的な発熱、炉内構造材との接触、中性 子照射によって変形や状態変化することなく、格子管集合体や燃料に損傷を与えない設 計とする。
- (3)種々の反応度価値測定用サンプルは、正の最大反応度添加量を制限し、いかなる場合においても核的制限値に関する炉心特性範囲内に制限する。実験用装荷物は、格子管集合体内に設置したときに炉心の反応度制御に悪影響を与えないことを、計算解析又は実測データにより確認する。
- (4) 可動式(駆動装置により移動するものをいう。)の実験用装荷物は、安定して駆動制御 できる設計とするとともに、正の最大反応度添加量を制限する。
- (5) 可動式の実験用装荷物は制御室より駆動制御できる設計とする。制御室と実験設備等 設置されている場所との間は、安全上の連絡ができる設計とする。
- (6) 放射性物質を内蔵する実験用装荷物は、密封性を考慮した設計とする。
- (7) 実験用装荷物は、適切な方法により試験及び検査ができる設計とする。

# 7.1.3 主要設備

実験用装荷物は、表7.1-1に示す種類のものを実験計画に応じて使用する。なお、可動式

の実験用装荷物は制御室より位置が制御できるものとする。実験用装荷物は、その機能に 応じて、炉心への装荷時及び起動前点検時に試験及び検査ができる構造、配置、系統構成 とする。

(1) 反応度価値測定用サンプル

反応度価値測定用サンプルとして、燃料模擬体、共鳴干渉模擬体、吸収材模擬体、構 造材模擬体、冷却材(減速材)模擬体、核分裂生成物模擬体、ターゲット模擬体を用い る。なお、冷却材(減速材)模擬体として可燃性材料を使用する場合は、その外側を金 属で被覆するとともに、着火源及び発熱源から熱的に隔離するなど火災防護を考慮した 設計とする。これらのサンプルは、炉心物質装填用引出し又はカランドリアに装填、又 は可動装荷物駆動装置に装着することにより使用する。正の最大反応度添加量は0.6\$と する。

(2) 可動装荷物駆動装置

可動装荷物駆動装置は、実験試料等(反応度価値測定用サンプル、中性子検出器、実 験用中性子源、密封放射性物質のうち可動させるもの。以下この項において「可動装荷 物」という。)を駆動装置本体に接続した内挿管に装填し、可動装荷物を炉心の所定の位 置に駆動させるために用いる。可動装荷物を炉心に挿入する箇所に、予め水平方向又は 垂直方向の実験孔を設ける。実験孔は、必要に応じて適切な強度を有する案内管で保護 する。可動装荷物の駆動装置は、安定した駆動制御とするため、ボールねじ駆動とし、 格子管集合体の外側に支持固定する。また、駆動装置の操作機器は制御室に設置し、遠 隔操作できる設計とする。

可動装荷物の使用に当たっては、運転に先立ち、可動装荷物の駆動による正の最大反応度添加量が表7.1-1に示す核的制限値内であることを、計算解析又は実測データにより確認する。可動装荷物駆動装置の概要を図7.1-1に示す。

(3) その他の実験用装荷物

その他の実験用装荷物として、中性子検出器、放射化実験用箔、密封放射性物質(実験 用中性子源等)を用いる。これらは、炉心物質装填用引出し又はカランドリアに装填、 又は可動装荷物駆動装置に装着することにより使用する。密封放射性物質は、臨界実験 用として放射性同位元素等の使用許可を受けたもので、密封したものに限る。

- 7.1.4 評価
  - (1) 実験用装荷物は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用するとともに、大型の可燃性材料を使用する場合は火災防護を考慮した設計となっている。
  - (2)実験用装荷物は、十分な強度を有し、また、電気的又は機械的な発熱、炉内構造材との接触、中性子照射による変形や状態変化を防止する構造としており、格子管集合体や燃料に損傷を与えない設計となっている。
  - (3) 種々の反応度価値測定用サンプルは、制限した正の最大反応度添加量を満たし、その 核特性が炉心特性範囲内であることを計算解析により確認することで、いかなる場合に おいても炉心特性範囲内を超えることのない管理となっている。また、実験用装荷物を

格子管集合体内に設置したときに炉心の反応度制御に悪影響がないことを計算解析によ り確認する管理となっている。

- (4) 可動装荷物の駆動装置は、ボールねじ駆動であり、集合体の外側に支持固定するとともに、安定して駆動制御できる設計となっている。また、可動装荷物の正の最大反応度添加量を制限するとともに、運転に先立ちそれらが核的制限値内であることを、計算解析又は実測データにより確認することで、安全に制御することが可能となっている。
- (5) 可動式の実験用装荷物は制御室より駆動制御できる設計とする。制御室と実験設備等 設置されている場所との間は、安全上の連絡ができる設計となっている。
- (6) 放射性物質を内蔵する実験用装荷物は、密封性を考慮した設計となっている。
- (7) 詳細設計により、実験用装荷物は適切な方法により試験及び検査ができる設計とする。

# 7.2 陽子ビーム輸送機構

### 7.2.1 概要

TEF-P施設における陽子ビーム輸送機構⁴¹は、未臨界状態において、施設境界から炉心内 に装荷した核破砕ターゲットまで陽子ビームを輸送し、中性子実効増倍率及び動特性定数 並びに加速器駆動システムに関する実験に用いる。

# 7.2.2 設計方針

陽子ビーム輸送機構は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 陽子ビーム輸送機構は、TEF-P施設に陽子ビームを供給するTEF-T施設における故障、 火災等の異常事象によってTEF-P施設の安全性が損なわれない設計とする。
- (2) 陽子ビーム輸送機構の異常又は損傷によって過度の中性子強度とならない設計とする。
- (3) 本装置の運転中は、炉心に正の反応度を添加しない設計とする。
- (4) 本装置は、制御室で制御できる設計とする。
- (5) 陽子ビーム輸送機構は、適切な方法により試験及び検査ができる設計とする。

#### 7.2.3 主要設備

TEF-P施設の陽子ビーム輸送機構は、表7.2-1及び図7.2-1に示す陽子ビーム導入窓、ビー ムシャッタ、ビーム出力調整装置、偏向磁石、二次容器、隔離弁、ビームモニタ、ターゲ ット窓等から構成される。

TEF-T施設で故障、火災等の異常事象が発生しても、陽子ビーム輸送機構の陽子ビーム導入窓及びシャッタによりTEF-P施設とTEF-T施設を分離する。停電、地震、真空破壊等の異常事象は、陽子ビーム強度を弱める方向に作用し、最大出力10W以上の陽子ビームは原理的に導入されない設計とする⁴²。

⁴¹ 陽子ビーム輸送機構は、付録 D.1 の図 D.1-1 に示されるように TEF-P 施設側及び TEF-T 施設側から 構成される。両施設は、陽子ビーム導入窓及びシャッタにより分離されている。

⁴² 陽子ビームの取り出し方法として、最も実現性が高く過大なビームが分岐されないレーザ荷電変換 と荷電変換フォイルを組み合わせた方法が検討されている^[9]。

陽子ビーム輸送機構の運転中は、制御棒を挿入できないようインターロックを設け、正 の反応度が添加されず炉心の未臨界を維持する。また、中性子源強度がパルス状に変化し てみかけ上、炉周期が短くなるので、炉周期短によるスクラム回路をバイパスする。この インターロックについては、適切な方法により試験及び検査ができる構造とする。陽子ビ ーム輸送機構を、制御室から制御できるように、運転、監視及び制御に必要な操作設備を 制御室に集中して設置する。本装置の仕様は、次のとおりである。

- (1) 基 数:1台
- (2) 最大陽子ビーム出力:10W(400 MeV)

#### 7.2.4 評価

- (1) 陽子ビーム輸送機構は、TEF-P施設に陽子ビームを供給するTEF-T施設における故障、 火災等の異常事象によってTEF-P施設の安全性が損なわれない設計となっている。
- (2) 陽子ビーム輸送機構の異常又は損傷によって過度の中性子強度とならない設計となっている。
- (3) 陽子ビーム輸送機構の運転中は、炉心に正の反応度を添加しない設計となっている。
- (4) 陽子ビーム輸送機構は、制御室で制御できる設計となっている。
- (3) 詳細設計により、陽子ビーム輸送機構は、適切な方法により試験及び検査ができる設 計とする。

# 7.3 パルス中性子発生装置

7.3.1 概要

パルス中性子発生装置は、実験時に炉心周辺に設置し、未臨界炉心での中性子実効増倍 率及び動特性定数の測定用として用いる。

### 7.3.2 設計方針

パルス中性子発生装置は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 本装置の運転中は、炉心に正の反応度を添加しない設計とする。
- (2) 本装置は、制御室で制御できる設計とする。
- (3) パルス中性子発生装置は、適切な方法により試験及び検査ができる設計とする。

# 7.3.3 主要設備

本装置は、加速管及び制御機器から構成し、加速管は格子管内に、制御機器は制御室に 設置する。本装置は、炉室扉が開いている場合には起動できないようインターロックを設 ける。パルス中性子発生時は、制御棒が挿入できない等のインターロックを設け、炉心の 未臨界を維持する。また、中性子源強度がパルス状に変化してみかけ上、炉周期が短くな るので、炉周期短によるスクラム回路をバイパスする。このインターロックについては、 適切な方法により試験及び検査ができる構造とする。パルス中性子発生装置を、制御室か ら制御できるように、運転、監視及び制御に必要な操作設備を制御室に集中して設置する。 本装置の仕様は、次のとおりである。

- (1) 性能:D-T反応あるいはD-D反応によりパルス中性子を発生させる。
- (2) 中性子発生量

D-T中性子(14 MeV) : 10⁸ 個/s

D-D中性子(2.45 MeV) : 10⁶ 個/s

### 7.3.4 評価

- (1) パルス中性子発生時は、炉心に正の反応度を添加しない設計となっている。
- (2) パルス中性子発生装置は、制御室で制御できる設計となっている。
- (3) 詳細設計により、パルス中性子発生装置は、適切な方法により試験及び検査ができる 設計とする。

# 7.4 MA燃料炉心冷却系

#### 7.4.1 概要

崩壊熱による発熱が高いMA燃料を格子管集合体に用いる場合、最大で約2.25kWの発熱が MA核種の崩壊により見込まれている。この場合実験上の目的より炉心温度を40℃近傍以下 で一定に保つ必要があるため炉心を強制冷却する必要がある。MA燃料炉心冷却系はこの強 制冷却を行うためのものであり、冷却室、送風機、ダンパ及びフィルタで構成される。

# 7.4.2 設計方針

MA燃料炉心冷却系は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 通常運転時の炉心温度を40℃近傍以下で一定に保つ能力を有するものとする。
- (2) 送風機が停止し、冷却機能が失われた場合にはスクラム動作に移行するものとする。
- (3) MA燃料炉心冷却系は、適切な方法により試験及び検査ができる設計とする。

# 7.4.3 主要設備

MA燃料炉心冷却系は、1/2集合体が密着した状態では、固定側集合体の背面側から炉室内 の空気を吸い込み、カランドリアとMA燃料の間の間隙を通って移動側集合体の背面に設け た冷却室に流すことによって行う。一方、1/2集合体が分離した状態での強制冷却は、各1/2 集合体の密着面側から炉室内の空気を吸い込み、カランドリアとMA燃料の間の間隙を通っ てそれぞれの1/2集合体の背面に設けた冷却室に流すことによって行う。加熱された空気は ダクトを通して送風機により炉室内に放出する。送風機までの回路には、風量制御用のダ ンパおよび微粒子捕集用フィルタを設ける。

炉心温度は炉心温度測定系によって監視し、80℃にて警報が発せられる。運転中故障その他の原因で冷却系が停止した場合、炉心温度は平衡状態においても安全上の問題ないが、 スクラム動作により移動側1/2集合体は後進分離する。

# 7.4.4 評価

- (1) MA燃料炉心冷却系は、通常運転時の炉心温度を40℃近傍以下で一定に保つ能力を有す る⁴³。
- (2) 冷却機能が失われた場合にはスクラム動作に移行する。
- (3) 詳細設計により、MA燃料炉心冷却系は、適切な方法により試験及び検査ができる設計 とする。

⁴³ 付録 D.2 を参照。

表7.1-1 実験用装荷物の主要仕様

1.	反応度	価値測定	用サンプル	
	種	類	燃料模擬体: ウラン、	プルトニウム、マイナーアクチノイド、燃
			料母材	またそれらの酸化物又は窒化物並びにこれ
			らの混	合物を金属被覆したもの。
			共鳴干渉模擬体:天然ウ	ラン、劣化ウラン、トリウム、またそれらの
			化合物	を金属被覆したもの又はそれらの合金
			吸収材模擬体: ボロン、	カドミウム、ハフニウム、その他の中性子
			吸収材	を金属被覆したもの又はそれらを含有する
			金属	
			構造材模擬体: アルミニ	ニウム合金、ジルコニウム合金、ステンレス
			鋼、鉄	その他の金属
			冷却材(減速材)模擬体	鉛、ビスマス、鉛ビスマス合金、ナトリ
			ウム、	ポリスチレン、ポリエチレン、金属水素化物
			等を金	属で被覆したもの。
			核分裂生成物模擬体:ルラ	ニウム、ロジウム、パラジウム、セシウム、
			ネス	トジム、モリブデン、銀、カドミウム、よう
			素、	ランタン、セリウム、プラセオジム、サマ
			リリ リリ	7ム、ユウロピウム、ガドリニウムなど
			ターケット模擬体:鉛、	ビスマス、鉛ビスマス合金、タングステン、
	1-11 <del>-</del>	14	多化!	フンなど。
	侢	垣	ビン次又は仮次右しくは	目状(炉心物質装填用引出し入はカフントリ 取動状帯に状策のたて構体したて、)
	か 要 ナナ	本川	ノに表現又は可動表何初	必則表直に表有じさる情垣とりる。) コーウル会会又はステンレス密ねど
	(仮復付) 正の早	147 十日亡由	ブルミーリム合金、ジル、 *沃加昌 0.6¢	コーリムロ金叉はヘノンレヘ調なと。
	正切取	入区心及	1677月里 0.00	
2	可動装	荷物駆動	<b>装置</b>	
2.	可動装	荷物	反応度価値測定用サンプ	>>、中性子検出器 実験用中性子源 密封し
	1372	114 124	た放射性物質	
	駆動方	式	ボールねじ駆動	
	内挿管	材質	アルミニウム合金、ジル:	コニウム合金、ステンレス鋼、その他の金属
	正の最	大反応度	医添加量 0.6\$ (同時に認	置する全ての可動装荷物及び内挿管の反応
			度価値	を含む。)
3.	その他の	の実験用	装荷物	
	種	類	中性子検出器、放射化実際	食用箔、密封放射性物質(実験用中性子源等)
	構	造	ピン状又は板状若しくは	箱状(炉心物質装填用引出し又はカランドリ
			アに装填又は可動装荷物	駆動装置に装着できる構造とする。)
	正の最	大反応度	[添加量 0.6\$	

機器名称	機能	個数
陽子ビーム輸送管	ビームを炉室に導く。	1
二次容器隔離弁	炉室とビーム輸送室を隔離する。	1
PT 隔離弁	TEF-PとTEF-Tを隔離する。	1
偏向電磁石	ビームの軌道を偏向する。	6
四極電磁石	ビームの軌道を収束する。	11
ステアリングコイル	ビームの軌道を調整する。	$4 \sim 6$
ビームダンプ	最大 10W の陽子ビームをダンプする。	1
炉室ビームモニタ	ビームの出力・形状を監視する。	1
調整用ビームモニタ	ビームの出力・形状を監視する。	1
ビーム出力調整装置	ビーム出力を調整する。	2
(コリメータ)		(水平1・垂直1)
ビームシャッタ	スクラム時にビームを遮断する。	2
		(シャッタ A ・ シャッタ B)
陽子ビーム導入窓	TEF-PとTEF-Tを隔離する。	1
ターゲット窓	陽子ビーム輸送管内の真空を維持す	1
	る。	

表7.2-1 陽子ビーム輸送機構の構成機器



図7.1-1 可動装荷物駆動装置 概要説明図



図7.2-1 陽子ビーム輸送機構の概要説明図

# 8. 放射性廃棄物廃棄施設

# 8.1 概要

放射性廃棄物廃棄施設は、TEF-P施設で発生する放射性廃棄物を処理する施設であり、本 施設の設計は「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」を満足する ものとする。本施設は、次のものから構成し、放射性廃棄物を処理する。

(1) 気体廃棄物廃棄設備

気体廃棄物廃棄設備は、管理区域各室の放射性物質を含む空気を浄化後排気筒に排気 するために設置され、炉内排気系、炉外排気系、管理区域排気系、燃料取扱・装填フー ド排気系、グローブボックス排気系、陽子ビーム排気系並びに排気筒から構成する⁴⁴。

炉室、核燃料物質取扱設備、貯蔵設備等から発生する気体廃棄物は、排気フィルタユ ニット等で粒子状放射性物質の捕集及び放射性よう素の吸着処理を行った後、放射能濃 度を監視しながら排気筒より放出する。

(2) 液体廃棄物廃棄設備

液体廃棄物廃棄設備は、TEF-P施設の管理区域で発生する排水を貯留・排出する設備で ある。発生した排水は、液体廃棄物廃棄設備に一時貯留した後、原子力科学研究所の排 水溝へ排出又は原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ運搬して処理する。

(3) 固体廃棄物廃棄設備

管理区域内で発生する固体廃棄物は、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ運搬 して処理又は保管廃棄する。

# 8.2 気体廃棄物廃棄設備

8.2.1 概要

TEF-P施設からの気体廃棄物は、炉内排気系、炉外排気系、管理区域排気系、燃料取扱・ 装填フード排気系、グローブボックス排気系の排気フィルタユニットにて、よう素吸着及 びろ過処理する。気体廃棄物は、上記の処理を行い放射性物質の濃度及び量を低減させた 後、放射能濃度を監視しながら排気筒より放出する。

8.2.2 設計方針

気体廃棄物廃棄設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 気体廃棄物廃棄設備は、TEF-P施設から発生する気体廃棄物に対し、適切にろ過、管理 等を行うことにより、周辺環境への放出放射性物質の濃度及び量を低減できる設計とす る。
- (2) 炉室は密閉構造とし、適宜換気を行う。ただし、TEF-P装置の運転中は給排気を行わず、 隔離ダンパを閉鎖することにより気密を保つ。炉室内の温度及び湿度を常時管理すると

^{4 10}章で記載する換気空調設備のうち、放射性の空気を扱う系統は気体廃棄物廃棄設備を兼ねている。

ともに、循環系に備えたフィルタによって空気のろ過を行う。

- (3) 燃料貯蔵庫は循環系により空気ろ過及び空調を常時行い、適宜換気を行う。
- (4) グローブボックス排気系の換気・空調系は非常用電源に接続し、商用電源喪失時にも 運転する⁴⁵。
- (5) 気体廃棄物廃棄設備の必要な部分にはブロワの予備機を設けるとともに、停電時には 非常用電源設備から給電できる設計とする。
- (6) 気体廃棄物廃棄設備の必要な部分にはフィルタの予備を設けるとともに点検及び交換 ができる設計とする。

### 8.2.3 主要設備

気体廃棄物廃棄設備の主な機器仕様を表8.2-1に、系統説明図を図8.2-1に示す。

(1) 格納容器換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備

格納容器換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備は、炉内(一次容器)及び炉外(二次 容器)の換気、負圧維持、空調及び雰囲気浄化を行うための設備であり、炉内給気系、 炉内再循環調和機、差圧コントローラ、炉内排気系、炉外吸気系及び炉外排気系で構成 する。

格納容器(一次容器及び二次容器)からのベントガスは、フィルタによりろ過処理した後、排気筒から放出する。

(2) 管理区域換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備

管理区域換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備は、燃料取扱室、燃料貯蔵庫、放射線 管理室等の空調及び雰囲気浄化並びに燃料取扱・装填用フード及びグローブボックスの 排気を行うための設備であり、管理区域給気系、燃料貯蔵庫換気空調系、発熱性燃料貯 蔵庫換気空調系、管理区域排気系、燃料取扱・装填フード排気系及びグローブボックス 排気系で構成する。

管理区域からのベントガスは、フィルタによりろ過処理した後、排気筒から放出する。

(3)陽子ビーム換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備 陽子ビーム換気空調設備及び気体廃棄物廃棄設備は、陽子ビーム室等の陽子ビーム輸 送部の換気、空調及び雰囲気浄化を行うための設備であり、陽子ビーム給気系及び陽子 ビーム排気系で構成する。

陽子ビーム室等からのベントガスは、フィルタによりろ過処理した後、排気筒から放 出する。

(4) 排気筒

気体廃棄物廃棄設備及び換気空調設備からの気体廃棄物は排気筒を通じて排気される。 排気口の高さは地上約45mである。

⁴⁵ 電源喪失を伴う事故時においても、外部への影響が過大とならないように取扱量を制限するが、安 全側とするために非常用電源に接続する。

### 8.2.4 評価

- (1)気体廃棄物廃棄設備は、排気フィルタユニットによる、よう素吸着、ろ過、並びに排 気筒による放出管理を行うことにより、周辺環境に対し、放出放射性物質の濃度及び量 を低減できる設計となっている。
- (2) 炉室は密閉構造とし、運転中は給排気を行わず隔離ダンパを閉鎖することにより気密 を保つ設計となっている。炉室内の温度及び湿度を常時管理するとともに、循環系に備 えたフィルタによって空気のろ過を行う設計となっている。
- (3) 燃料貯蔵庫は循環系により空気ろ過及び空調を常時行い、適宜換気を行う設計となっている。
- (4) グローブボックス排気系の換気・空調系は非常用電源に接続し、商用電源喪失時にも 運転する設計となっている。
- (5) 気体廃棄物廃棄設備の必要な部分にはブロワの予備機を設け、停電時には非常用電源 設備から給電できる設計となっている。
- (6) 気体廃棄物廃棄設備の必要な部分にはフィルタの予備を設け、点検及び交換ができる 設計となっている。

### 8.3 液体廃棄物廃棄設備

### 8.3.1 概要

液体廃棄物廃棄設備は、液体廃棄物を一時貯留した後、原子力科学研究所の排水溝へ排 出又は原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ運搬して処理する。

### 8.3.2 設計方針

液体廃棄物廃棄設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 液体廃棄物廃棄設備は、液体廃棄物の性状及び放射能濃度に応じて、適切に貯蔵し、 排出できる設計とする。
- (2) 液体廃棄物廃棄設備は、放射線防護のため適切な遮へいを有する設計とする。
- (3) 廃液タンクは、TEF-P施設の運転に伴い発生する液体廃棄物を貯留することができる容 量を有する設計とする。
- (4) 廃液タンクは、漏えいを防止する適切な設計とし、かつ、耐食性を考慮した設計とす る。また、万一の漏えいを検知できる設計とする。
- (5) 廃液タンクを設置する区域は、液体廃棄物が区域外へ漏えいすることを防止できる設 計とする。

# 8.3.3 主要設備

液体廃棄物廃棄設備の主な機器仕様を表8.3-1に、系統説明図を図8.3-1に示す。

管理区域で発生する手洗い・床ドレン等の液体廃棄物は、廃液タンクに一次貯留した後、 放射性物質の濃度が基準値以下の液体廃棄物は原子力科学研究所の排水溝へ排出し、基準 値を上回る廃棄物は廃液運搬車で原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ運搬して処理 する。廃液タンクからの排水溝への排出及び廃液運搬車への充填は、廃液タンク排水ポン プにて行う。

廃液タンク室には、廃液タンクの漏洩対策として、漏洩検知機能を有するピットを設け、 漏洩があった場合は、廃液タンク室ピット排水ポンプにてくみ出す。

液体廃棄物廃棄設備には、放射線防護のため適切な遮へいを設ける。

#### 8.3.4 評価

- (1) 液体廃棄物廃棄設備は、液体廃棄物の性状及び放射性物質の濃度に応じて、適切に貯 留又は貯蔵できる設計となっている。
- (2) 液体廃棄物廃棄設備は、放射線防護のため適切な遮へいを有する設計となっている。
- (3) 廃液タンクは、TEF-P施設の運転に伴い発生する液体廃棄物を十分貯留できる容量を有 する設計となっている。
- (4) 廃液タンクは、漏えいを防止するため、接液部をオーステナイト系ステンレス鋼製とし、耐食性を考慮した設計となっている。また、万一の漏えいを検知できる設計となっている。
- (5) 廃液タンクを設置する区域にはピットを設け、液体廃棄物が区域外へ漏えいすること を防止する設計となっている。

# 8.4 固体廃棄物廃棄設備

8.4.1 概要

固体廃棄物廃棄設備は、管理区域内で発生する固体廃棄物を、原子力科学研究所の放射 性廃棄物処理施設へ搬出し、処理する。

# 8.4.2 設計方針

固体廃棄物廃棄設備は、次の設計方針に従い設計する。

(1) 固体廃棄物保管エリアは、TEF-P施設から発生する固体廃棄物を保管廃棄するための十 分な貯蔵容量及び遮へい壁を有する設計とする。

# 8.4.3 主要設備

(1) 固体廃棄物廃棄設備

TEF-P施設の運転に供って発生する固体廃棄物を一時保管するために必要な容量を有する固体廃棄物保管エリア等を設ける。

# 8.4.4 評価

(1) 今後の詳細設計において、固体廃棄物保管エリアは、TEF-P施設から発生する固体廃棄 物を保管廃棄するための十分な貯蔵容量を有するとともに、必要であれば施設内及び敷 地周辺の空間線量率を低減させるための遮へい壁を有する設計とする必要がある。

# 8.5 放射性廃棄物廃棄施設に関する課題等

- ・ 固体廃棄物保管エリアは具体的な部屋を確保する必要がある。
- ・ 陽子ビーム輸送系を含む液体廃棄物廃棄設備系統の概念を検討する必要がある。

表 8.2-1 気体廃棄物廃棄設備の主な機器仕様(1/3)46

(1) 1)	格納容器空調設備 炉内排気系 ブロワ
	<ul> <li>・基 数:2 基(うち1基は予備)</li> <li>・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼</li> <li>・容 量:約7,000Nm³/h/基</li> </ul>
2)	フィルタ ・基 数:2 基(うち1基は予備) ・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼 ・フィルタ構成:プレフィルタ1段、高性能フィルタ2段
(2) 1)	<ul> <li>格納容器空調設備 炉外排気系</li> <li>ブロワ</li> <li>・基 数:2 基(うち1基は予備)</li> <li>・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼</li> <li>・容 量:約7,500Nm³/h/基</li> </ul>
2)	フィルタ ・基 数:1 基 ・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼 ・フィルタ構成:プレフィルタ1段、高性能フィルタ2段
(3) 1)	<ul> <li>管理区域空調設備 管理区域排気系</li> <li>ブロワ</li> <li>・基 数:1 基</li> <li>・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼</li> <li>・容 量:約16,500Nm³/h/基</li> </ul>
2)	フィルタ ・基 数:1 基 ・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼 ・フィルタ構成:プレフィルタ1段、高性能フィルタ2段

⁴⁶ ブロワ容量、フィルタ性能等については暫定値。

(4)	管理区域空調設備 燃料取扱・装填フード排気系
1)	ブロワ
	<ul> <li>・基 数:1 基</li> </ul>
	・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼
	・容 量:約2,000Nm ³ /h/基
2)	フィルタ
	・基 数:1 基
	・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼
	・フィルタ構成:プレフィルタ1段、高性能フィルタ2段
(5)	管理区域空調設備 グローブボックス排気系
1)	ブロワ
	・基 数:1 基
	・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼
	・容 量:約1,000Nm ³ /h/基
2)	フィルタ
	<ul> <li>・基 数:1 基</li> </ul>
	・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼
	・フィルタ構成:プレフィルタ1段、高性能フィルタ2段

表 8.2-1 気体廃棄物廃棄設備の主な機器仕様(2/3)

陽子ビーム換気空調設備 陽子ビーム排気系
ブロワ
・基 数:1 基
・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼
・容 量:約4,500Nm ³ /h/基
フィルタ
・基 数:1 基
・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼
・フィルタ構成:プレフィルタ1段、高性能フィルタ2段
排気筒
・基 数:1 基
・排気口地上高:約45m
<ul> <li>・位 置:実験棟と一体</li> </ul>

表 8.2-1 気体廃棄物廃棄設備の主な機器仕様(3/3)

表 8.3-1 液体廃棄物廃棄設備の主な機器仕様

(1)	液体廃棄物廃棄設備
1) )	廃液タンク
	・基 数:4 基
	・容 量:約5m ³ ×2基、約10m ³ ×2基 ⁴⁷
	・主要材料:オーステナイト系ステンレス鋼

⁴⁷ FCAの実績(5m³)および、電磁石冷却水からの発生量の推定(10m³)に基づく。





図 8.2-1 気体廃棄物廃棄設備及び換気空調設備の系統概念(2/2)(単位:m³/h)





# 9. 放射線管理施設

放射線管理施設は、遮へい設備と放射線管理設備からなる。

# 9.1 遮へい設備

# 9.1.1 概要

遮へい設備は、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並びに修理 改造・解体時においても、原子力科学研究所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の被ば く線量を低減するもので、次のものから構成する。

- (1) 炉室壁による遮へい
- (2) 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備の遮へい
- (3) 放射性廃棄物廃棄施設の遮へい
- (4) 制御室の遮へい
- (5) 実験棟外壁の遮へい
- (6) ビーム輸送室の遮へい

### 9.1.2 設計方針

遮へい設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1)原子力科学研究所周辺の一般公衆が受ける被ばく線量については、線量告示に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにする⁴⁹とともに、直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある敷地境界外において原子力科学研究所のその他の施設と合計して、年間50 µ Gy以下となるような遮へいとする。
- (2) TEF-P施設の通常運転時、燃料取扱時、保守時、修理改造時等において、放射線業務従 事者等が受ける被ばく線量が線量告示に定められた線量限度を超えないように必要な遮 へいを設ける。遮へい設計では、放射線管理区域への立入頻度、滞在時間等を考慮して、 放射線業務従事者等の被ばく線量を十分安全に管理できるように、25 µ Sv/hの基準を設 け、機器の配置等を行う。放射線管理区域の概略範囲を図9.1-1~図9.1-5に示す。
- (3)制御室の遮へいは、設計基準事故時に制御室内の運転員に対し、過度の放射線被ばく がないように考慮し、運転員が制御室内に留まり事故対策に必要な各種の操作を行うこ とができるような遮へいとする。

# 9.1.3 主要設備

(1) 炉室壁による遮へい

原子炉の遮へい体は、炉室の壁、天井及び床から成り、炉心からの放射線を遮へいす る。

⁴⁹ 周辺監視区域境界において 1mSv/年以下とする。

1) 一次容器室の遮へい

ー次容器室の壁、天井及び床は鉄筋コンクリート造で、天井及び壁の厚さは1mで ある。

- 2) 二次容器室の遮へい
- 二次容器室の壁、天井及び床は鉄筋コンクリート造で、壁の厚さは2mである。 (2) 核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備の遮へい

核燃料物質貯蔵設備及び取扱設備の遮へい体として、燃料取扱室等に鉄筋コンクリート造の遮へい壁を設ける。MA燃料およびMOX燃料の貯蔵庫の壁の厚さは1m⁵⁰である。

(3) 放射性廃棄物廃棄施設の遮へい

液体廃棄物廃棄設備の槽、固体廃棄物保管室等の遮へい体として、鉄筋コンクリート 造の遮へい壁を設ける。

- (4) 制御室の遮へい制御室の遮へいは、鉄筋コンクリート造の壁及び床によって行う。
- (5) 実験棟外壁の遮へい 実験棟外側の遮へいは、鉄筋コンクリート造の実験棟外壁及び天井によって行う。
- (6) ビーム輸送室の遮へい ビーム輸送室の遮へいは、鉄筋コンクリート造の壁、床及び天井によって行う。
- (7) 遮へい設備内に設置する機器等の保守・補修・解体を行うため、必要に応じて遮へい 扉を設ける。
- 9.1.4 評価
  - (1) 直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある敷地境界外に おいて、年間50 µ Gy以下となる遮へい設計となっている⁵¹。
  - (2)運転・保守その他修理改造・解体に伴い放射線業務従事者等が立ち入る場所において 不必要な放射線被ばくを受けないよう、立入頻度、立入時間を考慮した上で、TEF-P施設 の遮へいとして炉室壁による遮へい、核燃料物質取扱及び貯蔵設備の遮へい、放射性廃 棄物廃棄施設の遮へい等を設置するほか、放射性物質を内蔵する貯槽類を適切に配置す ることにより、放射線業務従事者等の放射線被ばくを十分安全に管理できる設計となっ ている⁵²。

⁵⁰ 貯蔵庫の遮蔽評価は 0.5 m で行った。

⁵¹ 付録 A.4 に記載した評価では、敷地境界において 1.7×10⁻³ µ Sv/年の被ばく線量であり、制限値よ りも大幅に小さいため、原子力科学研究所の他の施設との合算に影響を与えない。

⁵² 付録 E.1 を参照のこと。MA 燃料を装荷した炉心に陽子ビームを入射する実験では、二次容器の外側 において  $20 \mu$  Sv/h 程度であり、規定値( $25 \mu$  Sv/h)を満足する。しかし、3 ヶ月運転時の線量を管理 区域境界の規定値(1.3 mSv/3月)未満とするために、陽子ビームの運転は 3 か月あたり 50 時間未満 に制限する必要がある。

¹⁰Wの陽子ビームを裸の鉛ターゲットに入射する試験運転では、二次容器の外側で 70 µ Sv/h に達する。そのため、裸の鉛ターゲットを用いた試験運転においては、陽子ビーム出力を 3W に制限し、25 µ Sv/h を満足させる必要がある。また、実効線量を管理区域境界の規定値(1.3mSv/3月)未満とするために、陽子ビームの運転は3か月あたり 50時間未満に制限する必要がある。

(3) 制御室の遮へいは、設計基準事故時に運転員が必要な操作のため制御室に留まっても、 運転員の放射線被ばくを線量限度以下にできる設計となっている。

# 9.2 放射線管理設備

#### 9.2.1 概要

放射線管理設備は、原子力科学研究所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等の被ばく線 量を監視及び管理するための設備であり、屋内管理設備(放射線管理関係設備、放射線監 視設備)及び屋外管理設備(排気筒モニタリング設備、気象観測設備)で構成する。放射 線管理設備による被ばく線量の監視に当たっては、線量告示に定められた線量限度を超え ないようにすることはもとより、被ばく線量を十分低く保つように管理する。

# 9.2.2 設計方針

放射線管理設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 放射線管理関係設備は、管理区域に立ち入る者及び物品の搬出入に対して、出入管理、 汚染管理及び各個人の被ばくを管理できる設計とする。
- (2) 放射線監視設備及び屋外管理設備は、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並びに修理改造・解体時における放射性物質の放出、実験棟内外の放射線量、放射性物質濃度等を測定及び監視できる設計とする。
- (3) 制御室及び適当な管理場所に、必要な情報を表示できる設計とする。
- (4) 通常運転時及び設計基準事故時に必要な放射線測定器及び防護機器を設ける。

# 9.2.3 主要設備

- (1) 屋内管理設備
  - 1) 放射線管理関係設備

出入管理、汚染管理、放射能測定及び個人被ばく管理のため、次の設備を設ける。

(i)出入管理設備

実験棟の管理区域の出入口に出入管理設備を設置し、ここで人員及び物品など の出入管理を行う。

ただし、燃料、大型機器等の搬出入に際しては、トラックエリアにおいて出入 管理を行う。

(ii)汚染管理設備

人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理を行える設備として、更衣室、シャ ワー室、手洗い及びハンドフットクロスモニタを設ける。

(ⅲ)放射能測定設備

放射性廃棄物廃棄施設、その他の設備からの試料の放射能測定を行うために、 試料測定室を設ける。

(iv)個人被ばく管理設備

放射線業務従事者等の外部被ばく管理のため、個人線量計を設ける。
(v)放射線防護設備

放射線防護及び救助活動に必要な防護衣、呼吸防護具等の防護用機器、汚染除 去用機材等を設ける。

2) 放射線監視設備

放射線監視設備は、作業環境モニタリング設備及び放射線サーベイ設備で構成する。 放射線監視設備の概要を次に示す。

(i)作業環境モニタリング設備

作業環境モニタリング設備は、実験棟内の空間線量率及び空気中の放射性物質 濃度を連続的に測定し、制御室で表示、記録を行い、設定値を超えた場合は、制 御室及び適当な管理場所に警報を発する設計とする。なお、商用電源喪失を考慮 して非常用電源設備に接続する設計とする。

a. 室内モニタ

実験棟内の空気中放射性物質濃度を測定、監視するため、ダストモニタを設 ける。

また、設計基準事故時において実験棟内の空気中の放射性物質濃度を把握す るため、ガスモニタ及びダストサンプリング配管を設ける。

b. 放射線エリアモニタ

実験棟内の空間線量率を監視するもので、ガンマ線エリアモニタ及び中性子 線エリアモニタを設ける。放射線エリアモニタの設置箇所は、常時人の立ち入 る場所、その他管理上必要な場所とする。放射線エリアモニタの主要設置箇所 は次のとおりである。

一次容器室、二次容器室、燃料取扱室、ビーム輸送室、燃料貯蔵庫

また、設計基準事故時において実験棟内の空間線量率を把握するため、ガン マ線エリアモニタを設ける。

(ii)放射線サーベイ設備

放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所及び必要な箇所については、空間線 量率及び床面等の放射性物質の表面密度を定期的あるいは必要の都度、測定し、 適当な管理場所に表示する。

測定は、空間線量率については携帯用の各種サーベイメータにより、また、表 面密度についてはサーベイメータ又はスミア法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ設備の主要測定器は次のとおりである。

- β線用サーベイメータ
- y 線用サーベイメータ
- 中性子線用サーベイメータ
- α線用サーベイメータ

- (2) 屋外管理設備
- 1) 排気筒モニタリング設備

排気筒モニタリング設備は、排気筒から放出される空気中の放射性物質濃度を連続 的に測定し、制御室で表示、記録を行い、設定値を超えた場合は、制御室及び適当な 管理場所に警報を発する設計とする。

排気筒モニタリング設備としては、ダストモニタを設け、放射性塵埃を連続的に測 定、監視する。

また、設計基準事故時において排気筒から放出される放射性物質の放出量を把握す るため、ガスモニタ及びダストサンプリング配管を設ける。なお、商用電源喪失を考 慮して非常用電源設備に接続する設計とする。

2) 気象観測設備

気象条件を観測するための設備を設ける。

## 9.2.4 評価

- (1) 放射線管理関係設備は、管理区域に立ち入る者及び物品の搬出入に対して、出入管理、 汚染管理及び各個人の被ばくを管理できる設計となっている。
- (2) 放射線監視設備及び屋外管理設備は、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並びに修理改造・解体時における放射性物質の放出、実験棟内外の放射線量、放射性物質濃度等を測定及び監視できる設計となっている。
- (3) 今後の詳細設計において、制御室及び適当な管理場所に、必要な情報を表示できる設計とする。
- (4) 通常運転時及び設計基準事故時には、放射線エリアモニタによって連続的に管理区域 内の主要箇所の空間線量率を監視することができる設計となっている。

## 9.3 放射線管理施設に関する課題等

- ・線量制限値を満たすために、燃料を装荷した炉心に陽子ビームを入射する実験では、
   陽子ビームの運転を3か月あたり50時間未満に制限する必要がある。また、陽子ビームを裸の鉛ターゲットに入射する試験運転では、陽子ビーム出力を3Wに制限し、陽子ビームの運転を3か月あたり50時間未満に制限する必要がある。
  - 陽子ビーム輸送室の後方散乱用の遮へいについては不足している可能性があるので 詳細な検討を要する。













図 9.1-3 遮へい設計区分説明図(3階。ハッチング部分が管理区域)





図 9.1-4 進へい設計区分説明図(4階。ハッチング部分が管理区域)



## 10. 換気空調設備

#### 10.1 概要

換気空調設備は、建屋内の換気、空調及び浄化を行うものであり、各室及び機器の雰囲 気を所定の温度に維持し、適切な換気及び放射性物質の浄化により、従事者等の雰囲気内 立入り、放射線被ばくの防止を可能にし、かつ、大気への放射性物質放出量を低減させる。

#### 10.2 設計方針

換気空調設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 換気空調設備は、施設内各区域の機能により系統を分ける設計とする。
- (2) 炉室は密閉構造とし、適宜換気を行う。ただし、核変換物理実験装置の運転中は給排 気を行わず、隔離ダンパを閉鎖することにより気密を保つ。炉室内は温度及び湿度を常 時管理するとともに、循環系に備えたフィルタよって空気のろ過を行う。
- (3) 燃料取扱室は燃料を取扱う場合には負圧を維持するが⁵³、その他の場合は特に気圧の調 整を行わない。
- (4) 燃料取扱・装填用フードは燃料取扱室に設置し、0.5m/s以上の面速を維持する。
- (5) 燃料貯蔵庫は循環系により空気ろ過及び空調を常時行い、適宜換気を行う。
- (6) 燃料取扱室内のグローブボックスは常時負圧管理を行うが、汚染の広がる恐れのない ときは、この限りではない。
- (7) グローブボックスの排気系及び運転制御室の換気・空調系は非常用電源に接続し、商 用電源喪失時にも運転する⁵⁴。
- (8)制御室は、温度及び湿度を管理するため、循環空調を行い、一部の空気を入れ換える。 事故時には、原則として換気を停止し、循環空気の一部を高性能フィルタを通して循環 する。
- (9)通常運転時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、気流は汚染の可能性の 低い区域から高い区域に向かって流れるようにし、排気は適切なフィルタを通すことに より放射性物質の濃度及び量を減少させる設計とする。
- (10) 必要な系統の送風機、常用排風機及び補助排風機は、それぞれ100%容量2台とし、1 台を予備機とする設計とする。
- (11)換気空調設備は、各室及び機器の必要な換気並びに除熱を十分行える容量を持った設計とする。
- (12) 各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができる設計とする。

⁵³ 具体的な機器設計は未検討。

⁵⁴ 電源喪失を伴う事故時においても、外部への影響が過大とならないように取扱量を制限するが、安 全側とするために非常用電源に接続する。

#### 10.3 主要設備

換気空調設備は、実験棟の各区域の用途、階層、負圧度及び温度制御の程度により、適切に系統区分を行う。

換気空調設備は、外気処理器、格納容器換気空調設備、制御室換気空調設備、管理区域 換気空調設備、陽子ビーム換気空調設備、非管理区域換気空調設備、ガスタービン発電機 換気系で構成する。換気空調設備フロー図を図10.3.1に示す。

## 10.3.1 外気処理器

外気処理器は、施設内に取り入れる空気を浄化するための設備であり、プレフィルタ、 塩害防止フィルタ及び高性能フィルタで構成する。

#### 10.3.2 格納容器換気空調設備

格納容器換気空調設備は、炉内(一次容器)及び炉外(二次容器)の換気、負圧維持、空 調及び雰囲気浄化を行うための設備であり、炉内給気系、炉内再循環調和機、差圧コント ローラ、炉外給気系で構成する⁵⁵。格納容器換気空調設備の主な機器仕様を表10.3-1に示す。

(1) 炉内給気系

炉室(一次容器)内に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和機及び送風 機を設ける。

(2) 炉内再循環調和機

一次容器内の空調を行うために、空気調和機及び送風機を設け、炉内空気の再循環を行 う。循環系に備えたフィルタによって空気のろ過を行う。

(3) 差圧コントローラ

原子炉運転中に一次容器内が二次容器内に対して負圧となるように調整するために、炉 内再循環系の空気の一部を二次容器内に供給する。

(4) 炉外給気系

二次容器内に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和機及び送風機を設け る。

#### 10.3.3 制御室換気空調設備

制御室換気空調設備は、制御室等の居室の換気、空調及び雰囲気浄化を行うための設備 であり、制御室給気系、制御室排気系及び制御室再循環系で構成する。制御室換気空調設 備の主な機器仕様を表10.3-2に示す。

(1) 制御室給気系

制御室等の居室内に温度制御された清浄空気を供給する。

(2) 制御室排気系

制御室等の居室の空気を排出するための排風機を設ける。

⁵⁵ 排気系については、8章を参照のこと。

(3) 制御室再循環系

事故時に外気を遮断して、制御室等の空気を循環浄化するために、空気調和機、高性能 フィルタ及び送風機を設ける。なお、事故時に外気を取り入れ、換気を行う場合も、本再 循環系を通す。

#### 10.3.4 管理区域換気空調設備

管理区域換気空調設備は、燃料取扱室、燃料貯蔵庫、放射線管理室等の空調及び雰囲気 浄化並びに燃料取扱・装填用フード及びグローブボックスの排気を行うための設備であり、 管理区域給気系、燃料貯蔵庫換気空調系、発熱性燃料貯蔵庫換気空調系で構成する⁵⁶。管理 区域換気空調設備の主な機器仕様を表10.3-3に示す。

(1) 管理区域給気系

燃料取扱室等に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和機及び送風機を設 ける。

(2) 燃料貯蔵庫換気空調系

燃料貯蔵庫内の空調を行うために、空気調和機及び送風機を設け、燃料貯蔵庫内空気の 再循環を行う。

(3) 発熱性燃料貯蔵庫換気空調系

燃料貯蔵庫内の空調を行うために、空気調和機及び送風機を設け、燃料貯蔵庫内空気の 再循環を行う。また、冷却機能が喪失した場合に、強制冷却から自然循環に切替えるため の切替ダンパを設ける。

#### 10.3.5 陽子ビーム換気空調設備

陽子ビーム換気空調設備は、陽子ビーム室等の換気、空調及び雰囲気浄化を行うための 設備であり、陽子ビーム給気系で構成する⁵⁶。陽子ビーム換気空調設備の主な機器仕様を 表10.3-4に示す

(1) 陽子ビーム給気系

陽子ビーム室等に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和機及び送風機を 設ける。

#### 10.3.6 非管理区域换気空調設備

非管理区域換気空調設備は、放射性物質による汚染の恐れのない非管理区域の換気、空 調及び雰囲気浄化を行うための設備であり、非管理区域給気系及び非管理区域排気系で構 成する。非管理区域空調設備の主な機器仕様を表10.3-5に示す。

(1) 非管理区域給気系

非管理区域の部屋内に温度制御された清浄空気を供給するために、空気調和機及び送風 機を設ける。

⁵⁶ 排気系については、8章を参照のこと。

(2) 非管理区域排気系

非管理区域の部屋内の空気を排出するために、排風機を設ける。

#### 10.3.7 ガスタービン発電機換気設備

ガスタービン発電機換気設備は、ガスタービン発電機室の換気を行うための設備であり、 送風機を設ける。ガスタービン発電機換気設備の主な機器仕様を表10.3-6に示す。

#### 10.4 評価

- (1) 換気空調設備は、施設内各区域の機能により系統を分ける設計となっている。
- (2) 炉室は密閉構造で、適宜換気を行う設計となっている。ただし、核変換物理実験装置 の運転中は給排気を行わず、隔離ダンパを閉鎖することにより気密に保たれる。炉室内 は温度及び湿度を常時管理するとともに、循環系に備えたフィルタによって空気のろ過 を行う設計となっている。
- (3) 燃料取扱室は燃料を取扱う場合には負圧を維持するが、その他の場合は特に気圧の調 整を行わない設計となっている。
- (4) 詳細設計において、燃料取扱・装填用フードは燃料取扱室に設置し、0.5m/s以上の面 速を維持する設計とする。
- (5) 図10.3-1に示すように、燃料貯蔵庫は循環系により空気ろ過及び空調を常時行い、適 宜換気を行う設計となっている。
- (6) 詳細設計において、燃料取扱室内のグローブボックスは常時負圧管理を行う設計とする。
- (7) 図11.6-1で後述するように、グローブボックスの排気系及び制御室の換気・空調系は 非常用電源に接続し、商用電源喪失時にも運転する設計となっている。
- (8)制御室は、温度及び湿度を管理するため、循環空調を行い、一部の空気を入れ換え、 事故時には、原則として換気を停止し、循環空気の一部を高性能フィルタを通して循環 する設計となっている。
- (9) 詳細検討において、通常運転時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、気流は汚染の可能性の低い区域から高い区域に向かって流れるように設計する。図10.3-1に示すように、排気は適切なフィルタを通すことにより放射性物質の濃度及び量を減少させる設計となっている。
- (10)図10.3-1に示すように、炉内排気系における排風機など、必要な系統の送風機、常用 排風機及び補助排風機は、それぞれ100%容量2台とし、1台を予備とする設計となってい る。
- (11)換気空調設備は、各室及び機器の必要な換気並びに除熱を十分行える容量を持った設計となっている。
- (12) 詳細設計において、各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができる設計とする。

# 10.5 換気空調設備に関する課題等

・ 負圧の区域設定及び具体的な機器設計を検討する必要がある。

(1) 炉内給気系	<u>ج</u>
(a)空気調和	機
•型	式:冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型
• 基	数:1基
(b)送風機	
• 基	数:1基
• 容	量:約7,000Nm ³ /h
(9) 后内五征	
(2) 炉内舟相5	
(a) 全 X 酮 和	1 液 式・  冷却っく  ル  加熱っく  ル  及び  加洞  器  内  辞  刑
• 尘 • 其	氏・中却コイル、加熱コイル及び加祉品的風空 粉・11
· 玉 (b) 洋風機	<b></b>
• 其	数・1 其
· 公	
	± . ///20,000/mi / h
(3) 差圧コン	トローラ
(a)ルーツブ	<b>ロ</b> ワ
• 基	数:1基
• 容	量:約300Nm ³ /h
	7.
(4) 炉外稻氢;	ř. Hak
(a) 空风 祠 和	後
• 空	式:行却コイル、加熱コイル及び加極器内風空 粉・1耳
• 左 (b) 送風 挫	<u> </u>
(0) 达風機	**r . 1 甘
• <b></b>	数·1本 
• 谷	里: デン (, 300Nm [~] / n

表10.3-1 格納容器換気空調設備の主な機器仕様

1	
(1) 制御室給気	「系
(a)空気調和	機
•型	式:冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型
• 基	数:1基
(b)送風機	
• 基	数:1基
• 容	量:約2,500Nm ³ /h
(2) 制御室排気	〔系
(a)送風機	
<ul> <li>・基</li> </ul>	数:1基
• 容	量:約2,500Nm ³ /h
(3)制御室再循	<b>看環系</b>
(a)空気調和	機
• 型	式:冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型
• 基	数:1基
(b)送風機	
・基	数:1基
<ul> <li>容</li> </ul>	量:約5,500Nm ³ /h

表10.3-2 制御室換気空調設備の主な機器仕様

(1) 管理区域約	合気系	
(a)空気調和	機	
•型	式:冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型	
• 基	数:1基	
(b)送風機		
• 基	数:1基	
• 容	量:約19,000Nm ³ /h	
(2) 燃料貯蔵」	<b>車換気空調系</b>	
(a)空気調和	機	
•型	式:冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型	
• 基	数:3基	
(b)送風機		
• 基	数:3基	
• 容	量:約1,000Nm ³ /h	
(3)発熱性燃料	科貯蔵庫換気空調系	
(a)空気調和機		
•型	式:冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型	
• 基	数:1基	
(b)送風機		
· 基	数:1基	
• 容	量:約2,000Nm ³ /h	

表10.3-3 管理区域換気空調設備の主な機器仕様

表10.3-4 陽子ビーム換気空調設備の主な機器仕様

4.给気系
機
式:冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型
数:1基
数:1基
量:約4,500Nm ³ /h

	A10.5-5 升自理区域换风空调成1101主な機品任塚
(1) 非管理区域	或給気系
(a)空気調和	機
• 型	式:冷却コイル、加熱コイル及び加湿器内蔵型
・基	数:1基
(b)送風機	
• 基	数:1基
• 容	量:約12,500Nm ³ /h
(2) 非管理区均	或排気系
(a)送風機	
• 基	数:1基
• 容	量:約12,500Nm ³ /h

表10.3-5 非管理区域換気空調設備の主な機器仕様

表10.3-6 ガスタービン発電機換気空調設備の主な機器仕様

(1) ガスタービン発電機給気系
 (a)送風機
 ・基数:1基
 ・容量:約66,000Nm³/h





## 11. 補助施設

補助施設は、圧縮空気設備、冷却水設備、冷温水設備、冷凍機設備、消火設備及び電気 設備で構成する。電気設備は移動テーブル駆動機構を動作させる蓄電池などの安全上重要 な機器を含んでいるため、設計方針に基づいて設計を行った。圧縮空気設備及び消火設備 については、安全設計方針に基づく設計と評価が未実施である。冷却水設備、冷温水設備 及び冷凍機設備については安全上重要でないため、安全設計方針を定めていない。

## 11.1 圧縮空気設備

### 11.1.1 概要

圧縮空気設備は、換気空調設備のダンパ開閉用等の制御用圧縮空気を供給するための装置であり、空気圧縮機、空気槽、フィルタ、除湿機等で構成する⁵⁷。

## 11.1.2 主要設備

圧縮空気設備の系統説明図を図11.1-1に示す。

(1) 空気圧縮機

空気圧縮機は空冷方式とする。また、予備機を設け、故障時には自動的に予備機に切 替わるようにする。

## 11.2 冷却水設備

### 11.2.1 概要

冷却水設備は、常用空調用冷凍機や制御室空調用冷凍機等に冷却水を供給するための設 備であり、大気開放式冷却塔及び冷却水ポンプから構成する。

## 11.2.2 主要設備

(1) 常用冷却水設備

常用冷却水設備は、電磁石冷却機及び炉内再循環調和機用ターボ冷凍機に冷却水を供給 するための設備であり、大気開放式冷却塔及び冷却水ポンプから構成する。系統説明図を 図11.2-1に示す

(2) 非常用冷却水設備

非常用冷却水設備は、商用電源喪失時にも運転する必要のある制御室空調用冷凍機及び 空気圧縮機に冷却水を供給するための設備であり、大気開放式冷却塔及び冷却水ポンプか ら構成する。

⁵⁷ 制御安全棒装置における圧縮空気系とは異なる。

### 11.3 冷温水設備

冷温水設備は、炉内給気系空調器、炉外給気系空調器、陽子ビーム換気空調器、制御室 給気系空調器等に冷温水を供給するための装置であり、空冷ヒートポンプチラー、ポンプ 及び調和機から構成する。系統説明図を図11.3-1に示す。

#### 11.4 冷凍機設備

冷凍機は、冷却水設備からの冷却水を受け、炉内再循環調和機に冷媒を供給するもので、 冷媒の圧縮機及び凝縮器から構成する。系統説明図を図11.4-1に示す。

### 11.5 消火設備

## 11.5.1 概要

TEF-P施設における万一の火災による人的及び物的被害を軽減し、施設の安全性を損なわないようにするため、火災の検知及び消火を行う消火設備を設置する。

#### 11.5.2 主要設備

(1) 自動火災報知設備

自動火災報知設備は、感知器、発信器及び受信器により構成し、建屋内全域を対象と して設ける。また、火災警報は、速やかに制御室等に表示できるものとする。

なお、自動火災報知設備は、商用電源のほか、非常用電源からも給電できる。

### (2) 屋内外消火栓設備

屋内外消火栓設備は、工業用水受槽、電動消火ポンプ、消火ポンプ起動装置及び屋内 外消火栓で構成する。屋内消火栓設備は、炉室、燃料取扱室、燃料貯蔵庫を除く建屋内 全域を対象とし、屋外消火設備は建屋内地階及び1、2階を対象として設ける。

なお、屋内消火栓設備は、商用電源のほか、非常用電源からも給電できる。

(3) ハロゲン化物消火設備

ハロゲン化物消火設備は、ハロゲンボンベ、噴射配管、起動装置及び警報装置で構成 し、電気室、制御室及び必要に応じて熱源を使用するグローブボックスを対象として設 ける。

なお、ハロゲン化物消火設備は、商用電源のほか、非常用電源からも給電できる。

(4) 消火器

消火器は、TEF-P施設の全域に適切に配置する。

消火設備は、破損、誤作動又は誤操作によりTEF-Pの停止機能を損なわないよう設置する。

(5) アルゴンガス消火設備

アルゴンガス消火設備は、炉心集合体の出力上昇事故時等に金属火災が発生した場合 に、アルゴンガスを一次容器内に放出することにより窒息消火を行うための設備である。 アルゴンガスボンベの容量は2500 m³ である。

### 11.6 電気設備

11.6.1 概要

電気設備は、電源設備、ケーブル、避雷設備、非常用照明設備、通信連絡設備で構成する。

## 11.6.2 設計方針

電気設備は、次の設計方針に従い設計する。

- (1) 非常用電源設備は、商用電源が喪失した場合でも、TEF-P施設の安全性の維持及び監視 に必要な設備に電力を供給し、それに必要な容量を有する設計とする。
- (2) 給電系統は、適切に区分し、給電系統に起きた故障の影響が拡大しない設計とする。
- (3) 主要なケーブルは、実用上可能な限り難燃性の材料を使用し、火災の影響拡大を防止できる設計とする。
- (4) 非常用電源設備は、TEF-Pの停止中において、試験及び検査ができる設計とする。
- (5) 避雷設備は、雷撃による火災の発生を防止できる設計とする。
- (6)非常用照明設備は、通常の照明用電源喪失時において、その機能を失うことのない設計とする。なお、TEF-P施設では、設計基準事故時の対応に時間的猶予があることから、現場作業を行う場合には、必要に応じて、蓄電池を内蔵した可搬式の仮設照明等で対応する。
- (7)通信連絡設備は、設計基準事故時においてもTEF-P施設内にいる全ての人々に対して制 御室から指示できる設計とする。また、施設内の事故現場指揮所と原子力科学研究所内 の現地対策本部との間で相互に連絡できるよう、多様性を確保した設計とする。なお、 施設外の必要な場所との通信連絡は、原子力科学研究所内の現地対策本部から行う。

## 11.6.3 主要設備

- (1) 電源設備
  - TEF-P施設の電源設備は、商用電源設備及び非常用電源設備で構成し、商用電源は、 原子力科学研究所中央変電所から商用3相6.6kV1回線で受電する。商用電源設備は、 TEF-P施設の運転に必要な設備等に給電し、その容量はこれらに必要な全ての負荷に給 電できる容量とする。

TEF-P施設の電源系統説明図を図11.6-1に示す。

2)非常用電源設備は、独立1系統とし、各々、非常用発電機、無停電電源装置等で構成し、商用電源が喪失した場合でもTEF-P施設の安全性の維持及び監視に必要な設備に電力を供給する。

非常用電源設備は、TEF-Pの停止中において試験及び検査ができるような構造、配置、 系統構成とする。

非常用発電機、無停電電源装置等は、ガスタービン発電機室、蓄電池室A及びBに設置する。非常用発電機は、その高速回転に対する機械的強度等について十分実績のあるものとする。

非常用発電機の燃料タンクは、屋外地下に設置する。

無停電電源装置を設置する蓄電池室A及びBには、換気設備を設ける。

(i) 非常用発電機

非常用発電機は、商用電源が喪失した時、不足電圧継電器により自動的に起動 し給電する。

- 型
   式
   ガスタービン発電機

   起
   動
   時
   間
   40 s 以内

   容
   量
   次の主要負荷への給電に必要な容量

   台
   数
   1
   台

   主
   要
   負
   荷
   ・MA燃料炉心冷却設備動力
  - ・ガスタービン充電装置
  - ・制御室の給気・排気ファン
  - · 計測制御系
  - ・排気筒モニタリング設備
  - ・作業環境モニタリング設備
  - ・電動消火ポンプ
  - ・放送設備
  - ·非常用照明灯
  - ・無停電電源装置
- (ii) 無停電電源装置

組

無停電電源装置は、整流器、蓄電池、静止型インバータ装置等から構成し、停 電なく給電する。

- 蓄 電 池 型 式 シール型鉛蓄電池 (MSE50×32個 192セル)
- 蓄 電 池 容 量 15min
- 直 交 変 換 型 式 瞬時波形制御インバータ方式
- インバータ容量 次の主要負荷への給電に必要な容量
  - 数 2 組
- 主 要 負 荷 ·安全保護系
  - ·核計装制御
  - ・作業環境モニタリング設備

(炉室前ガンマ線エリアモニタ)

これらのうち作業環境モニタリング設備(炉室前ガンマ線エリアモニタ)は、 2組ある無停電電源装置の一方から給電する。

(iii) 蓄電池

蓄電池は、充電器、蓄電池等から構成し、停電なく給電する。
蓄電池 型式 シール型鉛蓄電池(MSE50×6個 54セル)

蓄 電 池 容 量5min直 交 変 換 型 式瞬時波形制御インバータ方式インバータ 容量次の主要負荷への給電に必要な容量組数2 組主 要 負 荷・炉心移動テーブル後進用DCモータ

- (2) ケーブル
  - 1)ケーブルは、原則として難燃性のものとする。ただし、難燃性でないものを使用する 場合、延焼防止剤を塗布するなど、原子炉の安全性に悪影響を及ぼさない設計とする。
  - 2) ケーブルは施設ごとに適切に分離又は相互に隔離して敷設することにより、ケーブル 火災等の影響が他の施設のケーブルに及ばないようにする。
  - 3) ケーブルは、外的要因による破損及び損傷を防止するために、電線管等で保護する。
- (3) 避雷設備

排気筒頂部に、TEF-P施設を雷撃から保護できる避雷針を設ける。

- (4) 非常用照明設備
  - 1)保安灯

商用電源喪失時において、TEF-P施設の安全を確認するための作業等に必要な照明を 確保するための保安灯を設ける。

2) 非常用照明灯

建築基準法の定めに従って、非常用照明灯を設ける。

3)誘導灯

消防法の定めに従って、停電時の避難のための誘導灯を設ける。

4) 仮設照明等

蓄電池を内蔵した可搬式の仮設照明及び懐中電灯を備える。

(5) 通信連絡設備

設計基準事故時においても、制御室からTEF-P施設内にいる全ての人々に対して指令、 呼出し等のできる通信連絡設備として放送設備を設ける。また、施設内の事故現場指揮 所と原子力科学研究所内の現地対策本部との間の相互に連絡するための通信連絡設備と して固定電話、携帯電話等を設ける。

- 11.6.4 評価
  - (1) 非常用電源設備は、商用電源が喪失した場合でも、TEF-P施設の安全性の維持及び監視 に必要な設備に電力を供給し、それに必要な容量を有する設計となっている。
  - (2) 給電系統は、適切に区分し、給電系統に起きた故障の影響が拡大しない設計となって いる。

- (3) 主要なケーブルは、実用上可能な限り難燃性の材料を使用し、火災の影響拡大を防止できる設計となっている。
- (4) 非常用電源設備は、TEF-Pの停止中において、試験及び検査ができる設計となっている。
- (5) 避雷設備は、雷撃による火災の発生を防止できる設計となっている。
- (6) 非常用照明設備は、通常の照明用電源喪失時において、その機能を失うことのない設計となっている。また、蓄電池を内蔵した可搬式の仮設照明等を備える対応としている。
- (7)通信連絡設備は、設計基準事故時においてもTEF-P施設内にいる全ての人々に対して制 御室から指示できる設計となっている。また、施設内の事故現場指揮所と原子力科学研 究所内の現地対策本部との間で相互に連絡できるよう、多様性を確保した設計となっている。

## 11.7 課題

 ・ 圧縮空気設備及び消火設備については、今後の詳細設計に先立ち安全設計方針を定
 め、設計・評価を行う必要がある。



図 11.1-1 圧縮空気設備系統説明図











## 12. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全評価

## 12.1 安全評価に関する基本方針

ここでは、TEF-P施設の安全性について「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「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」に基づき評価し、安全確保のために設計した設備によりTEF-Pが安全に運転できるこ と、及び放射性物質が原子力科学研究所の敷地外へ多量に放出されないことを説明する。

TEF-P施設の設計の基本方針の妥当性を確認するための安全評価に当たっては、TEF-P施設の「通常運転」の状態を超えた事象、すなわち「運転時の異常な過渡変化」について評価を行い、次いでこの運転時の異常な過渡変化の範囲を超える事象、すなわち「設計基準事故」について評価を行うものとする。

運転時の異常な過渡変化の解析は、TEF-Pの運転状態において、TEF-P施設の寿命期間中に 予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の 頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、 設計基準事故の解析は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻 度はまれであるが、発生した場合はTEF-P施設からの放射性物質の放出の可能性があり、TEF-P 施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

以下、12.2節ではTEF-P施設の運転時の異常な過渡変化時を、12.3節では設計基準事故時の 安全性に対して評価を行い、それぞれ、原因、防止対策、現象の経過の解析及び結果につい て説明し、TEF-P施設の安全対策が十分施されていることを説明する。

#### 12.1.1 判断基準

「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」についての評価に関する判断基準は、 次のとおりとする。TEF-P炉心の制限温度について、表12.1-1にまとめる。

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は健全性を損なうことなく、かつ、TEF-P施設は通 常運転時の状態に移行できることを確認する。

具体的には、

(i) 炉心の溶融あるいは損傷が起こらないこと^{59,60}

(ii) 炉心を構成する格子管等に有意な変形が生じる温度を下回ること⁶¹

を判断基準とする。

⁵⁹ カランドリアを使用している場合には、鉛の融点 327℃を考慮して、カランドリア内部の温度が 320℃未満であること。(表 12.1-1 参照)

⁶⁰ MA 燃料装荷炉心ではポリエチレン等を使用しない。また、MA 燃料非装荷炉心でポリエチレンを使用 する場合においても、過渡変化による温度上昇が 100℃(ポリエチレンが軟化する温度)を下回るよう に、炉心サイズと燃料最高温度に影響するポリエチレンの装荷量に制限をかける等の対策を講じる。

⁶¹ 320℃においては有意な変形が生じない設計とする。今後実施する構造解析の結果次第では、過渡変化による温度上昇による格子管の有意な変形に対して構造対策を講じる必要がある。

(2) 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがないこと、 事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じないこと、放射 性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。

このことを判断する基準は、次のとおりとする。

- 1) 炉心の溶融あるいは著しい損傷が起こらないこと
- 2) 周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと

具体的には、

- 1)については、次のとおりとする。
  - (i)MA燃料の燃料被覆管温度が600℃未満であること。ただし、600℃はMA燃料被 覆管が破裂しない温度である^{[10] 62}。
  - (ii)ウラン燃料の最高温度が740℃未満であること。ただし740℃はウラン金属燃料がニッケル被覆との共晶反応によって一部で溶融が始まる温度である^{[14] 63}。
- 2)については、周辺公衆の実効線量の評価値が発生設計基準事故あたり5mSvを超え ないことを判断基準とする。

#### 12.1.2 主要な解析条件

12.1.2.1 解析に当たって考慮する範囲

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析に当たっては、判断基準に照らして最 も厳しくなる初期状態を選定し、TEF-P施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考 慮することとする。すなわち、臨界近接、運転、停止等TEF-P施設の運転中に予想される異 なった運転モードを考慮して解析するものとする。

解析すべき事象については、その事象が発生してから収束するまでの間の計測制御系、 安全保護系等の作動状況及び運転員の操作の態様を十分に検討した上で、解析するものと する。各事象の解析に当たっては、次の事項を満足するようにする。

- (1) 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することがで きるものは、安全棒スクラム機構及び集合体後退スクラム機構とする。また、放射性物 質を放出する事故に対しては、炉室排気設備等には期待しない。
- (2)「設計基準事故」の解析においては、安全棒スクラム機構(6組以上のうちのどちらか1 組)又は集合体後退スクラム機構の不作動を仮定するものとする。放射能閉じ込め機能を 有する原子炉建屋は原子炉運転時には常時密閉構造となっており、動的機器を用いずに 機能を確保する。また、原子炉建屋の密閉構造が破壊される確率は十分低いと考えられ るため、単一故障の過程から除外する。
- (3) 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮 するものとする。

⁶² 被覆材料は PNC316 鋼、MA 燃料被覆後 50 年経過を想定。

⁶³ ドライバ燃料とは、炉心を臨界に保つために、中央の MA 燃料の周辺に装荷されるウラン燃料である。

- (4) 事象の影響を緩和するのに必要な動的機器の動作については、商用電源の喪失を考慮 するものとする。
- (5)原子炉のスクラムの効果を期待する場合においては、スクラムを生じさせる信号を明確にした上、適切なスクラム遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する安全棒1組(複数の制御安全棒が一つの駆動機構に接続される場合にあっては、その安全棒全数)が、最も反応度の高い位置にあるものとして停止効果を考慮する。
- 12.1.2.2 解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定 する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いることとする。

さらに、モデル及びパラメータの選定に当たっては、次のような注意を払うものとする。 (1) 初期出力条件

- 炉出力の初期値については、熱出力誤差(10.0%)と制御変動誤差(0.5%)を考慮する⁶⁴。 したがって、初期出力の最大値は、500W×1.105 = 552.5Wとなるが、解析ではこれを丸 めて553Wとする。よって、初期出力については、0.01W ~ 553Wの範囲でのサーベイ計 算を実施する。
- (2) 原子炉保護設備及びスクラムの特性

TEF-P において重要なスクラム動作を行うための安全保護系は核計装のスクラム回路である。核計装スクラム回路は、運転系線形出力系の線形出力計(中性子束高)、安全出力系の線形出力計(中性子束高)及び運転系対数出力系の対数出力計(炉周期短)の3種類であり、それぞれが2系統用意されている。安全系中性子束高のスクラム回路は特に早く作動するような回路となっており、検出器から基準を超える電流が投入されてから50ms以内にスクラム動作が始まるように設計されている。運転系の線形出力計及び対数出力計は回路にリレーなどを含むため遅いスクラムとなっている。ここでは暫定的にスクラム開始までに200msを要すると仮定する⁶⁴。

スクラム動作は、安全棒の空気圧による引抜及びモータによる集合体の後退である。 安全棒は、上述の回路の遅れ時間と電磁石の切れ時間50msの後(=100ms後)に引抜が開始 され、引抜き開始後200msで80%のストロークが引き抜かれる設計である。安全棒は軸方 向に対して最も反応度価値が高い炉心中心位置から引き抜かれ始めるため、反応度投入 率を、(安全棒反応度価値)×0.8/0.2Δk/k/sと仮定すれば保守的な値となる。集合体の 後退はスクラム信号から200msで開始すると仮定する。反応度投入率は、間隙反応度価値 と集合体の駆動速度から、体系毎に計算する。

(3) 反応度係数

反応度係数は、燃料板の炉心軸方向膨張を考慮するが、燃料板の拘束条件などに不確 実性があるため、安全裕度を把握するために計算値に対して安全係数0.5及び0.25を乗じ

⁶⁴ 付録 C.2 を参照のこと。

た値での解析も行う。燃料温度の解析に際しては、燃料と模擬物質等の間は断熱条件と し、発生エネルギーの全てが燃料のみの温度上昇に費やされるとする。更に、MA燃料装 荷を想定した炉心では、発生エネルギーの全てがMA燃料のみの温度上昇に費やされると 仮定する。これは、実際には、発生エネルギーはMA燃料以外のウラン燃料の燃料上昇に 費やされるため、保守的な評価となっている。

(4) 解析体系

解析体系は、表4.5-2に示すTEF-Pの代表炉心を評価する。これらの体系に関する諸元 は表4.5-4に示されている。最も厳しい事象に関しては、これらの全ての炉心に対して評 価を行う。それ以外の事象に関しては、一部の炉心に対して評価を行う。

## 12.1.3 解析に用いた計算コード

過渡変化の解析は、1点炉動特性計算コードEXCURSによって行う^[15]。解析においては、 表4.5-3の核特性及び表4.5-4の動特性定数を使用する。

表	12.	1 - 1	TEF-P	炉心の	制限温度
---	-----	-------	-------	-----	------

対象の炉内物質	通常運転時65	異常な過渡変化	事故
MA 燃料	80°C	320℃(暫定) 燃料被覆管温度 ・MA燃料を装荷している燃料カ ランドリアの鉛が溶けない温 度として設定する ⁶⁶ 。 ・カランドリア内には鉛より融 点の低い物質(Na、Pb-Bi)は 充填しない。	600℃ 燃料被覆管温度 ・燃料被覆管の破裂試験に基づ く。 ・被覆管が破損すると著しい周 辺公衆被ばくになると想定
ウラン燃料	80°C	320℃ ・MA 燃料と同等の値を設定する。 ・ウラン燃料領域の模擬物質で 融点が 320℃以下の物質は被 覆容器詰めとする。	740℃ ・ウラン金属燃料がニッケル被 覆との共晶反応によって溶け 始める温度 ・気密を維持する被覆がないた め、溶融し始めると、著しい周 辺公衆被ばくになると想定
模擬物質	80°C	<ul> <li>・融点を超えないこと。</li> <li>(ウラン燃料領域以外の模擬 物質)</li> </ul>	制限温度を設けない。
炉心構造材 (格子管等)	80°C	<ul> <li>・炉心を構成する格子管等に有 意な変形が生じない温度⁶⁷</li> </ul>	制限温度を設けない。

⁶⁵ 実験上の要請から、通常の炉心温度は40℃以下とする。

⁶⁶ 鉛の融点は327℃である。

⁶⁷ 320℃においては有意な変形が生じない設計とする。今後実施する構造解析の結果次第では、過渡変化による温度上昇による格子管の有意な変形に対して構造対策を講じる必要がある。

## 12.2 運転時の異常な過渡変化

本節では、TEF-P施設において想定される運転時の異常な過渡変化の解析に対して、その発 生原因と防止対策を説明し、その経過及び結果を評価し、TEF-P施設の安全性がいかに確保さ れるかを説明する。

TEF-Pが制御されずに放置されると炉心に過度の反応度が添加される可能性のある事象を 想定し、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の安全設計の妥 当性を確認するという見地から次の事象を選定する。ただし、類似の事象が二つ以上ある場 合には、判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させるものとする。⁶⁸

- (1) 炉心に加えられる反応度の異常な変化
  - 1)制御棒の誤挿入
  - 2) 可動装荷物駆動装置の誤作動
- (2) 陽子ビームによる中性子源強度の異常な変化
- 1)過大陽子ビームの誤導入
- (3) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
  - 1) 冷却機能の喪失

#### 12.2.1 炉心に加えられる反応度の異常な変化

- 12.2.1.1 制御棒の誤挿入
  - (1) 原因及び説明

この事象は、「通常運転モード」において、運転員の誤操作により、TEF-Pの炉心に制 御棒が誤挿入されることで、過度の反応度が添加され、炉心の出力が急激に上昇するお それのある場合を想定する。

(2) 防止対策

制御棒の誤挿入による過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、炉心 の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- 1)制御棒駆動インターロック回路により、2組ある制御棒は一時に1組のみが挿入可能で ある。
- 2) 制御棒の最大挿入速度は1mm/sに制限する。
- 3)制御棒の挿入による反応度附加率は 0.01 % Δ k/k/s以下に制限する。
- 4)制御棒位置表示装置により各制御棒の位置を制御室に表示し、監視する。
- 5) 上記の対策にもかかわらず、制御棒の挿入が継続した場合には、原子炉の出力は異常 に上昇する。炉心の構成及び反応度添加率によって事象の推移は異なるが、警報(短炉 周期20s)により運転員が異常を察知して必要な操作を行うか、又はスクラム回路(線形 出力計中性子束高、安全計系中性子束高、短炉周期5s⁶⁹)により原子炉は自動停止にい たる。

⁶⁸ 事象選定の詳細については、付録 F.1 を参照のこと。

⁶⁹解析では、安全裕度を確保するために短炉周期を4sとする。

(3) 解析

1)解析条件

- ①表4.5-2のうち、熱容量が小さいため特に燃料温度の上昇の可能性の高い小型の炉心 (MA非装荷最小炉心、MA装荷最小炉心)について解析を行う。
- ②反応度添加率は、最も低い反応度添加率である5×10⁻⁶Δk/k/s(最小制御棒反応度
   0.5 %Δk/kⁿを通常の炉心高さ1000mmで除し、制御棒駆動速度1mm/sで乗じた値)、
   一般的に用いる値である1×10⁻⁵Δk/k/s、制限値である1×10⁻⁴Δk/k/sの3つの場合
  - について解析を行う。
- ③異常発生の初期状態の原子炉出力には、一般的な反応度測定で用いる1Wを用いて解 析を行う。
- ④上記の解析のうち最も厳しい燃料温度上昇を与える場合については、未臨界状態に 近い0.01W及び最大出力である553Wを初期出力とした場合についても解析を行う。
- ⑤スクラムは短炉周期(4s)と安全系中性子束高(650W)を有効とする。実際は、線形出 力計中性子束高(各レンジの100%)が安全系よりも先に作動すると考えられるが、レ ンジの切り替え誤操作を仮定する。
- ⑥6組中の5組の安全棒による負の反応度添加率は、6.66×10⁻²Δk/k/sとし、0.25sで 全引抜となることを想定する。

2)解析結果

解析結果を、表12.2-1に示す⁷¹。いずれの炉心においても、反応度添加率が小さく、 初期出力の高いケースが最も炉心温度上昇の高い条件となる。ただし、いずれのケー スにおいても燃料温度上昇は10℃未満である。通常運転時において、MA燃料は通常運 転時の温度の80℃未満⁷²であるため、MA燃料およびドライバ燃料⁷³の被覆管表面温度は 90℃未満であり、燃料被覆は機械的に破損しない。また、判断基準である320℃未満で あり、炉心を構成する模擬物質は溶融、また、破損しない。

(4) 結論

制御棒の誤挿入による過渡変化において、実際よりも厳しい条件を想定しても、TEF-P の燃料温度上昇は10℃未満であり、炉心の最高温度は90℃未満となる。よって、炉心を 構成する燃料や模擬物質が溶融、また、破損しない温度であり、かつ、炉心を構成する 格子管等に有意な変形が生じる温度を下回る。したがって、炉心は健全性を損なうこと なく、かつ、TEF-P施設は通常運転時の状態に移行できる。

⁷⁰ 表 4.5-1 より密着時における体系の未臨界度は 0.5 %Δk/k 以上に制限されているため、2 組の制御棒の 反応度が 0.5 %Δk/k 以下の場合は臨界とならない。従って、最小制御棒反応度 0.5 %Δk/k である。 ⁷¹ 解析結果のグラフは、付録 F.2 を参照のこと。

⁷² 炉心温度に関する制限値は、表 12.1-1 を参照のこと。

^{**} 炉心温度に関する前腋値は、衣12.1-1 を参照のこと。

⁷³ ただし、ウラン燃料は金属被覆されていないことも考えられる。
- 12.2.1.2 可動装荷物駆動装置の誤作動
  - (1) 原因及び説明

この事象は、運転員の誤操作又は機器の故障によって反応度価値測定用サンプルが急 速に炉心に挿入されるか、又は炉心から引き抜かれ、ステップ状の反応度が添加され、 原子炉出力が上昇する事を想定する。

(2) 防止対策

可動装荷物駆動装置の誤作動による過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場 合にも、炉心の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- 1) 反応度測定用サンプルは0.6\$以下の反応度価値に制限する。
- 2) 反応度測定用サンプルの操作は運転員の監視の下で行う。
- 3)上記の対策にもかかわらず、サンプルが急速に挿入又は引き抜かれ、反応度が添加された場合には、原子炉の出力は異常に上昇する。炉心の構成及び反応度添加率によって事象の推移は異なるが、警報(短炉周期20s)により運転員が異常を察知して必要な操作を行うか、又はスクラム回路(線形出力計中性子束高、安全計系中性子束高、短炉周期5s⁷⁴)により原子炉は自動停止にいたる。
- (3) 解析
  - 1)解析条件
    - ①表4.5-2のうち、特に燃料温度の上昇の可能性の高い小型の炉心(MA非装荷最小炉心、 MA装荷最小炉心)について解析を行う。
    - ②反応度は、最も大きな0.6\$を想定する。
    - ③初期出力は一般的に反応度価値測定の場合に用いる1W程度とする。
    - ④スクラムは短炉周期(4s)と安全系中性子束高(650W)を有効とする。実際は、線形出 力計中性子束高(各レンジの100%)が安全系よりも先に作動すると考えられるが、レ ンジの切り替え誤操作を仮定する。
    - ⑤6組中の5組の安全棒による負の反応度添加率は、6.66×10⁻²Δk/k/sとして、0.25s で全引抜となるとした。
  - 2)解析結果

解析結果を、表12.2-2に示す。いずれの炉心においても、短炉周期でスクラムが働き、燃料温度上昇は無視できる。

(4) 結論

可動装荷物駆動装置の誤作動による過渡変化において、実際よりも厳しい条件を想定 しても、TEF-Pの燃料温度上昇は無視できる。したがって、炉心は健全性を損なうことな く、かつ、TEF-P施設は通常運転時の状態に移行できる。

⁷⁴ 解析では、安全裕度を確保するために短炉周期を 4s とする。

#### 12.2.2 陽子ビームによる中性子源強度の異常な変化

12.2.2.1 過大陽子ビームの誤導入

(1) 原因及び説明

この事象は、出力2.5W⁷⁵の陽子ビームを用いた未臨界実験中に、運転員の誤操作又は陽 子ビーム調整装置の故障によって最大出力10Wの陽子ビームが炉心に導入され、原子炉の 出力が上昇する事を想定する⁷⁶。

- (2) 防止対策
  - 1) 陽子ビームを用いた未臨界実験は実効増倍率0.995以下の未臨界状態で行う。
  - 2) 陽子ビームを用いた未臨界実験中は制御棒の挿入ができないようにインターロックを 設ける。
  - 3)ビーム出力は、原子炉の最大熱出力500Wを越えないように未臨界度に応じて制限する。
  - 4)上記の対策にもかかわらず、10Wの陽子ビームが誤って導入された場合には、原子炉の 出力は上昇する。炉心の未臨界度によって出力レベルは異なるが、中性子束高でスク ラムすることにより、事象は終止する。
- (3) 解析
  - 1)解析条件
    - ①導入されるビームエネルギーは600MeV、10W(平均)、25Hzとする。この場合、時間平均の中性子源強度は1.6×10¹²個/sである。なお、現行の設計では導入される陽子ビームエネルギーは400MeVと変更されているため、中性子源強度はこれより小さくなる。本解析では、保守的に従来の1.6×10¹²個/sを採用した。
    - ②実効増倍率の制限値は0.995から未臨界度決定精度0.5%∆kに対して、10%の精度を見 込んで保守側の0.9955とする。
    - ③安全系中性子束高(650W)を有効とする。実際は線形出力計中性子束高(各レンジ 100%)が安全系よりも先に作動すると考えられるが、レンジ切り替えの誤操作を仮 定する。なお、短炉周期スクラムはバイパスされているものとする。
  - 2)解析結果
    - ①10W陽子ビームの導入によって出力はステップ状に1.9kWに上昇する。スクラム開始 までに200msの時間遅れ、50msの電磁石の切れ時間、200msの引抜き時間を考慮して も、出力量は1kW・s以下である。表12.2-1より、出力量が10kW・sの場合でも燃料 温度上昇は数℃程度である。そのため、出力量は1kW・s以下の場合、温度上昇は無 視できる。したがって、被覆燃料は機械的に破損しない。

⁷⁵ ビーム出力は、原子炉の最大熱出力(500W)を越えないように調整される。実効増倍率が 0.995 の場合、ビーム出力を 2.5W で炉出力は 500W となる。

⁷⁶ 陽子ビーム導入時及び臨界運転時において、最大熱出力 500W で定常運転をした場合に、仮に冷却機 能が喪失しても炉心温度は最大で 320℃を超えることはない(付録 A.2 参照)。

(4) 結論

過大陽子ビームの誤導入において、実際よりも厳しい条件を想定しても、TEF-Pの燃料 温度上昇は10℃未満であり、炉心の最高温度は90℃未満となる。よって、炉心を構成す る燃料や模擬物質が溶融、また、破損しない温度であり、かつ、炉心を構成する格子管 等に有意な変形が生じる温度を下回る。したがって、炉心は健全性を損なうことなく、 かつ、TEF-P施設は通常運転時の状態に移行できる。

## 12.2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- 12.2.3.1 冷却機能の喪失
  - (1) 原因及び説明

この事象は、運転員の誤操作又は冷却装置の故障によって炉心の冷却機能が失われ、 MA等の崩壊熱により炉心の温度が上昇する事を想定する。

- (2) 防止対策
  - 1)運転時に冷却機能が停止した場合には、MA燃料炉心冷却系統動作異常によるスクラム 信号™を発することにより、原子炉停止系を作動させ、制御安全棒の引抜き、及び移動 テーブルの後退により炉心が分離して、TEF-Pを停止させる。
  - 2)停電等で冷却機能を喪失した場合は、自動で非常用電源に切り替わることで冷却機能 を維持させ、炉心を冷却することができる。
  - 3) MA燃料を装荷した炉心においては、冷却機能を喪失の際でもMA燃料の崩壊熱の自然除 去が空の格子管によって妨げられないように、35行×35列の全ての格子管に燃料や模 擬物質等が装填された燃料引出し等を装荷する。
  - 4) 冷却装置は、適切な定期的試験及び検査により健全性を維持する。
  - 5)上記の対策にもかかわらず、冷却機能が喪失され、原子炉の温度が上昇した場合でも、 高炉心温度の警報によって運転員が異常を察知できるため、安全が確保されているこ とを確認でき次第冷却装置の復旧作業を行う事ができれば、炉心を冷却することがで きる。
- (3) 解析

上記の対策にもかかわらず、冷却機能が喪失され、原子炉の温度が上昇した場合の炉 心温度について解析を行う。

- 1)解析条件
  - ①片側格子管集合体当たりの最大MA燃料300本が中央の5行×5列に装荷された状態を 想定し、MA燃料の総発熱量を2.25kWとする。また、1格子管当たりの発熱量は45Wと する。

⁷⁷ 重要度分類がクラス2の原子炉停止に係わる機能に関しては動作を期待する。クラス3の冷却機能 は期待しない。

②MA燃料が装荷された中央の5行×5列以外の全ての格子管には、鉛が充填された引出 し等を装填する⁷⁸。

③炉心は分離した状態であるので、運転中の核出力は考慮しない。ここで、炉心の分 離状態での温度評価は、炉心密着時の解析結果に、炉心分離による温度低下分を考 慮して算出する。

2)解析結果

炉心が密着した状態であっても炉心温度は約300℃であり、判断基準である320℃未 満であるため、炉心を構成する模擬物質は溶融、また、破損しない⁷⁹。更に、炉心の分 離状態での炉心温度は、炉心分離により低下する。

(4) 結論

冷却機能の喪失において、炉心分離時のTEF-Pの炉心温度は、炉心を構成する燃料や模擬物質が溶融、また、破損しない温度である⁸⁰。したがって、炉心は健全性を損なうことなく、かつ、TEF-P施設は通常運転時の状態に移行できる。

⁷⁸ MA 燃料を装荷する炉心で使われる模擬物質の内、最も熱伝導率の低い物質である鉛を想定した。 ⁷⁹ 炉心が密着した状態で冷却機能を失った場合の温度解析結果 296℃は、付録 A.2 の No.7 の結果を引 用している。また、No.2 及び No.1 の解析結果(核出力を除した温度)の差から、炉心分離による温度 低下として 100℃程度見込める。ただし、今後、分離した状態での冷却機能を失った場合の温度解析 を行い、上記の手法で算出した結果と同程度の温度になることを確認する必要がある。

⁸⁰ ただし、今後の課題として、温度上昇による格子管等の構造解析の結果により、格子管等に対する 構造対策が必要となる場合がある。

	転る	「 新 国 も 国 (s)	200	400	500	600	500	200	400	500	500	500	
	(J。)	最高*1	0.01	0.31	0.48	0.32	1.12	$0.03^{*2}$	$2.34 \ ^{*2}$	$3.68 \ ^{*2}$	2.37 * ²	9.01 *2	
	燃料温度	年均	0.00	0.18	0.29	0.19	0.67	0.02	$1.20^{*2}$	1.88 *2	$1.21^{*2}$	$4.62^{*2}$	
	ц Н Н	里 (/王	2.61E+02	1.25E+04	1.93E+04	1.28E+04	4.51E+04	1.35E+02	1.05E+04	1.65E+04	1.06E+04	4.05E+04	
の解析結果	十 一 一 一	民王 (W)	3.50E+01	6.71E+02	6.72E+02	6.71E+02	6.90E+02	1.81E+01	6.71E+02	6.72E+02	6.71E+02	6.90E+02	
渡変化) 事象(	は、ことと	くシノンHA 炉周期(s)	3.98	13.66	22.11	15.06	161.48	3.98	11.60	19.03	12.79	145.48	,
の異常な過	Ą	時刻(s)	36.11	221.22	342.29	425.46	61.53	28.05	191.22	298.18	368.84	54.68	
転時0	スクラ		(4s)	K.	* 東			(4s)	5	玉東			
挿入 (運		種類	炉周期(	立く	中 王 王 王 王	(650W)		炉周期(	古	女子 子 子 子	(650W)		1
制御棒誤挿入(運)	中国	女王倖'm'll (Δk/k/s) 種類	6.66E-02 炉周期(	6.66E-02	<u> (英</u> 王) 6.66E-02 中性子)	6.66E-02 (650W)	6.66E-02	6.66E-02 炉周期(	6.66E-02 $\xrightarrow{f_2} 4 \xrightarrow{\circ} 3$	<u>メーキン</u> 6.66E-02 中性子列	6.66E-02 (650W)	6.66E-02	I
表 12. 2-1 制御棒誤挿入(運	当年の米	(×10 ⁻⁶ Δk/k/°C) (×10 ⁻⁶ Δk/k/°C) 種類	2.620 6.66E-02 炉周期(	2. 620 6. 66E-02	2.620 6.66E-02 中性子J	2.620 6.66E-02 (650W)	2. 620 6. 66E-02	2.990 6.66E-02 炉周期(	2. 990 6. $66E-02$	<u> </u>	2.990 6.66E-02 (650W)	2. 990 6. 66E-02	
表 12. 2-1 制御棒誤挿入 (運	初期	$\begin{array}{c c c c c c c c c c c c c c c c c c c $	1 2.620 6.66E-02 炉周期(	1 2.620 6.66E-02	びまた 1 2.620 6.66E-02 中性子 2.620 7.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.5555 1.55555 1.5555 1.5555 1.55555 1.5555555 1.55555 1.55555555	0.01 2.620 6.66E-02 (650W)	553 2.620 6.66E-02	1 2.990 6.66E-02 炉周期(	1 2.990 6.66E $-02$ $\xrightarrow{t_{22}}{t_{22}}$	1 2.990 6.66E-02 中性子列	0.01 2.990 6.66E-02 (650W)	553 2.990 6.66E-02	H
表 12. 2-1 制御棒誤挿入 (運	反応度 初期 11年10年10年10年10日 11年10年10日 11年10日 11年10日 11年10日 11日 11日 11日 11日 11日 11日 11日 11日 11日	挿入率     出力     (m.k kr) %     女王神'''ll       ( $\Delta k/k/s$ )     ( $\eta$ )     (×10 ⁻⁶ \Delta k/k/°C)     ( $\Delta k/k/s$ )     種類	1.000E-04         1         2.620         6.66E-02         炉周期(	1.000E-05 1 2.620 6.66E-02 $\frac{1}{2}$	5.000E-06 1 2.620 6.66E-02 中性子	5.000E-06 0.01 2.620 6.66E-02 (650W)	5.000E-06 553 2.620 6.66E-02	1.000E-04         1         2.990         6.66E-02         炉周期(	1.000E-05 1 2.990 6.66E-02 $\frac{1}{22}$	5.000E-06 1 2.990 6.66E-02 中性子	5.000E-06 0.01 2.990 6.66E-02 (650W)	5.000E-06 553 2.990 6.66E-02	
麦 12. 2-1 制御棒誤挿入 (運)	反応度         初期         31 m f (x)         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1         1 <th1< th=""> <th1< th="">         1         &lt;</th1<></th1<>	$i$ 心 挿入率 出力 ( $\times 10^{-6}\Delta k/k/^{\circ}$ ) $\chi = \chi = \pi$ #11 ( $\times 10^{-6}\Delta k/k/^{\circ}$ ) ( $\Delta k/k/s$ ) 種類	1.000E-04         1         2.620         6.66E-02         炉周期(	長 1.000E-05 1 2.620 6.66E-02 立会。	小 5.000E-06 1 2.620 6.66E-02 中性子	$\frac{\lambda^{-}}{\lambda_{\rm L}}$ 5.000E-06 0.01 2.620 6.66E-02 (650W)	5.000E-06 553 2.620 6.66E-02	1.000E-04         1         2.990         6.66E-02         炉周期(	最 1.000E-05 1 2.990 6.66E-02 立会	小 5.000E-06 1 2.990 6.66E-02 中性子列	$\frac{\lambda^{-1}}{\lambda_{\rm L}}$ 5.000E-06 0.01 2.990 6.66E-02 (650W)	5.000E-06 553 2.990 6.66E-02	

*1各炉心で計算した出力のピーキングファクターを用いて平均温度より算出した。

発生エネルギーの全てが MA 燃料のみの温度上昇に費やされると仮定した。 *2 MA 装荷炉心では、

き ううし しょう うちょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう し	《 問 記 (s)	1	1	1	1	1	1	
()) 昇上き	最 高*1	0.00	0.00	0.00	$0, 00^{*2}$	$0, 00^{*2}$	$0, 00^{*2}$	
燃料温度	平均	0.00	0.00	0.00	$0. 00^{*2}$	$0. 00^{*2}$	$0, 00^{*2}$	
لله ۲ ۲	里 (ノニコ (N・S)	1.13E+00	1.13E+00	1. 13E+00	1.06E+00	1.06E+00	1.06E+00	
+ 日 山	N)	2.87E+00	2.87E+00	2.87E+00	2.86E+00	2.86E+00	2.86E+00	
甘~い~~	インノンHr 炉周期(s)	1.55	1.55	1.55	1.57	1.57	1.57	t.
4 L	時刻 (s)	0.25	0.25	0.25	0.25	0. 25	0. 25	6億出1、
スクジ	種類	倒石	周期	(4s)	短炉	周期	(4s)	加速度より
世上サく子	女王俸佃旭 (Δ k/k/s)	6.66E-02	6.66E-02	6.66E-02	6. 66E-02	6. 66E-02	6. 66E-02	を用いて平均
油 庇 ശ 粉	/血、及 Thr 致k (×10 ^{−6} Δ k/k/°C)	2.620	1.310	0.655	2.990	1.495	0.748	ノガファカター
一一一	Re	1	1	1	1	1	1	1 1
₩ Î	ΞĒ							_
	$(\Delta k/k) (0.63) \qquad \qquad$	4.452E-03	4. 452E-03	4. 452E-03	3. 492E-03	3.492E-03	3. 492E-03	で計算した出力の1
	短心 (Δ k/k) (0.6\$) 田 (ψ) (ψ) (0.6\$) (ψ) (ψ) (ψ) (ψ) (ψ) (ψ) (ψ) (ψ) (ψ) (ψ	电 4. 452E-03	ミック 1. 452E-03	ة ،ك 452E-03	3.492E-03	小 3.492E-03	ī ^λ Ŀ 3. 492E-03	を炉心で計算した出力の1

表12.2-2 可動装荷物駆動装置の誤操作(運転時の異常な過渡変化)事象の解析結果

- 204 -

*2 MA 装荷炉心では、発生エネルギーの全てが MA 燃料のみの温度上昇に費やされると仮定した。

JAEA-Technology 2017-033

#### 12.3 設計基準事故

本節では、TEF-P施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過及び結果を評価し、TEF-P施設の安全性がいかに確保されるかを説明する。

炉心の溶融あるいは著しい損傷の可能性がある事象及びTEF-P施設からの放射線によ る敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象を想定し、これらの事象が発生した 場合における安全施設の安全設計の妥当性を確認するという見地から次の事象を選定 する。

- (1) 反応度事故
  - 1)制御棒の誤挿入
  - 2) 可動装荷物駆動装置の誤作動
  - 3) 燃料誤装荷による密着動作中の臨界
- (2) 臨界体系への陽子ビーム導入
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
  - 1) 収納カートリッジ落下によるMA燃料被覆の破損事故
  - 2)MA燃料取扱装置の故障によるMA燃料の破断事故

# 12.3.1 反応度事故

- 12.3.1.1 制御棒の誤挿入
  - (1) 原因及び説明

この事故では運転時の異常な過渡変化時には作動した短炉周期(5s)によるスク ラムが作動せず、さらに、運転員のレンジ見間違いにより安全系中性子東高スクラ ムが誤って6.5kWに設定されている事象を想定する。さらに、安全棒スクラム機構 が単一故障により固定側及び移動側の計6組の内の2組が引抜き不能となる事態を 想定し、事故の影響を評価する。

(2) 防止対策

この事故の発生及び拡大を防止するために、「12.2.1.1 (2)防止対策」と同様の 防止対策の他に次のような対策を講じる。

- 1)安全棒のスクラム時の引抜きは空気圧によって行い、安全棒の各組はそれぞれに 独立な系統を設置する。
- 2)各安全棒の空気シリンダは各々が十分な容量を持つサージタンクにつながれており、万一圧縮空気の漏洩が生じても、漏洩が急激でなければスクラムが不能になることは無い。また、圧縮空気の圧力低下はスクラム項目となっており、圧縮空気が急激に漏洩して2組の安全棒が引抜き不能になったとしても、その他の安全棒が作動し、炉心は安定な未臨界状態となる。その他の安全棒のサージタンク及び空気シリンダからは、漏洩したサージタンクに向かって圧縮空気が逆流しないように逆止弁が設けられている。

- (3) 解析
  - 1)解析条件

「12.2.1.1(3)1)解析条件」に以下の条件を加える。

①短炉周期スクラムが動作不能とする。

②安全系中性子束高スクラムが誤って6.5kWに設定されている。

- ③スクラム時に安全棒によって加えられる負の反応度は、6組中の2組の安全棒が 引抜き不能であることを仮定し、各安全棒価値の制限値 1/3%Δk/kの4倍であ る1.33%Δk/kを停止効果とする。反応度添加率は、5.33×10⁻²Δk/k/sとして、 0.25sで全引抜となるとした。
- 2)解析結果

解析結果を、表12.3-1に示す。MA非装荷最小炉心では、反応度添加率が小さく、 初期出力が高いケースが最も炉心温度上昇が高い条件となるが、燃料温度上昇は 10℃以下である。MA装荷最小炉心では、反応度添加率が小さい場合に、燃料温度 上昇が90℃程度に達するケースがある。いずれのケースにおいても、事故時のMA 燃料の制限温度600℃およびドライバ燃料の制限温度740℃に達することなくスク ラムにより原子炉は停止することが示された。したがって、炉心が著しい損傷に 至ることはない。

(4) 結論

この事故において実際よりも厳しい条件を想定しても、通常運転時の制限温度で ある80℃からの燃料温度上昇は最大でも、MA装荷炉心で90℃程度であり、最高温度 は170℃未満となる。MA燃料の制限温度600℃およびドライバ燃料の制限温度740℃ 未満であることから、被覆燃料は機械的に破損しない。また、炉心が著しい損傷に 至ることがないため、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えること はない。

- 12.3.1.2 可動装荷物駆動装置の誤作動
  - (1) 原因及び説明

この事故では、運転時の異常な過渡変化における「12.2.1.2 可動装荷物駆動装置の誤作動」では考慮した短炉周期(5s)でのスクラムが作動せず、運転員のレンジ 見間違いによって誤設定された安全系中性子束高(6.5kW)でのスクラムで原子炉が 停止する事象を想定する。さらに、安全棒スクラム機構が単一故障によって固定側 及び移動側の計6組内の2組が引抜き不能となる事態を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生及び拡大を防止するために、「12.2.1.2 (2)防止対策」と同様の 防止対策の他に次のような対策を講じる。

- 1)安全棒のスクラム時の引抜きは空気圧によって行い、固定側集合体及び移動側集 合体の各1/2集合体それぞれに独立な系統を設置する。
- 2)各安全棒の空気シリンダは各々が十分な容量を持つサージタンクにつながれており、万一圧縮空気の漏洩が生じても、漏洩が急激でなければスクラムが不能になることは無い。また、圧縮空気の圧力低下はスクラム項目となっており、圧縮空気が急激に漏洩して2組の安全棒が引抜き不能になったとしても、その他の安全棒が作動し、炉心は安定な未臨界状態となる。その他の安全棒のサージタンク及び空気シリンダからは、漏洩したサージタンクに向かって圧縮空気が逆流しないように逆止弁が設けられている。
- (3) 解析
  - 1)解析条件

「12.2.1.2(3) 1)解析条件」に以下の条件を加える。

- ①短炉周期スクラムが動作不能とする。
- ②安全系中性子束高スクラムが誤って6.5kWに設定されている。
- ③スクラム時に安全棒によって加えられる負の反応度は、6組中の2組の安全棒が 引抜き不能であることを仮定し、各安全棒価値の制限値 1/3%Δk/kの4倍であ る 1.33%Δk/kを停止効果とする。反応度添加率は、5.33×10⁻²Δk/k/sとして、 0.25sで全引抜となるとした。
- 2)解析結果

解析結果を、表12.3-2に示す。いずれのケースにおいても、安全系中性子束高 (6.5kW)でスクラムが働き、燃料温度上昇は6℃以内である。したがって、被覆燃 料は機械的に破損せず、炉心の著しい損傷は起きない。

(4) 結論

この事故において実際よりも厳しい条件を想定しても、TEF-Pの燃料温度上昇は 6℃程度である。したがって、燃料温度はMA燃料の制限温度600℃およびドライバ燃料の制限温度740℃未満であることから、被覆燃料は機械的に破損しない。また、 炉心が著しい損傷に至ることがないため、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくの リスクを与えることはない。

- 12.3.1.3 燃料誤装荷による密着動作中の臨界
  - (1) 原因及び説明

この事故では、燃料の誤装荷により集合体を前進中に臨界状態となり、さらに短 炉周期(20s)によるテーブル停止インターロック及び短炉周期(5s)によるスクラム が両方とも作動しないことを想定する。加えて、安全系中性子束高スクラムが誤っ て10kWに設定されており、かつ、安全棒スクラム機構が単一故障によって固定側及 び移動側の計6組の内の2組が引抜き不能となる事態を想定し、事故の影響を評価する。

(2) 防止対策

この事故の発生及び拡大を防止するために次のような対策を講じる。

- 燃料の装荷は厳重な管理の下に行い、密着時の未臨界度(安全棒全挿入で、かつ、 制御棒全引抜の状態)は0.5%Δk/k以上に制限される。さらに、制御棒が全挿入さ れた状態の体系の反応度、すなわち過剰反応度は0.8\$以下に抑制される。
- 2) 未知炉心の臨界近接は十分に深い未臨界状態から厳格な管理の下に手順に従っ て慎重に進める。
- 3)集合体の密着は3段階の速度に切り替えて行い、それぞれの速度区間ではほかの 速度で駆動しない構造となっている。(ホットレール方式)
- 4)3段の速度区間のうち最も密着に近い低速区間では、駆動のためには運転員がボ タンかを押し続けなければならない構造となっており、ボタンから手を放すと移 動テーブルは停止する。
- 5) 集合体密着動作中に炉周期が小さくなった場合には短炉周期(20s) 警報が吹鳴し、 テーブル停止インターロックが作動する。
- 6) 炉周期がさらに短くなると短炉周期(5s)によりスクラムが作動する。これにより、 安全棒が空気圧によって引き抜かれるとともに、テーブルは後退する。安全棒の スクラム時の引抜きは空気圧によって行い、固定側集合体及び移動側集合体の 1/2集合体それぞれに独立な系統を設置する。
- (3) 解析
  - 1)解析条件
    - ①表4.5-2の全ての炉心について解析を行う。
    - ②初期出力1Wの臨界状態から集合体間隙反応度価値の計算値とテーブル駆動速度(低速区間:15mm/min)から算出した反応度添加率で正の反応度がランプ状に添加される事象を想定する。臨界到達直後の0.01W及び最大出力である553Wを初期出力とした場合についても解析する。
    - ③温度係数は、計算値を用いるが、計算値に対して安全係数0.5及び0.25を乗じた値での解析も行う。
    - ④安全系中性子束高(6.5kW)でスクラムが作動するものとする。この時、安全棒が動き始めるまでには100msを要するものとする。
    - ⑤スクラム時に安全棒によって加えられる負の反応度は、6組中の2組の安全棒が 引抜き不能であることを仮定し、各安全棒価値の制限値 1/3%Δk/kの4倍であ る1.33%Δk/kを停止効果とする。反応度添加率は、5.33×10⁻²Δk/kとして、 0.25sで全引抜となるとした。なお、参考として、片側集合体の全数が引抜き

不能であり、かつ反対の集合体に3組以上ある安全棒の内1組が引抜き不能であることを仮定し、安全棒価値の制限値 2% $\Delta k/k$ の2/6である0.66% $\Delta k/k$ を停止効果とした場合についても比較を行う。

- ⑥テーブル後退による負の反応度挿入は考慮しないが、集合体はスクラム後10s で10cm以上分離されることから、スクラム後10sまでの出力量で燃料温度を評 価する。
- 2)解析結果

解析結果を表12.3-3に示す。いずれの炉心においても、初期出力が高く、温度係数が小さいケースが最も炉心温度上昇が高い条件となる。ただし、いずれのケースにおいても燃料温度上昇の最高値は10℃以下である。従って、MA燃料およびドライバ燃料ともに制限温度未満である。

(4) 結論

この事故において実際よりも厳しい条件を想定しても、TEF-Pの燃料温度上昇は 10℃程度であり、最高温度は90℃程度である。したがって、燃料温度はMA燃料の制 限温度600℃およびドライバ燃料の制限温度740℃未満であることから、被覆燃料は 機械的に破損しない。また、炉心が著しい損傷に至ることがないため、周辺の公衆 に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

#### 12.3.2 臨界体系への陽子ビーム導入

(1) 原因及び説明

この事象は、臨界又は臨界に近い状態で陽子ビームが炉心に導入され、出力が上昇する事故である。

(2) 防止対策

1) 陽子ビームを用いた未臨界実験は実効増倍率0.995以下の未臨界状態で行われる。

- 2) 陽子ビームを炉心に導入するためには、ビームシャッタ及び隔離弁の開放並びに 偏向電磁石の作動が必要である。
- 3)ビームシャッタ及び隔離弁の開放はスクラム項目であり、これをバイパスするには制御棒及び安全棒が全挿入されている必要がある。さらに、陽子ビーム導入中は制御棒の挿入動作はインターロックで防止する構造となっている。従って、陽子ビーム導入中は未臨界であることが担保される。
- 4) 上記の対策にもかかわらず、臨界状態で10Wの陽子ビームが誤って導入された場合には、原子炉の出力は上昇する。中性子束高でスクラムすることにより、事象は終止する。
- 5)原子炉がスクラムするとインターロック回路により陽子ビームは停止する。

- (3) 解析
  - 1)解析条件
    - ①表4.5-2のうち、特に燃料温度の上昇の可能性が高い小型の炉心(MA非装荷最小 炉心、MA装荷最小炉心)について解析を行う。
    - ②導入されるビームは600MeV、10W(平均)、25Hzとする。この場合、時間平均の 中性子源強度は1.6×10¹²個/sである。なお、現行の設計では導入される陽子ビ ームは400MeVと変更されているため、中性子源強度はこれより小さくなる。本 解析では、保守的に従来の1.6×10¹²個/sを採用した。
    - ③実効増倍率は最も厳しい場合として1.00とする。
    - ④出力の時間変動を考慮し、スクラムが発報する出力を11kWとする⁸¹。ただし、 安全系中性子束高は、レンジを1ケタ誤って設定されているものと仮定する。
    - ⑤スクラム時に安全棒によって加えられる負の反応度は、6組中の2組の安全棒が 引抜き不能であることを仮定し、各安全棒価値の制限値 1/3%Δk/kの4倍であ る1.33%Δk/kを停止効果とする。反応度添加率は、5.33×10⁻²Δk/kとして、 0.25sで全引抜となるとした。
    - ⑥テーブル後退による負の反応度挿入は考慮しない。
    - ⑦スクラムにより陽子ビームは停止する。
  - 2)解析結果

解析結果を表12.3-4に示す。いずれの炉心においても、初期出力、温度係数には 依存しない。いずれのケースにおいても燃料温度上昇の最高値は30℃以下である。 従って、MA燃料およびドライバ燃料ともに制限温度未満である。

(4) 結論

この事故において実際よりも厳しい条件を想定しても、TEF-PのMA装荷炉心の燃料温度上昇は30℃以下であり、最高温度は110℃以下である。したがって、燃料温度はMA燃料の制限温度600℃およびドライバ燃料の制限温度740℃未満であることから、被覆燃料は機械的に破損しない。また、炉心が著しい損傷に至ることがないため、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## 12.3.3 環境への放射性物質の異常な放出

- 12.3.3.1 収納カートリッジ落下による MA 燃料被覆の破損事故
  - (1) 原因及び説明

この事象は、TEF-PのMA燃料を収納するカートリッジが、搬送中に落下する事故 が発生し、その際にMA燃料の被覆の密閉性が失われることで、燃料内に蓄積してい た核分裂生成物が放出される場合を想定する。⁸²

⁸¹ 付録 C.2 を参照のこと。

⁸² カートリッジ落下により、燃料被覆のみならず燃料ペレットが破損することは起こりえない が、被覆が破損した場合を想定してガス状の核分裂生成物の全量放出を評価対象とした。

- (2) 防止対策
  - 1) 収納カートリッジの落下防止に関して
    - i) 収納カートリッジの搬送に用いる台車は、搬送中の振動によるカートリッジ の落下を防止する構造を有する。
    - ii) 収納カートリッジの搬送に用いる台車は、適切な定期的試験及び検査により 健全性を維持する。
  - 2) 落下による被覆燃料への衝撃に関して
    - i) 収納カートリッジが落下しても、中のMA燃料被覆が破損しないよう十分な強 度を有するカートリッジの構造とする。
    - ii) MA燃料の被覆には、ステンレス鋼を使用し、適切な肉厚とすることで十分な 強度を有する構造とする。

iii) 収納カートリッジが落下した場合、MA燃料被覆の健全性を確認する。

(3) 放出された放射性物質による周辺公衆の被ばく線量評価

以上の防止対策にもかかわらず、収納カートリッジの落下により格納されている MA燃料6本全ての被覆が破損し、放射性物質が空気中(炉室雰囲気)に放出される場 合を想定して設計基準事故の評価を行う。

- 1)評価条件
  - ①破損するMA燃料の本数は、収納カートリッジに格納されている最大量として6 本を想定する。
  - ②MA燃料の取出しに当たっては運転終了後に適切な放射能減衰時間を設けるが、 解析では、放射能減衰時間を考慮せず運転終了直後の破損を想定する。
  - ③MA燃料には、週間最大積算出力(4.0kW・h/週)で25週⁸⁸の運転(2年間の運転に相当)で生じた核分裂生成物が、時間減衰を考慮のうえ、蓄積されているものとする。ここでは、MA燃料を600本使用し、出力源は全てMA燃料と仮定して核分裂生成物の量を算出する。
  - ④燃料内に蓄積されていた核分裂生成物のうち、燃料内に蓄積されていた希ガス 及びハロゲンの全量が瞬時に炉室雰囲気へ放出されるものとする。
  - ⑤ 炉室雰囲気及び原子炉建屋からの放出については、原子炉建屋内の負圧度、換 気空調設備の換気率及びフィルタによる除去効率、排気筒による放出効果を考 慮せず、炉室雰囲気から瞬時に地上放出されるものとする。
  - ⑥ 炉室雰囲気に放出された希ガス及びハロゲンの原子炉建屋内での沈着による 低減率は0%(建屋沈着を逃れる率=1.0)とする。

⑦炉室雰囲気から被ばく評価地点(敷地境界外)までの時間減衰は考慮しない。 MA燃料被覆の破損時の放射性物質の放出経路を図12.3-1に示す。

⁸³ 報告書^{[2],[3]}を参考に設定した。

2) 放出量評価方法

i)希ガス及びハロゲンの放出

①希ガス及びハロゲンの蓄積量

設計基準事故発生時の希ガス及びハロゲンの蓄積量は、次式により表される。⁸⁴

$$Q_{0i} = \lambda_i \frac{N_B}{N_L} \left[ P_0 \cdot Y_i \cdot \sum_{j=0}^{n-1} e^{-\lambda_i \cdot j \cdot T_0} \right]$$
$$= \lambda_i \frac{N_B}{N_L} \left[ P_0 \cdot Y_i \cdot \frac{1 - e^{-n \cdot \lambda_i \cdot T_0}}{1 - e^{-\lambda_i \cdot T_0}} \right]$$
(12.1)

ここで、

*Q*_{0i}: 核種*i*の放射能(Bq)

 $\lambda_i: 核種iの崩壊定数(s^{-1})$ 

Y_i:核種iの核分裂収率

*P*₀:週間最大積算出力に相当する核分裂数

(4. 0kW · h=4. 51×10¹⁷個)

n:週間最大積算出力の運転回数(25回)

 $T_0:$  運転間隔(7日=6.048×10⁵s)

N_L: 炉心に装荷するMA燃料本数(600本)

*N_B*: 被覆を破損するMA燃料本数(6本)

評価対象とした希ガス及びハロゲンの崩壊定数及び核分裂収率を表 12.3-5に示す。

3) 放出量

以上の条件のもとに求めた希ガス及びハロゲンの大気中への放出量を表 12.3-6に示す。ピン状燃料の被覆管破損による放出量は、希ガス及びハロゲンの γ線換算放出量で約2.4×10¹²MeV・Bq、よう素のI-131等価放出量で約2.0× 10⁹Bq(式12.4参照)である。

4) 被ばく線量評価方法

放出される希ガス及びハロゲンによる周辺公衆の被ばく線量として、希ガス及 びハロゲンに起因する外部被ばくによる実効線量、よう素の吸入摂取による実効 線量(小児)を計算する。

i)相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)

被ばく線量計算に用いる相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)は、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]^[17]に記載されている値を用いる。相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を表 12.3-7に示す。

⁸⁴ MA 燃料はドライバ燃料に囲まれているため、MA 燃料領域内の出力空間分布は平坦に近いとし、 MA 燃料間のばらつきは小さいと仮定した。

ii)希ガス及びハロゲンに起因する外部被ばくによる実効線量

希ガス及びハロゲンに起因する外部被ばくによる実効線量は、次式により 求められる。

$$D_{\gamma} = K_{\gamma} \cdot \frac{D}{Q} \cdot \sum_{i} Q_{\gamma i}$$
(12.2)

ここで、

*D*_γ:γ線の外部被ばくによる実効線量(Sv)

K_γ:空気カーマから実効線量への換算係数(Sv/Gy)(=1)

 $Q_{\gamma i}:$ 核種 i の  $\gamma$  線換算放出量(MeV・Bq)

(=γ線実効エネルギー(MeV)×放出量(Bq))

D/Q:相対線量(Gy/(MeV・Bq))

核種ごとのγ線の実効エネルギーは、表12.3-5に示したとおりである。 iii)よう素の吸入摂取による実効線量

よう素の吸入摂取による実効線量は、次式により求められる。

$$D_{H} = K_{He} \cdot M \cdot Q_{He} \cdot \frac{\chi}{Q}$$
(12.3)

ただし、

D_H:よう素の吸入摂取による実効線量(Sv)

K_{He}: I-131の吸入摂取による実効線量係数

(小児の場合 1.6×10⁻⁷Sv/Bq)(表12.3-8参照)

M:呼吸率(小児の場合 0.31m³/h)^[18]

*Q_{He}*:よう素の放出量(実効線量に係るI-131等価量)(Bq)

 $\chi/Q$ :相対濃度(h/m³)

$$Q_{He} = \sum_{i} \left( \frac{K_{Hi}}{K_{He}} \right) \cdot Q_{i}$$
(12.4)

K_{Hi}:核種iの吸入摂取による実効線量係数(Sv/Bq)

(表12.3-8参照)

*Q_i*:核種iの放出量(Bq)

(4) 評価結果

建屋から地上放出された放射性物質による周辺公衆の被ばく線量は、次のとおり である。

希ガス及びハロゲンに起因する外部被ばくによる実効線量約7.05×10⁻³ mSvよう素の吸入摂取による実効線量(小児)約7.28×10⁻³ mSvしたがって、周辺公衆の最大の実効線量の合計は、約1.4×10⁻² mSvである。

(5) 結論

以上のように、収納カートリッジの落下によるMA燃料の被覆の破損に対し多重の 防止対策を講ずるが、万一破損し、かつ、その他全ての閉じ込め機能が喪失した場 合でも周辺公衆の実効線量は約1.4×10⁻²mSvであり、設計基準事故評価の判断基準 (5 mSv)に比べて小さいことから、周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与え ない。

- 12.3.3.2 MA燃料取扱装置の故障による MA燃料の破断事故
  - (1) 原因及び説明

この事象は、TEF-PのMA燃料装荷装置を使用した取扱い中に、MA燃料一本を破断 する事故が発生し、その際にMA燃料の被覆の密閉性が失われると同時に燃料ペレッ トが破損することで、燃料内のTRU核種(プルトニウムとアメリシウム)と蓄積して いた核分裂生成物が環境へ放出される場合を想定する。

- (2) 防止対策
  - 1)MA燃料の不適切な取扱いの発生防止に関して
    - i)MA燃料装荷装置では、MA燃料を一本ずつ確実に取扱う措置を講じる。
  - 2) MA燃料に対する衝撃に関して
    - i)MA燃料の被覆管は、ステンレス鋼を使用し、適切な肉厚とすることで十分な 強度を有する構造とする。
    - ii) ピン状燃料の取扱い中に過度の外力がかからないよう十分な配慮をする。
    - iii)MA燃料装荷装置ではリミッタの設置、モータ駆動力の制限、インターロック 等により、できるだけ誤作動による炉心やピン状MA燃料の機械的な破損が発生 しないような設計とする。
- (3) 放出された放射性物質による周辺公衆の被ばく線量評価

以上の防止対策にもかかわらず、MA燃料の取扱い時にMA燃料の破断により被覆管 が破損し、燃料内のTRUが環境に放出される場合を想定して設計基準事故の評価を 行う。なお、燃料内に蓄積していた核分裂生成物による被ばく線量評価方法は、前 項のMA燃料被覆の破損事故と同様とする。

1)評価条件

- ①破断するMA燃料の本数は、MA燃料装荷装置で同時に取扱できる最大量として1 本を想定する。
- ②MA燃料1本の重量は60gとし、アメリシウム対プルトニウムの重量比を50対50 とした。

- ③MA燃料装荷装置を使用した取扱い中にMA燃料一本の破断により、ピン状燃料一本におけるMA含有燃料の一部が炉室雰囲気に移行するものとした。燃料形態としては酸化物を想定した。
- ④TRU核種について、炉室など原子炉格納施設等主要部による除染係数10及び建屋による除染係数10を考慮する場合と、両者とも考慮しない場合を想定する。 MA燃料被覆の破損時の放射性物質の放出経路を図12.3-2に示す。

2) 放出量評価方法

TRU核種(プルトニウムとアメリシウム)の吸入摂取による内部被ばくの実効線 量は、以下の手順に従って評価した。

敷地境界外におけるプルトニウム又はアメリシウムの吸入摂取による実効線 量(プルトニウムの吸入摂取による線量については、線量換算係数が最大となる 成人を評価対象とした)は、次式から求められる^[19]。

$$D_m = R \cdot \frac{\chi}{Q} \sum_i (DC)_{i,m} \cdot Q_i$$
(12.5)

ただし、

$$Q_{i} = M \cdot L \cdot K \cdot \frac{1}{D_{i}} \cdot \frac{1}{D_{2}} \cdot W_{i} \cdot A_{i}$$
(12.6)

ここで、

*D_m*: 吸入摂取による実効線量[mSv]

R: 呼吸率[m³/h](=1.2、成人の活動時)

 $\chi/Q$ : 相対濃度 $[h/m^3]$  (=7.3×10⁻⁸、STACY の値を採用^[17])

- (DC)_{i,m}: 1Bqのプルトニウムi又はアメリシウムiを吸入摂取したときの 実効線量[mSv/Bq](表 12.3-9 参照)
  - $Q_i$ : プルトニウム i 又はアメリシウム i の放出量[Bq]
  - *M*: プルトニウム又はアメリシウムの総重量[g]
  - L: 燃料の漏えい割合(=100%、つまり全量漏えい)
  - K: プルトニウム又はアメリシウムの気相移行率
  - D₁: 炉室等主要構造部(深刻な損傷)による除染係数(=10)
  - *D*₂: 建屋(深刻な損傷)による除染係数(=10)
  - $W_i$ : プルトニウム i 又はアメリシウム i の同位体比

(プルトニウムの同位体比は表 12.3-10 に示す。)

Ai: プルトニウム i 又はアメリシウム i の比放射能[Bq/g](表 12.3-11)

ここで、気相移行率*K*について、参考文献[20]において、燃料ペレットの落下 に対する「ARF×RF」の式として次式が与えられている。

 $ARF \times RF = 3.0 \times 10^{-11} \times h \times P \times g$ 

ここで、h は落下高さ(cm)、Pはペレット密度(= 11 g/cm³)、gは重力加速度(= 980 cm/s²)とする。この式において、MA燃料装塡中に想定される落下高さを300 cm とした場合の値 K (=ARF×RF) =  $9.7 \times 10^{-5}$ を丸めた $1.0 \times 10^{-4}$ を用いる。また、 参考文献[21]に記載の ARF= $3 \times 10^{-6}$ を気相への移行率として使用した場合につい ても参考として評価した。炉室等による除染係数 $D_1$ と建屋による除染係数 $D_2$ につ いては、地震による深刻な損傷を想定した場合でも期待されるとした場合の値で ある10と、全く期待しない値の1.0の2ケースを想定する。

(4) 評価結果

燃料内のTRUによる評価結果を表12.3-12に示す。建屋の保持効果に期待しなくて も、被ばく線量は0.69 mSvとなり、判断基準値である5 mSvを下回る結果となる。 また、参考として移行率ARF=3×10⁻⁶を用いた評価では、建屋の保持効果に期待しな くても、被ばく線量は2.7×10⁻² mSvとなる。一方、MA燃料1本の破断による内部に 蓄積された核分裂生成物による被ばく線量は、前項のMA燃料被覆の6本の破損事故 の1/6であり、約2.4×10⁻³ mSvである。

(5) 結論

以上の理由から、万一 MA 燃料の破断により、放射性物質が環境に放出された場合でも周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

# 12.4 安全評価に関する課題等

 「運転時の異常な過渡変化」の判断基準である「(ii) 炉心を構成する格子管等 に有意な変形が生じる温度を下回ること」について、今後実施する構造解析の 結果次第では、過渡変化に伴う温度上昇による格子管の有意な変形に対して構 造対策を講じる必要がある。

	反応度	初期	温 庄	<u> </u>	スク	J A	スクラん時	最高出力	田士	燃料温度	€上昇 (°C)	計管終了
炉心	挿入率	出 (M)	$(\times 10^{-6}\Delta k/k/^{\circ}C)$	<u> </u>	種類	時刻 (s)	ベッノイur 行画期 (s)	(M)	里 (/M・S)	平均	最高*1	日 乗 ke 」 時間(s)
	$(\Delta k/k/s)$	(			<u>(</u>					, -		
	1.000E-04	1	2.620	5.33E-02		49.22	1.60	6.99E+03	2.17E+04	0.32	0.54	500
	1.000E-04	1	1.310	5.33E-02		49.22	1.60	6.99E+03	2.17E+04	0.32	0.54	500
	1.000E-04	1	0.655	5.33E-02		49.22	1.60	6.99E+03	2.17E+04	0.32	0.54	500
	1.000E-05	1	2.620	5.33E-02		249.20	10.88	6.71E+03	1.02E+05	1.50	2.54	500
W	1.000E-05	1	1.310	5.33E-02		249.18	10.87	6.71E+03	1.02E+05	1.50	2.54	500
海	1.000E-05	1	0.655	5.33E-02	安全系	249.17	10.86	6.71E+03	1.02E+05	1.50	2.54	500
" " " "	5.000E-06	1	2.620	5.33E-02	中性子束高	387.94	17.92	6.72E+03	1.56E+05	2.30	3.89	500
装	5.000E-06	1	1.310	5.33E-02	(6.5kW)	387.88	17.87	6.72E+03	1.56E+05	2.30	3.89	500
恒	5.000E-06	1	0.655	5.33E-02		387.85	17.84	6.72E+03	1.56E+05	2.30	3.88	500
	5.000E-06	0.01	2.620	5.33E-02		457.80	13.14	6.71E+03	1.16E+05	1.71	2.89	800
	5.000E-06	553	2.620	5.33E-02		224.83	42.47	6.76E+03	4.24E+05	6.25	10.57	500
	5.000E-06	553	1.310	5.33E-02		224.24	42.16	6.76E+03	4.23E+05	6.23	10.53	500
	5.000E-06	553	0.655	5.33E-02		223.95	42.00	6.76E+03	4.22E+05	6.22	10.51	500
	1.000E-04	1	2.990	5.33E-02		41.01	1.26	7.10E+03	1.60E+04	$1.82^{*2}$	$3.56^{*2}$	500
	1.000E-04	1	1.495	5.33E-02		41.00	1.25	7.10E+03	1.59E+04	$1.82^{*2}$	$3.55^{*2}$	500
	1.000E-04	1	0.748	5.33E-02		41.00	1.25	7.10E+03	1.59E+04	$1.82^{*2}$	$3.55^{*2}$	500
	1.000E-05	1	2.990	5.33E-02		215.04	9.37	6.71E+03	8.47E+04	$9.68^{*2}$	18.87 * ²	500
I ;	1.000E-05	1	1.495	5.33E-02		214.88	9.24	6.71E+03	8.42E+04	$9.62^{*2}$	$18.75 \ ^{*2}$	500
w 承	1.000E-05	1	0.748	5.33E-02	安全系	214.79	9.17	6.71E+03	8.39E+04	9.59 *2	$18.69 \ ^{*2}$	500
A 北 小 石	5.000E-06	1	2.990	5.33E-02	中性子束高	337.86	15.97	6.71E+03	1.34E+05	$15.36$ *2	29.96 * ²	500
本で	5.000E-06	1	1.495	5.33E-02	(6.5kW)	337.35	15.55	6.71E+03	1.33E+05	$15.18$ *2	29.59	500
,	5.000E-06	1	0.748	5.33E-02		337.10	15.35	6.71E+03	1.32E+05	15.09 * ²	$29.42$ *2	500
	5.000E-06	0.01	2.990	5.33E-02		396.49	11.43	6.71E+03	9.67E+04	11.05 * ²	$21.55$ *2	600
	5.000E-06	553	2.990	5.33E-02		205.62	42.19	6.75E+03	3.93E+05	44.91 * ²	87.57 *2	500
	5.000E-06	553	1.495	5.33E-02		200.44	39.04	6.75E+03	3.79E+05	43.27 * ²	84.37 *2	500
	5.000E-06	553	0.748	5.33E-02		198.01	37.67	6.75E+03	3.72E+05	42.52 * ²	82.91 *2	500
		( 		E A	上 王 子 子 子 、		7 ( 11)					

表12.3-1 制御棒誤挿入(事故)の解析結果

*4 各炉心で計算した出力のピーキングファクターを用いて平均温度より算出した。

*2 MA 装荷炉心では、

発生エネルギーの全てが MA 燃料のみの温度上昇に費やされると仮定した。

JAEA-Technology 2017-033

- 217 -

終了	(s)	00.	00	00	00	00.	00.	
) 計算	時間	7	~7	~7	2	2	5	
上昇 (°C)	最高*1	0.68	0.68	0.68	$5.61 \ ^{*}$	5.60 *	5.59 *	
燃料温度	平均	0.40	0.40	0.40	2.88 *2	2.87 *2	2.87 *2	
出力量	(M • S)	2.72E+04	2.72E+04	2.72E+04	2.52E+04	2.51E+04	2.51E+04	
最高出力	(M)	6.84E+03	6.84E+03	6.84E+03	6.84E+03	6.84E+03	6.84E+03	
スクラム時炉	周期 (s)	2.50	2.51	2.51	2.58	2.57	2.57	4
A	時刻(s)	19.09	19.09	19.09	19.54	19.53	19.52	- 10 AAF 11
クラ			10			10		1
К	種類		安全系 中性子東	(6.5kW)		按 中 柱 子 東	(6.5kW)	- 프로 무난 카드 ~
安全榛価値	····································	5. 33E-02	5.33E-02 中性子東	5. 33E-02 (6. 5kW)	5.33E-02	5.33E-02	5. 33E-02 (6. 5kW)	
温度係数 安全榛価値 ス	$(\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C)$ $\Delta k/k/s)$ $fag$	2.620 5.33E-02	1.310     5.33E-02     安全系	0.655 5.33E-02 (6.5kW)	2.990 5.33E-02	1.495         5.33E-02         安全系	0.748 5.33E-02 (6.5kW)	
初期出力 温度係数 安全榛価値 ス	(W) $(\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C)$ $(\Delta k/k/s)$ $\frac{1}{\Delta k/k/s}$	1 2.620 5.33E-02	1 1.310 5.33E-02 女全系	1 0.655 5.33E-02 (6.5kW)	1 2.990 5.33E-02	1         1.495         5.33E-02         安全系	1 0.748 5.33E-02 (6.5kW)	
ステップ反応度 初期出力 温度係数 安全機価値 ス	$(\Delta k/k) 0.6\$ \qquad (W) \qquad (\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C) \qquad (\Delta k/k/s) \qquad \boxed{4} $	4.452E-03         1         2.620         5.33E-02	4.452E-03         1         1.310         5.33E-02         安全系	4.452E-03         1         0.655         5.33E-02         (6.5kW)	3. 492E-03 1 2. 990 5. 33E-02	3.492E-03         1         1.495         5.33E-02         安全系	3. 492E-03 1 0. 748 5. 33E-02 (6. 5kW)	「「「「」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、
- ステップ反応度 初期出力   温度係数   安全棒価値   ス	$(\Delta k/k) 0.6\$ \qquad (W) \qquad (\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C) \qquad (\Delta k/k/s) \qquad \text{ff} $	<ul><li>最 4.452E-03 1 2.620 5.33E-02</li></ul>	小 4.452E-03 1 1.310 5.33E-02 安全系 炉 5.33E-02 中性子東	$^{\rm AL}$ 4.452E-03 1 0.655 5.33E-02 (6.5kW)	泉 3.492E-03 1 2.990 5.33E-02	小 3.492E-03 1 1.495 5.33E-02 安全系 炉 3.492E-03 1 1.495 5.33E-02 中性子束	L         3.492E-03         1         0.748         5.33E-02         (6.5kw)	19世代には、19世代には一次に、19世代には一次に、19世代には一次には19世代には一次によりには、19世代には一次には19世代には一次には19世代には19世代には19世代には19世代には19世代には

表 12. 3-2 可動装荷物駆動装置の誤操作(事故)の解析結果

「各炉心で計算した出力のピーキングファクターを用いて平均温度より算出した。

発生エネルギーの全てが MA 燃料のみの温度上昇に費やされると仮定した。 *2 MA 装荷炉心では、

₩	
析給	
の解	
()	
故	
<b>≢</b> )	
褒	
빠	
男	
Ê	
Ŧ	
衝	
衝	
清 一 Kill	
197	
4	
N	
荷	
装	
影	
然	

表 12.3-3

非装荷炉心
MA
(a)

計算終了	時間 (s)	26	26	21	26	26	21	26	26	21	25	25	20	25	25	20	25	25	20	40	38	29	40	38	29	40	38	29
〔C) (℃)	最高*1	0.13	0.18	0.77	0.13	0.18	0.77	0.13	0.18	0.77	0.09	0.13	0.54	0.09	0.13	0.54	0.09	0.13	0.54	0.03	0.05	0.21	0.03	0.05	0.21	0.03	0.05	0.21
留博林湖	平均	0.07	0.11	0.45	0.07	0.11	0.45	0.07	0.11	0.45	0.06	0.08	0.32	0.06	0.08	0.32	0.06	0.08	0.32	0.02	0.03	0. 10	0.02	0.03	0.10	0.02	0.03	0.10
- 曹午田	(W · S)	3.89E+03	5.69E+03	2.37E+04	3.89E+03	5.69E+03	2.37E+04	3.89E+03	5.69E+03	2.37E+04	3.80E+03	5.13E+03	2.16E+04	3.80E+03	5.13E+03	2.16E+04	3.80E+03	5.13E+03	2.16E+04	5.98E+03	9.54E+03	3.80E+04	5.98E+03	9.54E+03	3.80E+04	5.98E+03	9.54E+03	3.80E+04
4円岸番	(M)	1.28E+04	9.00E+03	7.01E+03	1.28E+04	9.00E+03	7.01E+03	1.28E+04	9.00E+03	7.01E+03	1.62E+04	9.80E+03	7.07E+03	1.62E+04	9.80E+03	7.07E+03	1.62E+04	9.80E+03	7.07E+03	8.42E+03	7.53E+03	6.84E+03	8.42E+03	7.53E+03	6.84E+03	8.42E+03	7.53E+03	6.84E+03
スクラム時	炉周期 (s)	0.16	0.32	1.65	0.16	0.32	1.64	0.16	0.32	1.64	0.12	0.26	1.43	0.12	0.26	1.43	0.12	0.26	1.43	0.40	0.72	3.00	0.40	0.72	3.00	0.40	0.72	3.00
7	時刻(s)	16.08	15.05	10.49	16.08	15.05	10.49	16.08	15.05	10.49	13.95	13.14	9.30	13.95	13.14	9.30	13.95	13.14	9.30	29.79	27.33	18.28	29.79	27.33	18.28	29.79	27.33	18.28
スクラ	種類				安全系	中性子束高	(6.5kW)							安全系	中性子東高	(6.5kW)							安全系	中性子束高	(6.5kW)			
英全棒価値	$(\Delta k/k/s)$	5.33E-02																										
温度係数	$(\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C)$	4.500	4.500	4.500	2.250	2.250	2.250	1.125	1.125	1.125	2.620	2.620	2.620	1.310	1.310	1.310	0.655	0.655	0.655	2.620	2.620	2.620	1.310	1.310	1.310	0.655	0.655	0.655
初期出力	(M)	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553
反応度添加率	(\Delta k k / s)	4.226E-04	4.997E-04	2.109E-04																								
	炉心					第一炉心							цļ	Ϋ́, Ϋ́	ĘĽ	1. /	رَ ۸	THE THE	자 파	T H	Ķ ŧ	目目	¥ †	< 1	1. /	ý		

*1 各炉心で計算した出力のピーキングファクターを用いて平均温度より算出した。

計算終了	時間 (s)	26	26	21	26	26	21	26	26	21	30	28	23	30	28	23	30	28	23
上昇 (°C)*1	最高*2	0.75	1.11	5.01	0.75	1.11	5.01	0.75	1.11	5.01	1.30	2.01	9.19	1.30	2.01	9.18	1.30	2.01	9.17
燃料温度	平均	0.38	0.57	2.57	0.38	0.57	2.57	0.38	0.57	2.57	0.43	0.66	3.01	0.43	0.66	3.01	0.43	0.66	3.01
山上山	里 (C (TT) (M・S)	3.36E+03	4.99E+03	2.25E+04	3.37E+03	4.98E+03	2.25E+04	3.37E+03	4.98E+03	2.25E+04	3.74E+03	5.76E+03	2.64E+04	3.73E+03	5.76E+03	2.63E+04	3.73E+03	5.76E+03	2.63E+04
日子子	民世日 (M)	1.33E+04	9.12E+03	7.01E+03	1.33E+04	9.12E+03	7.01E+03	1.33E+04	9.12E+03	7.01E+03	1.13E+04	8.52E+03	6.95E+03	1.13E+04	8.53E+03	6.95E+03	1.13E+04	8.53E+03	6.95E+03
スクラム時	炉周期 (s)	0.15	0.31	1.64	0.15	0.31	1.63	0.15	0.31	1.63	0.19	0.38	1.96	0.19	0.38	1.96	0.19	0.38	1.95
	時刻 (s)	15.9	14.9	10.4	15.9	14.9	10.4	15.9	14.9	10.4	19.1	17.8	12.4	19.0	17.8	12.4	19.0	17.8	12.4
スクラノ	種類				安全系	中性子束高	(6.5kW)							安全系	中性子束高	(6.5kW)			
<u> </u>	女士俸‴1 (∆k/k/s)	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	.33E-02	5.33E-02	. 33E-02	5.33E-02	.33E-02	.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02
										£,	47	C)	17	5	2				
油甲烃粉	(×10 ^{−6} Δk/k/°C)	2.990	2.990	2.990	1.495	1.495	1.495	0.748	0.748	0.748 5	4.000	4.000 5	4.000	2.000 5	2.000 5	2.000	1.000	1.000	1.000
「日本伝来」	$(M) _{(W)}$ (本文 (10 ⁻⁶ $\Delta k/k/^{\circ}C$ )	0.01 2.990	1 2.990	553 2.990	0.01 1.495	1 1.495	553 1.495	0.01 0.748	1 0.748	553 0.748 5	0.01 4.000 8	1 4.000 5	553 4.000 5	0.01 2.000 5	1 2.000 5	553 2.000	0.01 1.000	1 1.000	553 1.000
反応度 ^{如軸} ^{通库低粉}	挿入率 ^{化J期} 価度滞終 (Δk/k/s) 出力(W) (×10 ⁻⁶ Δk/k/°C)	3.395E-04 0.01 2.990	3.395E-04 1 2.990	3.395E-04 553 2.990	3.395E-04 0.01 1.495	3. 395E-04 1 1. 495	3.395E-04 553 1.495	3.395E-04 0.01 0.748	3. 395E-04 1 0. 748	3.395E-04 553 0.748 5	2.970E-04 0.01 4.000 E	2.970E-04 1 4.000 5	2.970E-04 553 4.000 E	2.970E-04 0.01 2.000 5	2.970E-04 1 2.000 5	2.970E-04 553 2.000	2.970E-04 0.01 1.000	2.970E-04 1 1.000	2.970E-04 553 1.000

麦12.3-3 燃料誤装荷による密着動作中の臨界事象(事故)の解析結果

(b) MA 装荷炉心

*1 MA 装荷炉心では、発生エネルギーの全てが MA 燃料のみの温度上昇に費やされると仮定した。

*2 各炉心で計算した出力のピーキングファクターを用いて平均温度より算出した。

	計算終了 時間(s)	26	26	21	26	26	21	26	26	21	25	25	20	25	25	20	25	25	20	40	38	29	40	38	29	40	38	29
(し)首日	ーナ(-C) 最高*1	0.25	0.33	0.99	0.25	0.33	0.99	0.25	0.33	0.99	0.21	0.24	0.71	0.21	0.24	0.71	0.21	0.24	0.71	0.05	0.08	0.25	0.05	0.08	0.25	0.05	0.08	0.25
- 例本[]油 中	<u>新</u> (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	0.15	0.19	0.58	0.15	0.19	0.58	0.15	0.19	0.58	0.12	0.14	0.42	0.12	0.14	0.42	0.12	0.14	0.42	0.03	0.04	0.12	0.03	0.04	0.12	0.03	0.04	0.12
1	出力量 (W・s)	7.76E+03	1.02E+04	3.05E+04	7.76E+03	1.02E+04	3.05E+04	7.76E+03	1.02E+04	3.05E+04	8.25E+03	9.83E+03	2.86E+04	8.25E+03	9.83E+03	2.86E+04	8.25E+03	9.83E+03	2.86E+04	1.01E+04	1.45E+04	4.52E+04	1.01E+04	1.45E+04	4.52E+04	1.01E+04	1.45E+04	4.52E+04
	最高出力 (W)	1.28E+04	9.00E+03	7.01E+03	1.28E+04	9.00E+03	7.01E+03	1.28E+04	9.00E+03	7.01E+03	1.62E+04	9.80E+03	7.07E+03	1.62E+04	9.80E+03	7.07E+03	1.62E+04	9.80E+03	7.07E+03	8.42E+03	7.53E+03	6.84E+03	8.42E+03	7.53E+03	6.84E+03	8.42E+03	7.53E+03	6.84E+03
	スクラム時 炉周期 (s)	0.16	0.32	1.65	0.16	0.32	1.64	0.16	0.32	1.64	0.12	0.26	1.43	0.12	0.26	1.43	0.12	0.26	1.43	0.40	0.72	3.00	0.40	0.72	3.00	0.40	0.72	3.00
~	」 時刻(s)	16.08	15.05	10.49	16.08	15.05	10.49	16.08	15.05	10.49	13.95	13.14	9.30	13.95	13.14	9.30	13.95	13.14	9.30	29.79	27.33	18.28	29.79	27.33	18.28	29.79	27.33	18.28
- 4 L	種類				安全系中	性子束高	(6.5kW)							安全系中	性子束高	(6.5kW)							安全系中	性子束高	(6.5kW)			
	安全棒価値 (∆k/k/s)	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02
	温度係数 (×10 ⁻⁶ Δk/k/℃)	4.500	4.500	4.500	2.250	2.250	2.250	1.125	1.125	1.125	2.620	2.620	2.620	1.310	1.310	1.310	0.655	0.655	0.655	2.620	2.620	2.620	1.310	1.310	1.310	0.655	0.655	0.655
	初期出力 (W)	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553
日六唐	次過次 添加率 ( ^ l, / l, /s)	4. 226E-04	4.226E-04	4.226E-04	4.226E-04	4.226E-04	4.226E-04	4.226E-04	4.226E-04	4.226E-04	4.997E-04	2.109E-04	2.109E-04	2.109E-04	2.109E-04	2.109E-04	2.109E-04	2.109E-04	2.109E-04	2.109E-04								
	炉心		•			- 王 で し ぐ		<u> </u>	=		_		Ĩ	展上	<	ź ć.	, N	W	L 1	¥ i	<b>张</b> ‡	间 国	展十	〈店	ξ ^ζ	į		

表 12.3-3 燃料誤装荷による密着動作中の臨界事象(事故)の解析結果 (c)MA 非装荷炉心 (参考:安全棒価値を 2 %Δk/kの2/6とした場合)

- 221 -

^{*1} 各炉心で計算した出力のピーキングファクターを用いて平均温度より算出した。

终了	(s)	5	.c.		.c.	с.		.c	;0		C	~	~	C	8	~ ~	C	~	~
計算;	転	2(	2(	2.	2(	2(	2.	2(	2(	2.	30	2;	2,	3(	2	2	3(	2;	2.2
上昇 (°C)*1	最高*2	1.24	1.71	6.12	1.24	1.70	6.12	1.24	1.70	6.11	2.18	3.01	11.12	2.18	3.01	11.11	2.18	3.01	11.11
燃料温度-	平均	0.64	0.87	3.14	0.64	0.87	3.14	0.64	0.87	3.14	0.72	0.99	3.65	0.72	0.99	3.64	0.72	0.99	3.64
出力量	(M • S)	5.57E+03	7.65E+03	2.75E+04	5.58E+03	7.65E+03	2.75E+04	5.58E+03	7.65E+03	2.74E+04	6.26E+03	8.64E+03	3.19E+04	6.26E+03	8.64E+03	3.19E+04	6.26E+03	8.64E+03	3.19E+04
最高出力	(M)	1.33E+04	9.12E+03	7.01E+03	1.33E+04	9.12E+03	7.01E+03	1.33E+04	9.12E+03	7.01E+03	1.13E+04	8.52E+03	6.95E+03	1.13E+04	8.53E+03	6.95E+03	1.13E+04	8.53E+03	6.95E+03
スクラム時行国語	沙戸男 (s)	0.15	0.31	1.64	0.15	0.31	1.63	0.15	0.31	1.63	0.19	0.38	1.96	0.19	0.38	1.96	0.19	0.38	1.95
ラム	時刻(s)	15.93	14.94	10.49	15.93	14.94	10.48	15.93	14.94	10.48	19.10	17.86	12.45	19.09	17.86	12.44	19.09	17.86	12.43
スクラ	種類				安全系中	性子束高	(6.5kW)							安全系中	性子束高	(6.5kW)			
安全棒価値	$(\Delta k/k/s)$	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02	2.66E-02
温度係数	$( imes 10^{-6}\Deltak/k/^{\circ}C)$	2.990	2.990	2.990	1.495	1.495	1.495	0.748	0.748	0.748	4.000	4.000	4.000	2.000	2.000	2.000	1.000	1.000	1.000
を調	(M)	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553
	₽ /s)	5E-04	95E-04	395E-04	395E-04	. 395E-04	3. 395E-04	3.395E-04	3.395E-04	3.395E-04	2.970E-04								
因 で 思	∰人≛ (Δ k/k.	3.39	3. 3	З.	З.	က													
:: 		3.39	3. 3	ш 3.	展 子 3.	ت 13	<u> </u>	j					Π	東十	< দ্	ι Α	į		

表 12.3-3 燃料誤装荷による密着動作中の臨界事象(事故)の解析結果 (d)MA 装荷炉心 (参考:安全棒価値を 2 %Δk/kの2/6とした場合)

*1 MA 装荷炉心では、発生エネルギーの全てが MA 燃料のみの温度上昇に費やされると仮定した。

*2 各炉心で計算した出力のピーキングファクターを用いて平均温度より算出した。

	計道終了	時間 (s)	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200	200
	上昇 (°C)	最高*1	4.91	4.91	4.75	4.90	4.90	4.74	4.90	4.90	4.74	$30.34$ *2	$30.34$ *2	$29.32$ *2	$29.88 \ ^{*2}$	29.88 * ²	$28.91 \ ^{*2}$	$29.66^{*2}$	$29.66^{*2}$	28.72 *2
	燃料温度	平均	2.91	2.91	2.81	2.90	2.90	2.81	2.90	2.90	2.80	$15.56$ *2	$15.56$ *2	$15.03$ *2	$15.32$ *2	$15.32$ *2	$14.83$ *2	$15.21$ *2	$15.21$ *2	14.73 * ²
吉果	出力量	(M • s)	1.97E+05	1.97E+05	1.91E+05	1.97E+05	1.97E+05	1.91E+05	1.97E+05	1.97E+05	1.90E+05	1.36E+05	1.36E+05	1.32E+05	1.34E+05	1.34E+05	1.30E+05	1.33E+05	1.33E+05	1.29E+05
坆)の解析刹	里番	出力 (W)	1.14E+04	1.13E+04	1.13E+04	1.13E+04	1.13E+04	1.13E+04	1.13E+04	1.13E+04	1.13E+04	1.13E+04								
入事象(事]	オクラん哇	<u>ためてい</u> 炉周期 (s)	38.56	38.55	37.64	38.36	38.36	37.46	38.27	38.26	37.37	29.26	29.26	28.25	28.21	28.21	27.30	27.72	27.72	26.85
チビーム導	ラム	時刻 (s)	20.94	20.93	19.15	20.90	20.89	19.12	20.88	20.87	19.10	13.90	13.90	12.60	13.71	13.71	12.43	13.62	13.62	12.35
:系への陽子	スク	種類				安全系	-	中性子東高	(TIKW)						安全系	-	中性子東高	(TIKW)		
2.3-4 臨界体	安全榛価値	$(\Delta k/k/s)$	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02	5.33E-02									
表 1	但中区粉	$(\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C)$	2.620	2.620	2.620	1.310	1.310	1.310	0.655	0.655	0.655	2.990	2.990	2.990	1.495	1.495	1.495	0.748	0.748	0.748
	初期出力	(M)	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553	0.01	1	553
		Ĺ,			Π	▲→	순 炬	<u> </u>	1					Π	▲:	é ř		1		
		后,			Μ	А	#	峩	荷					:	W <	¥ ¥	κ 拮	2		

- 223 -

結	l
り解析	
¥) 0	
草事)	
、事象	
入	
う	
Ì	
لدُ	
$\mathbb{N}$	
彁	
ė	
ζ	
1×	
*	Γ
臨馬	
4	
ς. 	
12.	
表	ŀ
10 L V*	I.

20日いし半辺 通度より 昇田した。 キンクノアクタ 各炉心で計算した出力の に 発生エネルギーの全てが MA 燃料のみの温度上昇に費やされると仮定した。 *2 MA 装荷炉心では、

核種	核分裂収率	崩壊定数 (s ⁻¹ )	γ線実効エネルギー (MeV/dis)
Br-83	0.53	8.06E-05	0.0075
Br-84	0.97	3.63E-04	1.742
Br-84m	0.019	1.93E-03	2.769
Br-85	1.3	4.03E-03	0.065
Kr-83m	0.53	1.05E-04	0.0025
Kr-85	0.29	2.05E-09	0.022
Kr-85m	1.31	4.30E-05	0.159
Kr-87	2.54	1.51E-04	0. 793
Kr-88	3.58	6.88E-05	1.95
Kr-89	4.63	3.63E-03	2.067
I-131	2.84	9.95E-07	0.381
I-132	4.21	8.44E-05	2. 253
I-133	6.77	9.26E-06	0.608
I-134	7.61	2.20E-04	2.75
I-135	6.41	2.91E-05	1.645
Xe-131m	0.04	6.74E-07	0.02
Xe-133	6.77	1.52E-06	0.045
Xe-133m	0.19	3.57E-06	0.042
Xe-135	6.63	2.12E-05	0.25
Xe-135m	1.06	7.38E-04	0. 432
Xe-137	6.13	3.02E-03	0. 181
Xe-138	6.28	8.15E-04	1.183

表12.3-5 放出量評価対象核種の諸定数^[16]

表12.3-6	収納カートリ	ッジ落下事故に	よるMA燃料被覆の	破損事故に伴う
		希ガス及びハロ	ゲンの放出量	

核種	Q:放出量 (Bq)	γ線換算放出量(MeV・Bq)	よう素の吸入摂取に伴う 実効線量(小児)に係る I-131 等価放出量(Bq)
Br-83	1.93E+09	1.45E+07	_
Br-84	1.59E+10	2.77E+10	-
Br-84m	1.65E+09	4.57E+09	-
Br-85	2.36E+11	1.53E+10	-
Kr-83m	2.51E+09	6.28E+06	-
Kr-85	6.60E+05	1.45E+04	-
Kr-85m	2.54E+09	4.04E+08	_
Kr-87	1.73E+10	1.37E+10	_
Kr-88	1.11E+10	2.16E+10	_
Kr-89	7.57E+11	1.56E+12	_
I-131	2.82E+08	1.07E+08	2.82E+08
I-132	1.60E+10	3.60E+10	2.30E+08
I-133	2.84E+09	1.73E+09	7.28E+08
I-134	7.55E+10	2.08E+11	3.26E+08
I-135	8.41E+09	1.38E+10	4.47E+08
Xe-131m	3.63E+06	7.26E+04	_
Xe-133	7.71E+08	3.47E+07	_
Xe-133m	3.46E+07	1.45E+06	_
Xe-135	6.33E+09	1.58E+09	_
Xe-135m	3.53E+10	1.52E+10	_
Xe-137	8.34E+11	1.51E+11	_
Xe-138	2.31E+11	2.73E+11	-
合計	_	2.35E+12	2.01E+09

表12.3-7 事故時の方位別相対濃度(χ/Q,h/m³)及び相対線量(D/Q,Gy/(MeV・Bq))の97%値^[17] 放出源:STACY

事象	泉名	各種事故(ピン状燃料破損、溶液燃料漏洩)					
評価	核種		よう素		希ガス(γ)、ハロゲン(γ)		/ (γ)
<u>χ</u> /Q又	はD/Q		$\chi/Q$			D/Q	
実効	放出	1 h		1 h			
放出	一高		0 m		0 m		
建屋投	影面積		$990 \text{ m}^2$			$990 \ \mathrm{m}^2$	
着目	方位	計算地点*まで の距離(m)	有効高さ (m)	97%値	計算地点*まで の距離(m)	有効高さ (m)	97%値
	S	950	0	7.6 $\times 10^{-9}$	950	0	7.5 $\times 10^{-19}$
陸	SSW	850	0	2. $3 \times 10^{-8}$	850	0	$1.4 \times 10^{-18}$
	SW	560	0	4.7 $\times 10^{-8}$	560	0	2. $1 \times 10^{-18}$
側	WSW	460	0	<u>7.3×10⁻⁸</u>	460	0	$3.0 \times 10^{-18}$
	W	680	0	5. $7 \times 10^{-9}$	680	0	6. $2 \times 10^{-19}$
方	WNW	770	0	-	770	0	1.7×10 ⁻¹⁹
	NW	860	0	-	860	0	$1.1 \times 10^{-19}$
位	NNW	1260	0	$1.9 \times 10^{-9}$	1260	0	2.5 $\times$ 10 ⁻¹⁹
	Ν	1780	0	-	1780	0	7.9 $\times$ 10 ⁻²¹
	NNE	780	0	2. $1 \times 10^{-8}$	780	0	$1.4 \times 10^{-18}$
海	NE	370	0	3. $9 \times 10^{-8}$	370	0	2. $2 \times 10^{-18}$
側	ENE	270	0	2.5 $\times 10^{-7}$	270	0	7.4 $\times 10^{-18}$
	Е	240	0	3. $9 \times 10^{-7}$	240	0	$1.0 \times 10^{-17}$
方	ESE	250	0	4.5 $\times 10^{-7}$	250	0	$1.2 \times 10^{-17}$
位	SE	310	0	3. $0 \times 10^{-7}$	310	0	9. $2 \times 10^{-18}$
	SSE	540	0	$1.5 \times 10^{-7}$	540	0	4.9 $\times 10^{-18}$

*: 非居住区域外の各方位内最大値点

注:気候データ(2009年1月~2013年12月)

下線は被ばく評価に用いる値

核 秳	吸入摂取による実効線量係数(Sv/Bq)
1次 1里	小児(1才)
I-131	$1.6 \times 10^{-7}$
I-132	2. $3 \times 10^{-9}$
I-133	4. $1 \times 10^{-8}$
I-134	6. $9 \times 10^{-10}$
I-135	8.5 $\times 10^{-9}$

表12.3-8 よう素の吸入摂取による実効線量計算用の諸定数[18]

表 12.3-9 プルトニウムとアメリシウムの吸入摂取による線量係数[19]

核種	プルトニウム又はアメリシウム の吸入摂取による 実効線量線量係数(Sv/Bq)
Pu-238	$1.6  imes 10^{-5}$
Pu-239	1. $6 \times 10^{-5}$
Pu-240	1. $6 \times 10^{-5}$
Pu-241	1. $7 \times 10^{-7}$
Pu-242	1. $5 \times 10^{-5}$
Am-241	$1.6 \times 10^{-5}$

(注)上記の値は、化学形態がタイプS(不溶性の酸化物)で、かつ粒子径が1.0µm(※STACY評価では、吸入摂取制限の指標となる骨に対する預託等価線量が最大となる0.03µmの値を使用)のもの。

表 12.3-10 プルトニウムとアメリシウムの同位体組成[4]

核種	同位体組成 (wt%)
Pu-238	2.4
Pu-239	55.1
Pu-240	24.5
Pu-241	11.0
Pu-242	7.0
Am-241	11.0 *

* 受入時の²⁴¹Puの全量壊変を想定し、重複加算した。

核種	比放射能 (Bq/g)
Pu-238	6. $34 \times 10^{11}$
Pu-239	2. $30 \times 10^9$
Pu-240	8. $40 \times 10^9$
Pu-241	3. $84 \times 10^{12}$
Pu-242	$1.46 \times 10^{8}$
Am-241	$1.27 \times 10^{11}$

表 12.3-11 プルトニウムとアメリシウムの比放射能

表 12.3-12 事故時の被ばく線量の検討

Case No	事象想定	対象となる燃 料の量 M (kg)	気相 移行 割合 K (-)	環境中へ漏 れ出る割合 D ₁ ×D ₂ (-)	TRU 放出量 Q (kg)	被ばく 線量 D _m (mSv)	備考
1	MA 燃料の 切断・落下	0.060 (MA 燃料 1 本)	1.0E-04	0.01	6.00E-08	6.89E-03	気相移行割合を、 報告書 ^[20] の式に 基づき設定。
2	(同上)	(同上)	1.0E-04	1 (建屋の保持 効果なし)	6.00E-06	6.89E-01	Case1 から建屋の 保持効果を無視。
3	(同上)	(同上)	3.0E-06	0.01	1.80E-09	2.07E-04	気相移行割合を ARF=3×10 ⁻⁶ , RF=1
4	(同上)	(同上)	3.0E-06	1 (建屋の保持 効果なし)	1.80E-07	2.07E-02	Case2 から建屋の 保持効果を無視。



図 12.3-1 ピン状燃料被覆管破損時の放射性物質の放出経路



図 12.3-2 TRU 核種の放出経路

# 13. まとめと今後の課題

本安全設計書では「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」に基づ く TEF-P 施設の設置許可申請のうち、安全設計に関わる部分について述べた。

2 章における設計方針、安全機能の機能別重要度分類、並びに、耐震設計上の重要度分類 に基づき、TEF-P 施設の主要施設・設備の具体的な設計方針及び基本設計結果を 3~11 章で 述べた。12 章では、運転時の異常な過渡変化および設計基準事故を抽出し、各々に対する外 部への影響を評価した。その結果、著しい外部影響がないことを示した。

上記の様に TEF-P 施設の安全設計は現在の許認可に適合する見通しを得たが、表 13-1 に示す 16 個の課題が抽出された。

建屋の設計に関する2課題として、TEF-Tとの取り合い検討、及び、固体廃棄物保管エリアの具体化に対応する必要があるが、これらは安全設計に直接影響する部分ではなく、今後の設計詳細化において対応する事が可能と考えられる。

運用への2つの制限事項として、ポリエチレンへの使用制限と、陽子ビームの運転時間制限 が挙げられたが、これらはいずれも実験上の重大な制約とはならないため、運転手引き等に明 示することで対応可能と考えられる。

安全評価の精度向上として5つの課題、また、設計の詳細化として5つの課題が挙げられた。 これらについては、いずれも今後行っていく必要があるものの、安全上の重要度は小さいと考 えられる。

最後に更なる安全対策として、ブロワの予備機設置と格子管の構造対策が挙げられた。この 2点に対しては現行の設計でも成立性が見込めるものの、今後重点的に検討を行っていく必要 がある。

施設・設備	番号	課題	分類	
施設・設備	1	・ビーム輸送室付近等の TEF-T との隣接部の詳細検討が必要	7 후 모 크고 크	
の配置	1	である。	建全政訂	
		・ポリエチレン等の一部の模擬物質に関しては、取扱い時の		
		臨界管理及び反応度事故の際に燃料溶融の恐れがあるため、		
	2	減速材対燃料の体積比を制限する必要がある。また、火災防	理用へ刑限	
		止対策として、MA 燃料と同時に使用しないこと及び金属で被	争供	
		覆すること等の制限を設ける必要がある。		
		・本報告書では、代表炉心の選定の際に比較的に評価が厳し	史ム萩年の	
	3	くなる対象として MA 装荷炉心を考慮した。今後、MOX 装荷炉	安全評価の	
		心についても同様の確認が必要である。	相皮凹上	
原子炉及び		・冷却機能喪失時に自然放熱状態で格子管集合体自体の温度		
炉心		も 200℃~300℃へ加熱される可能性がある。この場合の格子		
		管集合体の構造健全性維持について、構造解析等による確認		
	4	が必要である。その結果次第では、格子管等に対する構造対		
		策が必要になる場合がある。更に、これらの課題をクリアし	更なる安全	
		ても、炉心温度の上昇、低下により格子管集合体密着面の平	対策	
		面精度が維持できなくなり、実験精度が低下する恐れがある		
		ので、MA 燃料使用炉心では強制冷却系のブロワ故障への対策、		
		例えばブロワに予備機を設置することで、冷却機能喪失の可		
		能性を少なくする対策をとることが望ましい。		
		・MA 燃料用貯蔵庫及び MOX 燃料用貯蔵庫に対して、空調が長		
	5	期停止した場合でも燃料溶融には至らないと概略検討されて		
		いるが、今後、伝熱流動解析プログラムを用いて 3 次元モデ	安全証価の	
		ル等による詳細解析を実施し、冷却可能性を確認していく必	女 主 叶 画 い 特 庄 向 ト	
拔燃料物质		要がある。また、最終ヒートシンクとなっている燃料取扱室	伯及内工	
核燃料物質 貯蔵設備		の熱容量は十分に大きいことが期待されるが、燃料取扱室お		
		よび室内の空気温度の上昇速度を確認する必要がある。		
		・ウラン燃料を格納するバードケージの臨界防止について、		
	6	FCA の実績から成立見込みがあるが、今後、無限にバードケー	安全評価の	
	0	ジが配列された条件で、空気中水分率について想定し得る最	精度向上	
		も厳しい条件を設定して評価を行う必要がある。		

表 13-1 安全設計上の課題等(1/2)

施設・設備	番号	課題	分類
	7	・核計装設備の各系統について、計測対象の出力範囲を明確	設計の
	(	化する必要がある。	詳細化
利润出御衣		・核計装設備の安全出力系の回路は、「通常運転モード」と「陽	売主の
<b></b> 们们们们不	8	子ビーム運転モード」で同一の回路で計測、監視することと	設計の
心山地民		している。回路の構成、応答特性等の設計を具体化する。	市平市田1L
	0	・原子炉スクラム設定値については、誤差の積み上げ等を今	安全評価の
	9	後検討する必要がある。	精度向上
	1.0	・固体廃棄物保管エリアは具体的な部屋を確保する必要があ	冲已机制
放射性廃棄	10	る。	建全政计
物廃棄施設	11	・陽子ビーム輸送系を含む液体廃棄物廃棄設備系統の概念を	設計の
	11	検討する必要がある。	詳細化
	12	・線量制限値を満たすために、燃料を装荷した炉心に陽子	
		ビームを入射する実験では、陽子ビームの運転を3か月あ	
		たり 50 時間未満に制限する必要がある。また、陽子ビー	運用へ制限
放射線管理		ムを裸の鉛ターゲットに入射する試験運転では、陽子ビー	事項
施設		ム出力を 3W に制限し、陽子ビームの運転を 3 か月あたり	
		50時間未満に制限する必要がある。	
	13	・陽子ビーム輸送室の後方散乱用の遮へいについては不足し	安全評価の
		ている可能性があるので詳細な検討を要する。	精度向上
換気空調	1.4	・負圧の区域設定及び具体的な機器設計を検討する必要があ	設計の
設備	14	る。	詳細化
		・圧縮空気設備及び消火設備については、今後の詳細設計	割判の
補助施設	15	に先立ち安全設計方針を定め、設計・評価を行う必要があ	設計の
		る。	計 和11
		・「運転時の異常な過渡変化」の判断基準である「(ii)炉	
安全評価		心を構成する格子管等に有意な変形が生じる温度を下回	雨わて空谷
	16	ること」について、今後実施する構造解析の結果次第では、	史 な る 女 主 対 等
		過渡変化に伴う温度上昇による格子管の有意な変形に対	刈來
		して構造対策を講じる必要がある。	

表 13-1 安全設計上の課題等(2/2)

参考文献

- [1] 大井川宏之 他,"核変換実験施設の概念検討(1)核変換物理実験施設の概要", JAERI-Tech 2000-062 (2000), 64p.
- [2] 大井川宏之 他, "核変換実験施設の概念検討(3)核変換物理実験施設の検討", JAERI-Tech 2002-037 (2002), 220p.
- [3] 辻本和文 他,"核変換実験施設の概念検討(4)核変換物理実験施設の安全性検討", JAERI-Tech 2003-085 (2003), 158p.
- [4] 菅原隆徳 他,"核変換実験施設の概念検討(5)MA 燃料取扱いに関する検討", JAEA-Technology 2014-044 (2015), 59p.
- [5] 西原健司 他, "MA 燃料遠隔取扱試験設備の製作及び試験結果,1; 燃料冷却試験装置", JAEA-Technology 2015-051 (2016), 47p.
- [6] 江口悠太 他, "MA 燃料遠隔取扱試験設備の製作及び試験結果,2; 格子管の熱通過パラメ ータの評価", JAEA-Technology 2015-052 (2016), 34p.
- [7] 田澤 勇次郎 他, "MA 燃料遠隔取扱試験設備の製作及び試験結果,3; 燃料装填試験装置", JAEA-Technology 2016-029 (2016/12), 52p.
- [8] 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]平成 29 年 6
   月 14 日付.
- [9] J-PARC センター 核変換ディビジョン "J-PARC 核変換実験施設 技術設計書-ADS ターゲット試験施設(TEF-T)-", JAEA-Technology 2017-003 (2017), 539p.
- [10] 菅原隆徳 他,"核変換物理実験施設用 MA 燃料被覆管を想定した被覆管破裂試験", JAEA-Research 2017-011 (2017), 35p.
- [11] V. S. Yemelyanov, et al., "The Metallurgy of Nuclear Fuel Properties and Principles of the Technology of Uranium, Thorium and Plutonium," International Series of Monographs in Nuclear Energy, Volume 104, p. 100, Pergamon Press, 1969.
- [12] T. GOORLEY, et al., "Initial MCNP6 Release Overview," Nucl. Technol., 180, 298-315 (2012).
- [13] K. SHIBATA, et al., "JENDL-4.0: A new library for nuclear science and engineering," J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1-30 (2011).
- [14] The Metallurgy of Nuclear Fuel Properties and Principles of the Technology of Uranium, Thorium and Plutonium," International Series of Monographs in Nuclear Energy, Volume 104, p. 100, Pergamon Press, 1969.
- [15] S. Saito "EXCURS A computing programme for analysis of core transient behavior in a sodium cooled fast reactor," JAERI-M 7280 (1977), 67p.
- [16]「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」(平成元年3月27日付け原子力安 全委員会了承、平成13年3月29日付け原子力安全委員会一部改訂)
- [17] 資料 29 原機(安)007 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], p.6-2-44, 平成 29 年 6 月.
- [18] 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日付け原子 力安全委員会決定、平成13年3月29日付け原子力安全委員会一部改訂)
- [19] International Commission on Radiological Protection, "The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public, an Extension of ICRP Publications 68 and 72 (CD-ROM)," International Commission on Radiological Protection (2002).
- [20] 「MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書」、JAEA-Technology 2010-004 (2010), 124p.
- [21] MOX 燃料加工施設 新規制基準に対する適合性 【安全機能を有する施設及び安全上重要 な施設の選定】(平成 26 年 3 月 25 日 日本原燃株式会社) pp. 29-30.
- [22] 安藤真樹 他, "FCA XVIII 集合体における特性試験及び臨界性解析", JAERI-Data/Code 98-012 (1998), 35p.
- [23] 川崎幸三 他, 私信 (1993).
- [24] 藤崎伸吾 他, 私信 (1971).
- [25] T. Sato, et al., "Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52," J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, pp.913-923, (2013).

## 謝 辞

J-PARC センター核変換ディビジョンの前川藤夫副ディビジョン長には、報告書の査読を担当していただき、数多くの有用な助言を頂きました。深く感謝いたします。

本報告書の内容は、核変換技術研究開発補助事業によって得られた成果を含みます。

### 付録 A.1 安全上の重要度分類の設定

法令要求事項の整理、安全解析予備検討の結果及び他の試験研究炉の審査状況等を基に、 TEF-P 施設における安全重要度分類を設定する。

#### A.1.1 基本的な考え方

試験炉設置許可基準規則の第12条第1項において、「安全施設は、その安全機能の重要 度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。」とされており、同条の解釈 第1項において、「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、 研究炉安全設計審査指針の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分 類に関する基本的な考え方」(以下、「安全重要度分類の基本的な考え方」という)による旨 記載されている。

したがって、新規制基準においても、従来どおり研究炉安全設計審査指針の安全重要度 分類の考え方を踏襲していると考えられる。

研究炉安全設計審査指針の「安全機能の重要度分類の基本的な考え方」では、安全機能 を有する構築物、系統及び機器をそれが果たす安全機能の性質に応じて PS 及び MS の 2 種 類に分類し、安全上の機能別重要度分類を表 A. 1-1 のように定義している。また、表 A. 1-2 及び表 A. 1-3 に示す重要度分類の例が記載されおり、付録として重要度分類例の根拠につ いても記載されている。

ここでは、研究炉安全設計審査指針の「安全機能の重要度分類の基本的な考え方」に記載される水冷却型の試験研究炉の例を参考として、TEF-P 施設の特徴や安全解析予備検討の結果等を踏まえた上で、TEF-P 施設の安全重要度分類を検討する。

また、他の試験研究炉の安全重要度分類の審査状況についても参考とした。

#### A.1.2 安全重要度分類の詳細

TEF-P 施設の安全重要度分類については、研究炉安全設計審査指針の「安全機能の重要 度分類の基本的な考え方」に記載される重要度分類に関して、報告書^[3]の検討をベースに、 安全解析の予備検討の結果や他の試験研究炉の審査状況等を考慮して、これまでの安全重 要度分類を行った。

他の試験研究炉では、新規制基準の適合性審査のヒアリング等において、機能喪失時の 影響等の設定根拠も合わせて安全重要度分類を説明していることを考慮し、安全解析の予 備検討結果等を参考に設定根拠も合わせて整理した。また、他の試験研究炉の安全重要度 分類では、これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では対象としていない廃液槽(廃液タン ク)、換気設備及びユーティリティ設備等についても安全重要度を設定しているものもある。 これも踏まえて、TEF-P 施設での安全重要度分類の設定対象を追加した。安全重要度分類 の結果を表 A. 1-4 及び表 A. 1-5 に示す。

安全解析予備検討として実施した全機能喪失時の評価として、付録 A.2 で示されるよう

に、「炉心冷却機能喪失時の炉心温度評価」から、MA 燃料の発熱による燃料の健全性への 影響ない。そのため、TEF-P 施設では、その損傷又は故障により発生する事象によって燃 料の多量の破損を引き起こすおそれがなく、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれ がないと考えられる。このため、クラス1に該当する構築物、系統及び機器はなく、クラ ス2又はクラス3に分類されることとなる。

以下では、従来の TEF-P 施設の安全重要度分類から新たに追加したもの及び特に注意が 必要と考えられるものについて補足する。

(a) PS 機能

① MA 燃料炉心冷却系

これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では、MA 燃料装荷時に炉心冷却機能を喪失 しても燃料の健全性は維持されるとの評価に基づき、PS-3 としている。

② 燃料貯蔵庫(MA 燃料)

これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では、燃料貯蔵庫は放射性物質の貯蔵機能 を有するとして、研究炉安全設計審査指針の「安全重要度分類の基本的な考え方」に おける水冷却型炉の例に合わせて、PS-3 としている。

MA 燃料貯蔵庫の損傷時の影響については、付録 A.3 で示されるように、「燃料貯蔵 設備棚、収納容器等の破損」の評価結果により、被ばく量は約 0.23mSv となっている。 このため、MA 燃料貯蔵庫については PS-2 とした。

MA燃料以外の貯蔵庫については、従来どおり PS-3 とした。

③ 発熱性燃料貯蔵庫換気空調系

これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では、発熱性燃料貯蔵庫換気空調系による 強制冷却機能喪失時には、MA 燃料及び MOX 燃料の発熱により、燃料の健全性及び貯蔵 庫天井コンクリートの健全性に影響するおそれがあるとして、通常時の冷却機能を PS-2 としていた。参考文献[4]及び付録 B.3 の検討で示されるように、安全解析の予 備検討の結果により、MA 燃料の冷却機能が喪失しても燃料の健全性は維持されること から、PS-3 とした。

④ 廃液槽(廃液タンク)

STACY では、放射性物質の貯蔵機能を有するとして、極低レベル廃液であっても PS-3 としている。また、NSRR でも廃液タンクを PS-3 としており、原子力科学研究所放射 性廃棄物処理場でも処理済廃液貯槽のような濃度確認後に排出可能なレベルの廃液貯 槽も PS-3 としている。

TEF-P 施設の廃液タンクについては、内包される放射性物質量は小さく、機能喪失時の影響も十分小さいことから、これまでの安全重要度分類には記載がなかったものと考えられるが、他の試験研究炉の申請状況を鑑みて、ここでは PS-3 とすることとした。 ⑤ 燃料移送装置、MA 燃料装荷装置等

これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では、燃料取扱設備については燃料を安全 に取扱う機能を有するとして、研究炉安全設計審査指針の「安全重要度分類の基本的 な考え方」における水冷却型炉の例に合わせて、PS-3 としている。 ここでも、燃料移送装置については、同様に、PS-3 とした。ただし、MA 燃料装荷装置については、12 章で示されるように、MA 燃料取扱装置の使用時における「ピン状燃料の破断事故」の評価結果により、被ばく量は 0.69mSv となっていることから、PS-2 とした。

⑥ 原子炉制御系、計測制御系(核計装及びプロセス計装)

JRR-3、NSRR、STACY、KUCA では、原子炉制御系、計測制御系(核計装及びプロセス 計装)について、その故障により異常状態の起因事象になるものとして、PS-3 として いる。

TEF-P 施設のこれまでの安全重要度分類には記載がないが、TEF-P 施設においても同様であると考えられ、また、研究炉安全設計審査指針の「安全重要度分類の基本的な考え方」における水冷却型炉の例としても PS-3 に分類されていることから、ここでは PS-3 とした。

⑦ 電源設備(非常用電源を除く)

JRR-3 では、電源喪失時にも原子炉の安全停止に必要な電源は非常用電源設備から 給電されるが、異常状態の起因事象となるものとして、PS-3 としている。一方、STACY、 NSRR 等の他の試験研究炉の安全重要度分類には記載がない。

TEF-P 施設のこれまでの安全重要度分類には記載はなく、また、研究炉安全設計審 査指針の「安全重要度分類の基本的な考え方」における水冷却型炉の例でも記載がな いことも考慮し、ここでは対象外とした。他の試験研究炉の審査状況によっては、PS-3 となる可能性がある。

⑧ 圧縮空気設備

STACY では、換気空調設備の負圧調整を機能させる観点から、PS-3 としている。一方、その他の試験研究炉の安全重要度分類には記載がない。

TEF-P 施設のこれまでの安全重要度分類には記載はなく、また、研究炉安全設計審 査指針の「安全重要度分類の基本的な考え方」における水冷却型炉の例でも記載がな いことも考慮し、ここでは対象外とした。他の試験研究炉の審査状況によっては、PS-3 となる可能性がある。

- (b) MS 機能
- 炉外排気系、陽子ビーム室排気系、管理区域排気系、グローブボックス(GB)排気系 NSRRでは、原子炉建屋排気系統を異常状態への対応上必要な系統であり、負圧維持 及び放射性物質の放出低減の観点から、MS-3としている。また、STACYでは、気体廃 棄物処理設備を放射性物質の閉じ込め及び放出低減の観点から、MS-3としている。な お、JRR-3では、換気系について安全重要度分類に記載はないが、原子力規制委員会 より審査会合において換気系の安全機能について再考するようコメントされている。

これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では炉内排気系のみ MS-3 としているが、炉 室以外での事故時等においては、各排気系統から排気することにより放射性物質を低 減する機能を有することから、ここでは各排気系統すべて MS-3 とした。 ② 原子炉建屋(一次容器、二次容器を含む)

研究炉安全設計審査指針の「安全重要度分類の基本的な考え方」における水冷却型 炉の例では、原子炉建屋は高出力炉及び中出力炉は MS-2、低出力炉は MS-3 に分類さ れており、他の試験研究炉における原子炉建屋についても、これと整合がとれている (JRR-3 は MS-2、STACY 及び NSRR は MS-3)。

一方、これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では、原子炉建屋(二次容器)を MS-2 としている。これは、仮想事故等において環境へ放出される放射性物質の評価条件と して二次容器の気密性を考慮していることから、暫定的に MS-2 に設定したものである。

新規制基準においては仮想事故の想定は要求されておらず、また、事象選定の見直 しにおいても二次容器の気密性を期待する事象はないことから、研究炉安全設計審査 指針に合わせて、MS-3 としてもよいと考えられる。

また、二次容器以外の原子炉建屋についても、上記の排気系統とあいまって、放射 性物質放出低減機能を有することから、ここでは MS-3 とした。

③ 排気筒

STACY 及び NSRR では放射性物質の放出低減の観点から MS-3 としており、JRR-3 では MS-2 としている。研究炉安全設計審査指針の「安全重要度分類の基本的な考え方」に おける水冷却型炉の例でも、低出力炉は MS-3、中出力炉及び高出力炉は MS-2 に分類 されており、整合がとれている。

これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では記載がないが、排気系と同様に、放射 性物質の放出低減機能を有することから、ここでは MS-3 とした。

④ 放射線監視設備

事故時のプラント状態の把握に必要な機能として、放射線モニタについては、研究 炉安全設計審査指針の「安全重要度分類の基本的な考え方」における水冷却型炉の例 では、高出力炉、中出力炉及び低出力炉とも MS-2 に分類されている。一方、STACY で は、放射能インベントリが小さく、設計基準事故時にプラント状態把握機能に期待す る必要がないとして、MS-3 としている。また、NSRR や KUCA でも、同様に、放射線モ ニタは MS-3 としている(ただし、NSRR については、ヒアリングでその根拠の明確化を 求められている)。なお、JRR-3 では、研究炉安全設計審査指針の例と同じ MS-2 とし ている。

これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では、研究炉安全設計審査指針と整合をとって、MS-2 としている。STACY や NSRR と同様に MS-3 とすることも考えられるが、新規制基準での MS-2 と MS-3 の区分が明確ではないことを考慮し、ここでは従来どおり MS-2 とした。他の試験研究炉の審査状況によっては、今後、MS-3 に見直す可能性もある。

⑤ 排気筒モニタリング設備

研究炉安全設計審査指針の「安全重要度分類の基本的な考え方」における水冷却型 炉の例では、原子炉建屋放射線モニタについては記載されているが、排気筒モニタに ついては記載されていない。一方、STACY では、放射能インベントリが小さく、設計 基準事故時においても、プラント状況把握機能に期待する必要はないため、MS-3としている。JRR-3及び NSRR でも、異常時の対応上必要な設備として MS-3としている。

TEF-P 施設のこれまでの安全重要度分類には記載がないが、TEF-P 施設においても同様であると考えられるので、ここでは MS-3 とした。

⑥ MA 燃料貯蔵換気空調系の切替ダンパ等

これまでの TEF-P 施設の安全重要度分類では、発熱性燃料貯蔵庫換気空調系による 強制冷却機能喪失時には、MA 燃料および MOX 燃料の発熱により、燃料の健全性及び貯 蔵庫天井コンクリートの健全性に影響するおそれがあるとして、通常時の冷却機能を PS-2 とするとともに、電源喪失時等の異常時に空調系を自然循環モードに切り替える ためのダンパ等を MS-2 としていた。

参考文献[4]及び付録 B.3 の検討で示されるように、MA 燃料の冷却機能が喪失して も燃料及びコンクリートの健全性は維持されるとの評価に基づき、ここでは、切替ダ ンパを MS-3 とした。

	安全機能を有しない 構築物、系統及び 機器	I	I	I	安全機能以外の機能 のみを行うもの。
する構築物、系統及び機器	MS:異常の影響緩和の機能を有するもの。 (原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止 し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公 衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過 度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有 するもの。)	<ul> <li>(MS-1)</li> <li>1)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射 線の影響を防止する構築物、系統及び機器</li> <li>2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器</li> </ul>	<ns-2> 1)PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及 ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さく するようにする構築物、系統及び機器 2)異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び 機器 3)安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器</ns-2>	<ns-3> I)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 2)異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器</ns-3>	Ι
安全機能を有	PS:異常の発生防止の機能を有するもの。 (その機能喪失により、原子炉施設を異常 状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線 業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼす おそれのあるもの。)	<ps-1> その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおでがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれの終発しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器</ps-1>	〈PS-2〉 その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	(PS-3) 1)異常状態の起因事象となるものであっ て、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び 機器 2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常 運転時に支障のない程度に低く抑える構 築物、系統及び機器	Ι
	設計上の基本的目標	合理的に達成しうる最高度の信頼性を確保し、かっ の(維持すること。	高度の信頼性を確保し、 かつ、維持すること。	一般の産業施設と同等以 上の信頼性を確保し、か つ、維持すること。	連しない構築物、系統及
	分類	クラス1	クラス2	クラス3	安全に関 び機器

表 N. 1-1 安全上の機能別重要度分類に係る定義

			重要度クラス	ス	
安全機能	構築物、系統及び機器	高出力炉 (10MW以上 50MW以下)	中出力炉 (500kW以上 10MW未満)	低出力炉 (500kW未満)	備考
過剰な反応度の印加防止	制御棒ストッパ機構	PS-2	PS-2	PS-2	1)
炉心の形成	炉心支持構造物	PS-2	PS-2	PS-2	
	燃料	PS-2	PS-2	PS-2	2)
炉心の冷却	一次冷却系設備	PS-2	PS-3	PS-3 —	3)
	2次冷却系設備	PS-3	PS-3	PS-3	
放射性物質の貯蔵	核燃料物質貯蔵設備	PS-3	PS-3	PS-3 —	
	放射性固体・液体廃棄 物処理施設	PS-3	PS-3	PS-3	
燃料を安全に取扱う機能	核燃料取扱設備	PS-3	PS-3	PS-3 —	
冷却材の循環	一次冷却系設備 (主循環ポンプ)	PS-3	PS-3	PS-3 —	
プラント計測・制御	反応度制御系、 計測制御系	PS-3	PS-3	PS-3	
冷却材へのFP放散防止	燃料被覆材	PS-3	PS-3	PS-3	
<ul> <li>(冷却ループ設備)</li> <li>冷却材バウンダリ</li> <li>保護機能</li> <li>試料冷却</li> </ul>	外套管耐圧管一次系	PS-2 PS-2 PS-2	PS-3 PS-3 PS-3		

表 A. 1-2 PS 機能の重要度分類例(参考用)

(注) -は原子炉施設により該当しない場合があることを示す。

1)研究炉は、冷却材圧力が低く、また、制御棒が軽量であることから、制御棒駆動機構のハウジングの破損又は制御棒カ ップリングの破損による制御棒の飛び出しは考え難いため、PS-2とする。

2)研究炉の炉心に装荷される燃料は軽量かつ少数なので、炉心支持構造物に負荷される荷重が小さく、炉心は原子炉容器等の下部に強固に据え付けられ脱落を防止する構造となっており、また、冷却材の温度・圧力が低いことから、炉心支持構造物の損傷が直ちに多量の核分裂生成物の放出を伴う事故に進展するおそれは小さいため、PS-2とする。

3)研究炉では、加圧型の高出力炉においても、1次冷却系の圧力は 20 kg/cm²未満であり、また、その温度は 50℃程度で あることを考えると、冷却材バウンダリとしての耐圧上の重要度は特に高くない。このため、高出力炉については PS-2 とし、中出力炉及び低出力炉においては耐圧上の重要度が低いので PS-3 とする。

		ļ	重要度クラス		
安全機能	構築物、系統及び機器	高出力炉 (10MW以上 50MW以下)	中出力炉 (500kW以上 10MW未満)	低出力炉 (500kW未 満)	備考
原子炉の緊急停止及び 未臨界維持	制御棒、スクラム機構	MS-1	MS-2	MS-2	1)
停止後の炉心冷却	崩壊熱除去設備(補助ポンプ 等)	MS-2	MS-3 —	—	2)
炉心の冠水維持	サイフォンブレーカ、 冠水維 持バウンダリ	MS-2	MS-2 MS-3	—	3)
放射性物質の閉じ込め、 遮へい及び放出低減	非常用排気設備	MS-2	MS-2	MS-3 —	4)
	原子炉建屋、排気筒	MS-2	MS-2 —	MS-3 —	5)
工学的安全設備及び停	停止系	MS-1	MS-2	MS-2	
止糸への作動信号の発 生	安全保護系 工学的安全施設	MS-2	MS-3	MS-3	6)
安全上重要な関連機能	非常用電源設備	MS-2	MS-2	—	7)
事故時のプラント状態	原子炉建屋放射線モニタ	MS-2	MS-2	MS-2	
の把握、緊急時対策上重要なもの	原子炉プール水位計、使用済 燃料貯蔵プール水位計	MS-3	MS-3	MS-3 —	
	通信連絡設備、消火系、 避難通路、非常用照明	MS-3	MS-3	MS-3	
制御室外安全停止	制御室外原子炉停止装置	MS-3	MS-3	MS-3	
原子炉圧力上昇緩和	逃がし弁	MS-3	MS-3	—	
(実験設備) 炉心の冠水維持に必要 な機能	水平実験孔(水止用板)	MS-2	MS-2 MS-3	_	
<ul><li>(照射ループ設備)</li><li>保護機能</li></ul>	安全弁、逃がし弁	MS-2	MS-3	_	
符に里安な計測	圧力計、温度計	MS-2	MS-3 —	_	

表 A.1-3 MS 機能の重要度分類例(参考用)

(注) -は原子炉施設により該当しない場合があることを示す。

1)高出力炉の場合、制御棒及びスクラム機構については、熱出力及び放射能インベントリが比較的大きいので、MS-1と する。中出力炉及び低出力炉は、これらの運転形態から日常の点検頻度が多く、かつ、保守点検性及び接近性も良い ことから、MS-2とする。

2)高出力炉では、崩壊熱除去に強制冷却が必要であるが、発電用軽水炉に比べ強制却却を必要とする時間が短いことから MS-2 とする。中出力炉では崩壊熱除去設備を必要とする場合においても、崩壊熱が小さいので MS-3 とする。

- 3)高出力炉及び中出力炉では、1次冷却系配管等の破損による冷却材流出に対して、炉心冠水維持のためのサイフォンブレーク弁、サンプピット再循環設備等が適切に機能することが要求される。これらの機器の重要度は、冷却材の流出過程、冠水維持設備全体としての構成、バックアップとしての給水手段等により総合的に判断する必要がある。研究炉では、1次冷却系の大口径の破断は想定し難く、したがって、冷却材流出事故における炉心水位の低下時間が比較的長く、その間の炉心温度の著しい上昇はなく、また、運転員による補給水の注水作業が期待できると考えられる。これらのことから、高出力炉については MS-2、その他については MS-2 又は MS-3 とする。
- 4)研究炉が内蔵する核分裂生成物量は、発電用軽水炉より2桁以上少なく、また、燃料の多量かつ急激な破損は想定されないことから、高出力炉及び中出力炉においては、MS-2とし、低出力炉においては、想定される核分裂生成物の放出量がさらに少ないことを考慮し、MS-3とする。
- 5)研究炉は、冷却系が内蔵するエネルギーが小さいので、事故時に大きな圧力が発生することは考え難く、かつ、燃料 破損が発生しても原子炉が停止されれば燃料からの核分裂生成物の放出が短期間に終了することから、原子炉建屋の 耐圧性及び高温・高圧下での核分裂生成物の長期保持性能を必要としない。したがって、高出力炉及び中出力炉の原 子炉建屋及び排気筒は、MS-2とする。低出力炉については、上記非常用排気設備と同様の理由により、MS-3とする。
- 6)本機能に係る機器の重要度は、当該作動信号を受ける設備又は系統の重要度と整合させるものとする。すなわち、高 出力炉においては、原子炉の緊急停止の機能に係る部分についてのみ MS-1 とし、これ以外の機能については MS-2 と する。
- 7)非常用電源設備の重要度は、商用電源喪失時に当該設備から受電する設備又は系統の重要度と整合させるものとする。 高出力炉においては、原子炉停止系及びこれに関連する安全保護系を MS-1 としているが、これらは一般にフェイル セーフの設計となっているので、この非常用電源設備は MS-2 とする。

### 表 A. 1-4 TEF-P 施設における安全機能の重要度分類(PS 機能) (1/3)

研多	管炉安全審 重要周	查指針 定分類例	におけ り	3		TEF	-Pにおける安全重要度分類		
	<b></b> 構筑 Ma	重要	要度分	類例	楼帘舫				/歩 →.
安全 機能	構築物、 系統及び 機器	高出 力炉	中出 力炉	低出 力炉	構築物、 系統及び 機器	安全機能	重要度分類の根拠	重要度 分類	偏考
過剰な 反印 加防止					制御棒駆 動機構	原子炉出 力の制御・ 停止機能	起動インターロックにより制御棒挿 入を規制することにより最大反応度 添加量を制限し、かつ、制御棒挿 入最大速度を制限することにより過 度の反応度添加率にならないように 設計としている。また、制御棒スクラ ム機構及び集合体スクラム機構 (MS-2)の作動により原子炉を停止 することができる。このため、燃料の 多量の破損を直ちに引き起こすお それはないが、敷地外への過度の 放射性物質を放出するおそれがあ るとして、PS-2とする。	PS-2	参考文献[3] 2.4.1(4)の記 載を参考に 記載
	制御 ^{本へ} 横 横 で 横 造 物	PS-2	PS-2	PS-2	PS-2	集合体駆 動機構	原子炉出 力の制御・ 停止機能	移動テーブルの前進速度を制限す ることにより過度の反応度添加率と ならない設計としている。また、制御 棒スクラム機構及び集合体スクラム 機構(MS-2)の作動により原子炉を 停止することができる。このため、燃 料の多量の破損を直ちに引き起こ すおそれはないが、敷地外への過 度の放射性物質を放出するおそれ があるとして、PS-2とする。	PS-2
					陽子ビー ム輸送機 構のビー ム出力調 整装置	陽子ビーム の強度調 整機能	10Wまでの陽子ビーム誤導入が起 こる可能性があるが、陽子ビーム輸 送機構の運転中はインターロックに より制御棒を挿入できないため、炉 心に反応度が添加されることはない 設計としている。また、制御棒スクラ ム機構及び集合体スクラム機構 (MS-2)の作動により原子炉を停止 することができる。このため、PS-3と する。	PS-3	参考文献[3] 2.3.2.2(4)を 参考に記載
炉心の 形成		炉心支持 構造物	PS-2	PS-2	PS-2	格子管集 合体、引 出し等	炉心形成 維持機能	炉心支持構造物等は十分な強度を 有しており、大規模な損傷は想定し がたいが、炉心支持構造体が損傷 し、燃料内に蓄積された希ガスおよ びハロゲンの全量が放出された場 合、敷地外への過度の放射性物質 の放出のおそれのある設備として、 PS-2とする。	PS-2
	燃料	PS-2	PS-2	PS-2	燃料板、 MA燃料	炉心形成 維持機能	同上	PS-2	同上
炉心の 冷却	一次冷却 系設備	PS-2	PS-3	PS-3	MA燃料炉 心冷却系	MA装荷炉 心の冷却 機能	冷却機能が喪失しても、燃料の制 限温度以下であり、過度の放射性 物質の放出のおそれはないことか ら、PS-3とする。	PS-3	付録A.2に示 す安全解析 備 始 郡 で 喪 の 後 能 や に 、 冷 が 、 冷 が 会 と 解析 、 、 に 示 予 備 検 知 で の 、 の で 安 全 解 析 、 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の 、 の
	二次冷却 系設備	PS-3	PS-3	PS-3	該当なし	_	_	_	

石	开究炉安全 重要	審査指針 夏度分類	計におけ 例	3		TEF-P	における安全重要度分類		
中心	構築物	重	要度分类	頁例	構築物	它人搬站		金田庄	備考
安至 機能	高余版 系統及び 機器	高出 力炉	中出 力炉	低出 力炉	高余祝 系統及び 機器	女 至 機 肥 詳 細	重要度分類の根拠	里安度 分類	
					燃料貯蔵 庫	放射性物 質の貯蔵 機能	貯蔵棚の損傷により、貯蔵物 の落下等が生じても、過度の 放射性物質の放出のおそれ はないことから、PS-3とする。	PS-3	
放射性の 貯蔵	核燃料物 質貯蔵設 PS- 備	PS-3	PS-3	PS-3	燃料貯蔵 庫(MA燃 料)	放射性物 質の貯蔵 機能	貯蔵棚の損傷によりカートリッジが落下してもピン状燃料の 被覆やペレットは破損すること はなく、燃料の多量の破損を 直ちに生じる恐れはないが、 敷地外への過度の放射性物 質の放出のおそれのある設備 として、PS-2とする。	PS-2	付録A.3に示す安 全解析予備検討 (全機能喪失の評 価で代表)では、被 ばく量が1.4mSvと 大きいため、PS-2と した。耐震Cなら PS-3とする。
					発熱性燃 料貯蔵庫 換気空調 系	貯蔵中の MA燃料の 冷却機能	冷却機能喪失しても、燃料の 健全性は維持される。また、自 然循環モードへの切替ダンパ (MS-3)を操作することで自然 循環による冷却に切り替えるこ とできる。過度の放射性物質 の放出のおそれはないため、 PS-3とする。	PS-3	付録B.3に示す安 全解析予備検討で は、冷却機能喪失 時にも燃料の健全 性は維持される。
	放射性固 体・液体 廃棄物処 理施設	PS-3	PS-3	PS-3	廃液タンク	放射性物 質の貯蔵 機能	貯蔵する廃液は低レベルであ り、貯槽が損傷したとしても過 度の放射性物質の放出のお それはないため、PS-3とする。	PS-3	NSRR 等他の試験 研究炉の安全重要 度分類では、非常 に低レベルの廃液 貯槽もPS-3としてい る。
					燃料移送 装置	放射性物 質の取扱 機能	燃料取扱い時に損傷したとし ても、過度の放射性物質の放 出のおそれはないため、PS-3 とする。	PS-3	
燃 安 取 援 能	核燃料取 扱設備	PS-3	PS-3	PS-3	MA燃料装 荷装置等	放射性物 質の取扱 機能	MA燃料カートリッジの取扱い時に、多量の燃料を損傷するおそれはないが、ピン状燃料を損傷すると敷地外への過度の放射線物質の放出のおそれがある設備として、PS-2とする。	PS-2	12.3.3.1で示される ように、「ピン状燃料 取扱中のピン状燃 料の破損事故」で は、被ばく量が 0.69mSvとなってい る。
冷却材 の循環	<ul> <li>一次冷却</li> <li>系設備(主</li> <li>循環ポン</li> <li>プ)</li> </ul>	PS-3	PS-3	PS-3	該当なし	_	_	_	

表 A. 1-4 TEF-P 施設における安全機能の重要度分類(PS 機能) (2/3)

研究	発炉安全箱 重要	昏查指針 度分類例	・におけ 列	る		TEF-F	における安全重要度分類		
安全 機能	構築物、 系統及 び機器	重9 高出 力炉	要度分辨 中出 力炉	領例 低出 力炉	構築物、 系統及び 機器	安全機能 詳細	重要度分類の根拠	重要度 分類	備考
プラント計 測・制御	反応 定 御 測 計 御 系	PS-3	PS-3	PS-3	原 系、 、 (御 系) ( ( ( ( ( ( ( ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) (	プラント 計御機能	原子炉の状態を監視するため の設備であり、その機能喪失又 はインターロックの不作動等によ り異常状態を引き起こす可能性 があるが、安全保護系(MS-2)の 作動により過度の放射性物質 の放出のおそれはない。異常状 態の起因事象となるものとして、 PS-3とする。	PS-3	報告書 ^[3] に記載 なし。JRR-3、 STACY、NSRR、 KUCAではPS-3と している。
冷却材へ のFP放散 防止	燃料被 覆材	PS-3	PS-3	PS-3	該当なし	-	_		
<ul><li>(冷却ル ープ設 備)</li></ul>									
冷却材バ ウンダリ	外套管	PS-2	PS-3	-	該当なし	_	_		
保護機能	耐圧管	PS-2	PS-3		該当なし		_	_	
試料冷却	一次系	PS-2	PS-3		該当なし		—	_	
<b>この</b> 他					電源設備 (非常用電 源設備を除 く)	_	JRR-3ではPS-3としているが、他 の試験研究炉では安全重要度 分類を設定していない。また、 研究炉安全設計審査指針でも 安全重要度分類の例の記載が ない。このため、対象外とした。	_	
C V J IH					圧縮空気 設備	_	STACYではPS-3としているが、 他の試験研究炉では安全重要 度分類を設定していない。ま た、研究炉安全設計審査指針 でも安全重要度分類の例の記 載がない。このため、対象外とし た。	_	

表 A. 1-4 TEF-P 施設における安全機能の重要度分類(PS 機能) (3/3)

研究	炉安全審查指 重要度分類	*針に‡ 頁例	おける		Т	EF-Pにおける多			
安全機能	構築物、系統 及び機器	重要 高出 力炉	度分数 中出 力炉	類例 低出 力炉	構築物、系統 及び機器	安全機能 詳細	重要度分類の根拠	重要度 分類	備考
原子炉の 緊急停止	安全棒、	MS-1	MS-9	MS-9	安全棒スクラ ム機構	原子炉出力の 制御・停止 機能	原子炉の緊急停止 及び未臨界の維持 を行う設備であり、 MS-2とする。	MS-2	
及び未臨 界維持	スクラム機構	MJ I	M3 2	M3 2	集合体スクラ ム機構	原子炉出力の 制御・停止 機能	原子炉の緊急停止 及び未臨界の維持 を行う設備であり、 MS-2とする。	MS-2	特記すべき関連系: 停電時用バッテリー
停止後の 炉心冷却	崩壊熱除去 設備(補助 ポンプ等)	MS-2	MS-3	_	該当なし	_	_	_	
炉心の 冠水維持	サイフォンブ レーカ、 冠水維持バ ウンダリ	MS-2	MS-2 MS-3	_	該当なし	-	_	_	
	非常用排気 設備 原子炉建屋				炉内排気系	放射性物質の 閉じ込め、遮 へい及び放出 低減機能	放射性物質の閉じ 込め及び放出低減 機能の観点から、 MS-3とする。	MS-3	
		MS-2	MS-2	MS-3	炉外排気系、 陽子ビーム室 排気系、管理 区域排気系、 GB排気系、 燃料取扱・ 装 用フード 排 気系	放射性物質の 閉じ込め、遮 へい及び放出 低減機能	放射性物質の閉じ 込め及び放出低減 機能の観点から、 MS-3とする。	MS-3	基本的に、建屋内の事 故時には放射性物質の 放出低減機能を有して いると考えられるので、 ここではMS-3とした。
放射性物 質の閉じ込 め、遮へい 及び放出 低減		률 MS-2	MS-2	MS-3	原子炉建屋 (二次容器)	放射性物質の 閉じ込め、遮 へい及び放出 低減機能	放射性物質の閉じ 込め、遮へい及び 放出低減機能の観 点から、MS-3とす る。	MS-3	特記すべき関連系:陽 子ビーム輸送機構隔離 報告書 ^[3] では、仮想事 故等において環境へ放 出される放射性物質の 評価条件として二次容 器の気密性を考慮して いた。新規制基準で は、仮想事故の想定は 要求されないため、ここ ではMS-3とした。
					原子炉建屋 (二次容器 以外)	放射性物質の 閉じ込め、遮 へい及び放出 低減機能	放射性物質の閉じ 込め、遮へい及び 放出低減機能の観 点から、MS-3とす る。	MS-3	これまでのTEF-Pの安 全重要度分類では、二 次容器のみMS-2として いたが、その他の建屋 についても排気系とあ いまって放射性物質の 放出低減機能を有する と考えられるため、ここ ではMS-3とした。
	排気筒	MS-2	MS-2	MS-3	排気筒	放射性物質の 閉じ込め、遮 へい及び放出 低減機能	放射性物質の放出 低減機能観点か ら、MS-3とする。	MS-3	建 屋、排 気 系と同 様 に、放射性物質の放出 低減機能を有すると考 えられるため、ここでは MS-3とした。

### 表 A. 1-5 TEF-P 施設における安全機能の重要度分類(MS 機能) (1/3)

研究均	『安全審査指針』 重要度分類例	こおけ	3		7	FEF-Pにおける	安全重要度分類		
安全機能	構築物、系統 及び機器	重要 高出 力炉	度分辨 中出 力炉	傾例 低出 力炉	構築物、系統 及び機器	安全機能 詳細	重要度分類の根拠	重要度 分類	備考
工学的安全設備及び停止系	安全保護系 (停止系)	MS-1	MS-2	MS-2	安全保護系 (停止系)	原子炉停止 信号発信 機能	原子炉の緊急停止 及び未臨界の維持 を行う設備であり、 MS-2とする。	MS-2	
への作動信号 の発生	安全保護系(工 学的安全施設)	MS-2	MS-3	MS-3	該当なし	_	_	_	
安全上重要な 関連機能	非常用電源 設備	MS-2	MS-2	_	非常用電源 設備	電源維持 機能	事象の進展におい て機能は期待してい ないが、外部電源喪 失時の対応に必要 なものとして、MS-3と する。	MS-3	
	原子炉建屋放 射線モニタ	MS-2	MS-2	MS-2	放射線監視 設備	事故時のプラ ント状態の把 握のため必要 な機能	事故の進展に直接 影響する機能ではな いが、作業者等の安 全確保の観点から、 異常状態への対応 上、特に重要な設備 として、MS-2とする。	MS-2	STACYは放射能イン ベントリが小さく、設計 基準事故時にプラント 状態把握機能に期待 する必要がないため、 緊急時対策に必要な 機能としてMS-3としてい る。NSRR、KUCAも同様 にMS-3としている。研 究炉安全設計審査指 針と整合をとり、ここで はMS-2としたが、他の 試験研究炉の審査状 況によってはMS-3に なる可能性がある。
事故時のプラン	ラン				排気筒モニタ リング設備	緊急時に 災害対策の ため必要な 機能	事故の進展に直接 影響する機能ではな いが、異常状態への 対応上、必要な設備 として、MS-3とする。	MS-3	NSRR、STACYでは放 射線モニタ、排気モニ タともMS-3としてお り、JRR-3では放射線 モニタはMS-2、排気 モニタはMS-3として いる。
▶ 状態の把握、 緊急時対策上 重要なもの					通信連絡設 備	緊急時に 災害対策の ため必要な 機能	事故の進展に直接 影響する機能ではないが、異常状態への 対応上、必要な設備 としてMS-3とする。	MS-3	
	通信連絡設備 、消火系、避難	MS-3	MS-3	MS-3	消火系(アル ゴン消火設 備)	緊急時に 災害対策の ため必要な 機能	事故の進展に直接 影響する機能ではな いが、異常状態への 対応上、必要な設備 としてMS-3とする。	MS-3	
	通路、非常用 照明	1110 0	1010 0	1010 0	避難通路	緊急時に 災害対策の ため必要な 機能	事故の進展に直接 影響する機能ではな いが、異常状態への 対応上、必要な設備 としてMS-3とする。	MS-3	
					非常用 照明	緊急時に 災害対策の ため必要な 機能	事故の進展に直接 影響する機能ではな いが、異常状態への 対応上、必要な設備 としてMS-3とする。	MS-3	
制御室外 安全停止	制御室外原子 炉停止装置	MS-3	MS-3	MS-3	制御室外安 全停止装置		安全保護系(停止 系)とあいまって、事 象を緩和する設備で あることから、MS-3と する。	MS-3	
原子炉圧力 上昇緩和	逃がし弁	MS-3	MS-3	_	該当なし		_	_	

### 表 A. 1-5 TEF-P 施設における安全機能の重要度分類(MS 機能) (2/3)

研究炉	安全審查 重要度分	指針に 類例	おける	>	1	TEF-Pにおける			
安全機能	構築物、 系統及び 機器	重要 高出 力炉	夏度分裂 中出 力炉	類例 低出 力炉	構築物、系統 及び機器	安全機能 詳細	重要度分類の根拠	重要度 分類	備考
炉心の冠水 維持に必要 な機能	水平実験 孔(水止 用板)	MS-2	MS-2 MS-3	_	該当なし			_	
保護機能	安全弁、 逃がし弁	MS-2	MS-3	_	該当なし	_	_	-	
特に重要な 計測	圧力計、 温度計	MS-2	MS-3	—	該当なし			-	
貯蔵中の MAの冷却 機能	_	_	_	_	発熱性燃料 貯蔵庫換気 空調系の切 替ダンパ等	貯蔵中のMA 燃 料 及 び MOX燃料の 冷却機能	発熱性燃料貯蔵庫 換機定要失時に自然 循環モードに切り替 えるための設備であ るが、冷却機能喪失 時にもMA燃料の健 全性に影響はないこ とから、MS-3とする。	MS-3	付録B.3に示す安全解 析予備検討では、冷却 機能喪失時にも燃料の 健全性は維持される。
出力上昇の 抑制機能	_	_	_	_	制 御 棒 挿 入 及 び 集 合 体 ロック	出力上昇の 抑制機能	安全保護系(停止系) とあいまって、事象を 緩和する設備である ことから、MS-3とす る。	MS-3	報告書 ^[3] において、発 電用軽水型原子炉施 設の安全機能の重要度 分類に関する審査指針 のPWR/BWRの例では 制御棒引抜きインターロ ック等をMS-3としている ことから、TEF-Pでの左 記インターロックをMS-3 に設定したもの。
					陽子ビーム輸 送 機 構 のビ ーム停止イン ターロック	陽子ビームの 停止機能	安全保護系(停止系) とあいまって、事象を 緩和する設備である ことから、MS-3とす る。	MS-3	同上

表 A. 1-5 TEF-P 施設における安全機能の重要度分類(MS 機能) (3/3)

# 付録 A.2 炉心冷却機能喪失時の炉心温度評価

冷却機能喪失時の炉心温度評価を実施した。なお、本評価結果により、成立条件として、 これまでの設計に対して格子管集合体の積層数を 51 行×51 列から 35 行×35 列に変更し、 MA 燃料の発熱密度を従来の 0.75 倍(5W/ピン×0.75=3.75 W/ピン)とする必要があると の結論に至った。

### A.2.1 TEF-P 炉心温度評価

TEF-P 炉心冷却機能喪失時の解析として、表 A. 2-1 に示す 8 ケースを検討した。本検討 では、従来の設計の 51 行×51 列の格子管集合体及び発熱密度(5W/ピン)を基準として、 格子管集合体サイズ、発熱密度、自然放熱の促進対策等のサーベイを行い、冷却機能喪失 時の自然放熱状態においても判断基準(制限温度)を満たすために必要な条件を明らかに することを目標とした。

No	体系格 子管数	MA 領域	MA 外周部	燃料ピ ン出力	分離/ 密着	その他条件	解析結果等
1	$51 \times 51$	5×5 (25 カランドリア)	鉛 (最小炉心)	5W/ピン	分離	_	MA381℃ 引出し 350℃程度
2	$51 \times 51$	5×5 (25 カランドリア)	鉛 (最小炉心)	5W/ピン	密着	核出力 0.5kWを 考慮	MA526℃ 核出力なしの結果 500℃+(25~30℃)
3	$35 \times 35$	5×5 (25 カラント゛リア)	全て空格子管	5W/ピン	密着	核出力分の 温度上昇は 考察で考慮	格子管集合体を小さ くした場合の効果を みる。軸方向長さは 変更なし。(MA772℃)
4	$51 \times 51$	5×5 (25 カランドリア)	MA外周の3層 を鉛	5W/ピン	密着	同上	MA 周りに最小限の充 填物装荷を約束する 場合の効果をみる。 奥行き方向の充填範 囲は最小炉心と同 じ。(MA567℃)
5	$35 \times 35$	5×5 (25 カランドリア)	全て鉛 (全装荷炉心)	5W/ピン	密着	同上	燃料温度が、鉛が溶 融しない条件 320℃ 以下となるか確認す る。(MA369℃)
6	$35 \times 35$	5×5 四隅除く (21 カランドリア)	全て鉛 (全装荷炉心)	5W/ピン	密着	同上	同上 (MA339℃)
7	35×35	5×5 (25 カラント゛リア)	全て鉛 (全装荷炉心)	5W/ピン ×0.75	密着	核出力分の 温度上昇は 考察で考慮	燃料温度が、鉛が溶 融しない条件 320℃ 以下となる程度まで 出力密度を小さくす る。(MA294℃)
8	35×35	5×5 (25 カランドリア)	全て鉛 (全装荷炉心)	5W/ピン ×0.75	密着	核出力 0.5kW を 考慮	No.7 の条件に核出力 分を加えた実条件に 沿った解析で最終確 認する。(MA303℃)

表 A. 2-1 TEF-P 炉心冷却機能喪失時の炉心冷却特性解析

表 A. 2-1 の解析ケース No1~No4 の炉心は、MA 外周部(ドライバ燃料又は鉛が装填されている場合はその外側の領域)は空格子管で構成されている。空格子管は自然放熱状態では熱抵抗として作用するため、分離状態でも炉心最高温度が 381℃(解析ケース No. 1)となり、判断基準として設定するカランドリア中の鉛が溶融しない条件 320℃55を超える。

そのため、表 A. 2-1 の解析ケース No5 以降では、自然放熱を促進するため、ドライバ燃料領域の外側の全ての格子管にも引出しを装荷する炉心(全装荷炉心)を対象とした。なお、引出しに装填する模擬物質としては、炉心構成の自由度(炉心模擬物質装荷の自由度)を確保するため、熱伝導率が悪い鉛(Pb)を仮定し、保守的な結果が得られるよう設定した。また、これらの解析ケースでは、格子管集合体サイズは 35 行×35 列を前提とする。更に、いずれのケースにおいても集合体密着状態とする。

1) 解析ケース No.5:35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子)

①解析モデル

格子管集合体サイズは 35 行×35 列とし、5×5 の MA 領域以外の全ての格子管には、鉛 を装填した引出し(鉛装填引出し)を装荷する。軸方向長さは従来の設計(26 ユニット⁸⁶) で固定する。MA 燃料は 5×5 カランドリア装荷領域に装荷する。解析モデルを図 A. 2-1 に示す。



35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子) 図 A. 2-1 解析モデル(解析ケース No. 5)

85 鉛の融点 327℃

⁸⁶ ユニットは、軸方向に沿って 5.08cm(=2 インチ)毎の領域を表す単位とする。

②解析条件

発熱条件は炉心全体で3kWとし、MA燃料を装荷する5×5格子管領域に一様発熱を設定する。集合体外側境界条件は、密着面以外は自然対流熱伝達条件を設定する。密着面は集合体密着状態を想定して断熱条件とする。

③解析結果

解析結果として、体系全体の温度分布を図A.2-2に示す。炉心最高温度は369℃である。比較として実施した51×51格子管集合体の全装荷炉心体系の結果(373℃)と比べて、4℃程度の低減効果である。



35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子) 図 A. 2-2 温度分布(解析ケース No. 5)

2) 解析ケース No.6: 35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(21 格子)

解析ケース No.5 に対して、MA 燃料領域を減らした場合の炉心最高温度を確認する。 ①解析モデル

格子管集合体サイズは 35 行×35 列とし、MA 領域以外の全ての格子管に鉛装填引出しを 装荷する。軸方向長さは従来の設計(26 ユニット)で固定する。MA 燃料は炉心中心の 5× 5 カランドリア領域のうち四隅以外の 21 格子に装荷する。解析モデルを図 A. 2-3 に示す。 ②解析条件

発熱は MA 燃料に一様発熱を設定する。全発熱量は 3kW×21/25=2.52kW となる。集合 体外側境界条件は、密着面以外は自然対流熱伝達条件を設定する。密着面は集合体密着 状態を想定して断熱条件とする。

③解析結果

解析結果として、体系全体の温度分布を図 A. 2-4 に示す。その結果、炉心最高温度は 339℃である。解析ケース No.5 に比べて全発熱量が 21/25 倍となっているので、温度上 昇分が発熱量に比例すると考えると、炉心最高温度は(369-20)×21÷25+20=313℃と 予想される。しかし、炉心最高温度の解析結果は 339℃であり、予想より 26℃高く、鉛 の融点 327℃を超える結果となった。これは、発熱部である MA 燃料カランドリア領域 の形状変化と熱伝導率の温度依存性が原因であると考えられる。



35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(21 格子) 図 A. 2-3 解析モデル(解析ケース No. 6)



35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(21 格子) 図 A. 2-4 温度分布 (解析ケース No. 6)

3) 解析ケース No.7:35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子)/発熱密度 0.75 倍 解析ケース No.5 に対して、MA 燃料の発熱領域の形状は変えず、発熱密度の下げた場合 の炉心最高温度を確認する。

①解析モデル

解析ケース No.5 と同一とする。

②解析条件

MA 燃料の発熱密度を 0.75 倍とする。全発熱量は 3kW×0.75=2.25kW となる。集合体 外側境界条件は、密着面以外は自然対流熱伝達条件を設定する。密着面は集合体密着 状態を想定して断熱条件とする。

③解析結果

解析結果として、体系全体の温度分布を図 A. 2-5 に示す。 炉心最高温度は 294℃である。



35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子)/発熱密度 0.75 倍 図 A.2-5 温度分布 (解析ケース No.7)

この結果と参考として実施した発熱密度を 21/25 (=0.84) 倍して解析した結果を合わせて炉心最高温度と発熱密度の関係を図 A.2-6 に示す。同図より、35×35 格子管集合体、全装荷炉心、MA 領域を 25 格子とする条件では、MA 燃料 1 本の発熱量が 3.8W 以下で炉心最高温度は 320℃以下となる。



35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子) 図 A. 2-6 炉心最高温度と MA 燃料発熱密度(1 本あたり発熱量)の関係

4) 解析ケース No. 8:35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子)/発熱密度 0.75 倍/ 核分裂発熱 0.5kW(全格子管で均一考慮)

実際の原子炉運転の出力 0.5kW を考慮し、その核分裂発熱を考慮した解析を行う。 ①解析モデル

解析ケース No.5 及び No.7 と同一とする。

②解析条件

MA 燃料の発熱密度は No.7 と同様に 0.75 倍とする。核分裂発熱 0.5kW を鉛装填引出 し内の鉛と MA 燃料で一様発熱するとした。

MA 燃料体積:  $12 \times 5 \times 5 \times (\pi/4) \times (\phi 8.46 \text{mm})^2 \times 265 \text{mm} \times 2 = 8.94 \times 10^{-3} \text{m}^3$ 鉛装填引出し内の鉛体積:

((35×35-5×5) 椿子×26 ユニット×51.1mm×50.8mm×50.8mm+5×5 椿子×51.1mm×50.8mm×(26×50.8-265-6)mm)×2=(1200 椿子×3.429×10⁶mm³+25 椿子×2596mm²×1050mm)×2=(4.115m³+0.068m³)×2=4.183m³×2=8.366m³

核分裂発熱密度: 0.5×1000÷(8.94×10⁻³+8.366)=500÷8.375=59.7(W/m³)

全発熱量は、3kW×0.75+0.5kW=2.75kW となる。集合体外側境界条件は、密着面以 外は自然対流熱伝達条件を設定する。密着面は集合体密着状態を想定して断熱条件とす る。

③解析結果

解析結果として、体系全体の温度分布を図 A. 2-7 に示す。炉心最高温度は 303℃である。解析ケース No.7 に比べて、核分裂による発熱量(0.5kW)の効果により、炉心最高 温度は 303-294=9℃上昇する結果となった。

#### JAEA-Technology 2017-033



35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子)/発熱密度 0.75 倍/ 核分裂発熱 0.5kW(全格子管で均一考慮) 図 A. 2-7 温度分布 (解析ケース No.8)

解析ケース No.8において、炉心最高温度は 303℃となり、判断基準をカランドリア中の 鉛が溶融しない条件(鉛の融点 327℃)を設定した場合においても成立する。ただし、解 析ケース No.8では、核分裂発熱 0.5kW が全格子管領域で一様発熱することを仮定している。 実際には、核分裂発熱は、MA 燃料領域及びドライバ燃料領域⁸⁷に局在化する。核分裂発熱 の範囲が局在化することで、実際の炉心最高温度は解析ケース No.8に比べて上昇すること が見込まれる。

そこで、炉心最高温度が鉛の融点 327℃以下となる条件として、最低限に装荷すべきド ライバ燃料引出しの範囲を検討する。このとき、MA 燃料及びドライバ燃料引出し以外の格 子管には鉛装填引出しが全装荷され、5×5 カランドリア領域の崩壊による発熱条件を 3kW ×0.75=2.25kW (MA 燃料 1 本あたり 3.75W)とすることを前提とする。

35×35 格子体系において、核分裂発熱が全格子管領域に一様である場合(解析ケース No.8 に相当)とドライバ燃料引出しが全くなく核分裂発熱が5×5 カランドリア領域に局 在化する両極端の場合を考える。前者の解析ケース No.8 の炉心最高温度は303℃である。 一方、後者は、核分裂発熱0.5kWも含めた2.25+0.5=2.75kWが5×5カランドリア領域に 局在化した場合に相当する。図A.2-8 は、MA燃料1本あたりの発熱量と炉心最高温度の関 係を示す。同図により、後者のケースに相当する MA燃料1本あたりの発熱量が4.58W(=2.75 ÷2.25×3.75)に相当する炉心最高温度は344℃となる。このように、ドライバ燃料の装

⁸⁷ MA 領域のみの燃料では炉心を臨界にすることができず、実際の炉心構成では周囲に一層以上のド ライバ燃料引出しを装荷する。

荷範囲を変えることで、炉心最高温度は 303℃(35×35 領域に分散)から 344℃(5×5 領 域に局在化)まで変化する。この関係を図 A. 2-8 に赤線で示す。



35×35 格子管集合体/全装荷炉心/MA 領域(25 格子) 図 A. 2-8 炉心最高温度と MA 燃料発熱密度(1 本あたり発熱量)の関係

図 A. 2-8 の赤線により、引出し全装荷炉心において燃料領域(MA カランドリア及びドラ イバ引出しを装荷する格子管)を6×6格子から20×20格子まで設置範囲を変えた場合、 炉心最高温度は下表のように推定できる。なお、本推定では、核分裂発熱について、カラ ンドリア領域及びドライバ燃料引出しの1格子あたりの発熱は同じ(格子単位で均一発熱 分布)であると仮定をした。

<ul> <li>燃料引出し装荷範囲</li> <li>(MA カランドリア</li> <li>+ドライバ引出し)</li> </ul>	<ol> <li>1 格子あたり 核分裂発熱量 (₩)</li> </ol>	MA 燃料 1 本あたり 核分裂発熱量(W)	MA 燃料 1 本あた り総発熱量(W)	炉心最高温度 (℃)図 A.2-8
6×6=36 格子	6.94	0.579	4.329	332
7×7=49 格子	5.10	0.425	4.175	324
8×8=64 格子	3.91	0.326	4.076	319
9×9=81 格子	3.09	0.257	4.007	316
10×10=100 格子	2.50	0.208	3.958	313
20×20=400 格子	0.63	0.052	3.802	305

#### A.2.2 まとめ

以上の結果から、320℃を制限温度とすると、ノミナルベースの検討で成立する可能性の ある炉心構成は以下となる。

35×35 格子体系で引出し(鉛)全装荷炉心において、5×5 カランドリア領域の発熱量 2.25kWで、ドライバ燃料引出しの設置範囲を 8×8 格子相当以上とするとすること。なお、 ドライバ燃料引出しの設置範囲を 8×8 格子相当以上とする条件は、MA 装荷炉心の最小炉 心の場合においても満たされており、特に実験条件を制約するものではない。

### 付録 A.3 耐震重要度分類の設定方針

### A.3.1 原子炉施設の地震想定影響の算定

試験研究炉設置許可基準規則解釈別記1「2.2 原子炉施設全体としての具体的な分類方法」 に従い、図A.3-1に示すフローを用いてTEF-P施設全体としての耐震重要度分類のクラス分け を行う。まず、付録A.2に示されるように、冷却機能及び停止機能喪失時の炉心温度解析に より、炉心温度は制限温度320℃以下になるように設計されている。このため、冷却機能及 び停止機能喪失時においても自然冷却によりMA燃料の健全性は維持される。そのため、冷却 機能は安全上不要である。そこで、一般公衆に対する放射線影響の程度については、停止機 能及び閉じ込め機能喪失を想定して評価した。

(1) 停止機能が喪失(臨界状態が継続)した場合のγ線及び中性子線による被ばく線量率

原子炉が通常運転中に地震が発生し、停止機能の喪失により臨界状態が継続し、かつ 閉じ込め機能が喪失した場合の敷地境界外の一般公衆被ばく線量の評価を行う。

TEF-P施設が最大出力500Wで運転状態が継続した場合の直接線によるγ線及び中性子線の線量率は、炉心中心から西側250mの敷地境界における実効線量率は、陽子ビーム試験運転時として裸のターゲットに10Wの陽子ビームを導入した場合の線量率評価結果と MA装荷の最小炉心(炉心出力500W)の評価結果の重ね合わせを考慮して、9.074μSv/h である。(付録A.4「敷地境界の実効線量率評価」参照)

この評価値によると、直接線による外部被ばくが5mSvを超えるまでに少なくとも24 日の時間余裕があり、その間中性子吸収材の投入等による炉停止のための対策を講じるこ とができることから、周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼす恐れはないと考えられる。

(2) 燃料破損を仮想した場合の被ばく線量(地震により炉停止機能を失い、炉心構成が損壊 する場合)

炉停止機能が喪失した場合においても燃料溶融に至らず、放射性物質の放散、放出等 の事象は発生しないと考えられるが、ここでは地震によって原子炉設備が破損し炉心構 成が損壊する場合、すなわち装置の変形や解体が発生したことを想定する。このような 場合でも、TEF-P施設の原子炉は反応度が低下、炉停止する方向に働き、ごく低出力運 転(500W)で運転されても核分裂生成物が外部へ放出されることはない。しかしここで は、金属ウラン燃料板、および金属被覆管に封入されたMA燃料中の運転により生成され た気体状核分裂生成物全量が炉室に放散されるものと仮定して、実効線量の評価を行う。

ここでは、暫定的にSTACY施設の耐震重要度分類において実施された評価地点、気象 条件および拡散条件と同等の条件で敷地境界外における一般公衆の外部被ばく並びに 吸入摂取による内部被ばくの実効線量を評価した。この場合の実効線量は、表A.3-1に 示す通りで

γ線の外部被ばくによる実効線量:0.705(mSv)

よう素の吸入摂取による実効線量:0.728(mSv)

実効線量の合計:1.4(mSv)

である。

(3) まとめ

以上の結果から、地震によって原子炉の冷却機能、停止機能、閉じ込め機能が喪失し たとしても、地震想定影響は小さく、周辺公衆に過度の放射線被ばくを及ぼす恐れはな いため、耐震設計上、重要度分類Sクラスとして検討を行う原子炉には相当しない。す なわち、Bクラス対象設備、機器等の検討が必要な試験研究用等原子炉施設に該当する。

よって、Bクラス対象設備・機器の検討が必要な試験研究用原子炉施設として試験研 究炉設置許可基準規則解釈別記1「2.3 試験研究用原子炉施設に係る個別設備・機器等 の具体的な分類方法」に従い個別の設備・機器等の分類を実施する。

#### A.3.2 B クラス設備・機器の選定

試験研究炉設置許可基準規則解釈別記1「2.3 試験研究用原子炉施設に係る個別設備・機器等の具体的な分類方法」を準用し、図A.3-2に示すフローを用いてTEF-P施設のBクラス設備を選定する。

- (1) 安全機能を有する設備のうち停止機能のみが維持されると仮定した場合の想定影響 炉停止機能を有する設備は以下の通りである。
  - 臨界炉心での停止機能(制御安全棒、移動テーブル駆動機構) この2つの設備は停止状態維持機能も有する。
  - ② 加速器駆動未臨界炉心での停止機能(制御安全棒、移動テーブル駆動機構) 臨界炉心での停止機能と同様である。
  - ③ 閉じ込め機能

閉じ込め機能として金属ウラン燃料板、MA燃料の被覆管、炉室/原子炉建屋が期待できるが、これらの機能喪失を想定する。

4 想定影響の算定

MA燃料を装荷した臨界炉心および加速器駆動未臨界炉心を対象として、以下の条件にて 敷地境界での一般公衆の被ばく線量を評価する。

- (a) 原子炉運転により金属ウラン燃料板中及びMA燃料に蓄積された気体状の核分 裂生成物(希ガス、ヨウ素)が全量、炉室内に放出されるものとする。
- (b) 出力は、積算出力をベースに保守的に定める。

(c) 炉室(二次容器)が破損し、炉室から核分裂生成物(全量)が地上放出される。

この条件での実効線量は、前述「原子炉施設の地震想定影響の算定」と同じ評価内容と なる。すなわち、金属ウラン燃料板、および金属被覆管に封入されたMA燃料中の運転によ り生成された気体状核分裂生成物全量が炉室に放散されるものと仮定して、実効線量の評 価を行う。実効線量は、

γ線の外部被ばくによる実効線量:0.705(mSv)

よう素の吸入摂取による実効線量: 0.728(mSv)

実効線量の合計:1.4(mSv)

である。

(2) 安全機能を有する設備のうち、停止機能及び閉じ込め機能が維持されると仮定した場合 の想定影響

上記で機能喪失を仮定した閉じ込め機能は以下の通りである。

- ・ ピン状燃料(MA燃料、MOX燃料)被覆管
- ・ 金属ウラン燃料板
- 炉室(二次容器、隔離弁含む)

炉停止機能及び閉じ込め機能を仮定する。閉じ込め機能に関しては、炉室(二次容器)、 金属ウラン燃料板・MA燃料の閉じ込め機能が維持されることにより公衆への放射線影響は 通常運転時の放射線被ばくとほとんど同等となる。つまり、炉停止機能及び炉室(二次容 器、隔離弁含む)、金属ウラン燃料板・MA燃料以外の設備の機能喪失を仮定しても小さな 放射線被ばく影響を及ぼす恐れはない。

(3) まとめ

以上の結果をまとめると、Bクラスに分類される機器は以下のようになる。

- (a) 炉停止及び炉停止維持のための設備
- (b) 炉停止及び炉停止維持のための設備を支持する機器
- (c) 炉停止及び炉停止維持を支援する安全保護系
- (d) 閉じ込め機能を有する炉室(二次容器、隔離弁含む)、ウラン燃料板、MA燃料、MOX 燃料

#### A.3.3 原子炉以外の放射性物質に関連した設備・機器の分類

放射性廃棄物貯蔵設備あるいは核燃料物質取扱い・貯蔵に関連した設備は、地震による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がある。

具体的に想定される事象は、以下である。

- ・ 液体廃棄物貯蔵設備貯蔵タンクの破損
- 燃料貯蔵設備棚、収納容器等の破損
- 燃料取扱設備取扱中の破損

TEF-P施設は既存のFCA施設とほぼ同等であるため、FCA等をベースに想定内容と影響あるいは評価内容、分類方法について簡単にまとめると以下となる。

(1) 液体廃棄物貯蔵設備貯蔵タンクの破損

TEF-P施設の炉心本体を設置した炉室、燃料取扱貯蔵エリアは基本的に禁水エリアであ り、液体廃棄物は手洗い水が主な発生源である。FCAの場合、廃液タンクにおける放射性 物質濃度が保安規定で定められた値以下の場合は一般排水溝へ排出し、規定値以上の場合 は廃液運搬車で原科研廃棄物処理場へ輸送される。このことは、廃液中の放射性物質濃度 が非常に少ないことを示しており、地震でタンク内の廃液が全量漏洩しても一般公衆被ば く線量は非常に少ないと推定される。

電磁石冷却用水は、電磁石の定検時に液体廃棄物貯蔵タンクに一時保管される。冷却水 にはトリチウムが含まれるが、含有放射能量は少なく放射線被ばくのリスクは小さいもの と考えられる。 上記の通り、今後定量的評価により確認が必要であるが、地震による貯蔵タンク破損で も放射線リスクはほとんどないと考えられる。

(2) 燃料貯蔵設備棚、収納容器等の破損

燃料貯蔵棚に貯蔵される核燃料は、劣化ウラン、天然ウラン、濃縮(20%以下)ウラン、 ピン状燃料(MA燃料、MOX燃料)である。これらのうちピン状燃料はSUS被覆管で被覆され ているため、地震により貯蔵棚等の破損で燃料カートリッジごと落下したとしても適切な 強度を有していることから破損は考えられないが、保守的に被覆管の密封機能が損なわれ、 燃料中の気体状核分裂生成物全量が燃料貯蔵庫に放出されるとする。この条件下で、建屋 の保持効果を無視して一般公衆の被ばく線量の評価を行う。

この場合の実効線量は、炉停止後炉心装荷燃料すべてが燃料貯蔵庫に移送され、その時 点で地震により燃料中の希ガス、ヨウ素が貯蔵庫へ放散され、建屋の保持効果を無視した 場合を保守的な評価条件として仮定する。燃料貯蔵庫への移送は、保守的に1日で完了し たと仮定する。

この場合の実効線量は、表A.3-2に示す通りで、

γ線の外部被ばくによる実効線量: 7.11E-04(mSv)

よう素の吸入摂取による実効線量: 2.25E-01(mSv)

実効線量の合計:0.226(mSv)

である。

(3) 燃料取扱設備取扱中の破損

事故事象で摘出された「MA燃料装荷/取出し中のピン状燃料1本破損事故+被覆破損」、 すなわち、何らかの原因でMA燃料に機械的な力が加わりピン状燃料が破損し、MA燃料ペレ ットが落下、MA燃料1本の気体状核分裂生成物とともにMA燃料の一部がエアロゾル化して 放出される事故を想定する。この場合、燃料ペレットの落下による気相への移行率として ARF=1×10⁻⁴(12章参照)を使用する。また、地震により建屋が破損したとして、建屋の保 持効果は無視する。この条件下でのMA燃料による実効線量は約0.69mSvである。

(4) まとめ

以上をまとめると液体廃棄物貯蔵設備貯蔵タンクは、破損を仮定しても一般公衆の放射 線被ばくはほとんどないと考えられるので、クラスC設備に区分する。一方、MA燃料貯蔵 設備の貯蔵棚、収納容器は、破損を仮定した場合影響の小さい放射線被ばくを及ぼす恐れ があるため、クラスB設備に分類する。また、MA燃料取扱設備は種々のインターロック等 で誤動作が起こらないように設計・製作されるが、万一の誤作動他でピン状燃料に過大な 機械的荷重によりピン状燃料1本を破損させた場合、影響の小さい放射線被ばくを及ぼす 恐れがあるため、クラスB設備に分類する。

### A.3.4 安全重要度の高い機器

放射線モニタは、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」では「事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの」として、 高出力炉、中出力炉、低出力炉ともにMS-2に分類されており、TEF-P安全機能分類におい てもMS-2に分類されている。このため、耐震重要度分類においても耐震クラスBに分類する。また、放射線モニタを支持する原子炉建屋も同様に耐震クラスBに分類する。

### A.3.5 TEF-P 施設の耐震クラス分類

上記の検討結果を基に、TEF-P施設の機器を耐震分類した結果を、表A.3-3に示す。クラスBに属する機器は、当該設備及びその設備の支援設備、当該施設を支持する建物、構築物が含まれる。

#### A.3.6 耐震重要度分類の妥当性検討

表 A. 3-3 に示される耐震重要度分類では、MA 燃料炉心冷却系は、耐震 C クラスに分類 されているが、TEF-P 施設の MA 燃料装荷領域の冷却系に安全機能を持たせるか否かの 検討が必要である。

そこで、MA 燃料装荷炉心の冷却機能喪失時(自然放熱時)の MA 燃料の健全性評価結 果に基づき、炉心冷却系への要求条件、すなわち炉心冷却系を安全系とする必要がある か否かを検討し、必要に応じ耐震重要度分類の妥当性の確認を行う。

(1) TEF-P施設の炉心の制限温度

12 章の表 12.1-1 に TEF-P 施設の炉心の通常運転時、運転時の異常な過渡変化、設計 基準事故時の制限温度(暫定条件)を示す。制限温度は、MA 燃料、MOX 燃料、ドライバ 燃料、模擬物質について設定されている。

- ① 通常運転時は、MA 燃料装荷領域は強制循環冷却を行うことを前提とし、炉心内 MA 燃料、MOX 燃料、ドライバ燃料、模擬物質共に 80℃に制限する。ただし、実験上の 要請から、通常の炉心温度は 40℃以下とする。
- ② 運転時の異常な過渡変化では、MA 燃料(燃料被覆管温度)、ドライバ燃料は 320℃ 以下、模擬物質は融点を超えないことに制限される。
- ③ 設計基準事故時には、MA 燃料(燃料被覆管温度)は試験結果に基づき 600℃、ド ライバ燃料はウラン金属がニッケル被覆との共晶反応で溶け始める温度 740℃以 下、模擬物質には制限温度を設けないこととしている。
- (2) 炉心温度解析結果と耐震重要度分類の妥当性検討

今回実施した炉心温度評価結果を要約すると、下記の通りである。

MA 燃料装荷炉心の自然放熱条件下でも、カランドリアに充填された鉛が溶融しない温度(鉛の融点 327℃)以下に MA 燃料の温度を抑えることを目標とした炉心は以下の炉 心である。

- 炉心は、耐震重要度分類の評価で規定されている通り、炉停止失敗、強制冷却失敗を仮定する。炉停止失敗を仮定するため、炉心は密着状態、炉出力は 500W を仮定する。
- ② 格子管集合体は、35行×35列格子管集合体とする。これは、現時点で想定するTEF-P 炉心は35行×35列格子管集合体にて組めること、自然放熱時のMA燃料の最高温 度が51行×51列格子管集合体より低く抑えられることによる。

- ③ 格子管集合体には空格子管を作らない。これは、実験炉心の外側にできる空格子 管にも何らかの模擬物質引出しを装荷、格子管集合体の周囲へ熱放熱をしやすくす るためである。
- ④ MA 燃料の出力は核出力を含めて 3.75W/ピン以下へ低下させる。これは、炉停止失敗による 500W 出力を想定し、かつ最小炉心で炉心を構成してもカランドリア内の 鉛溶融温度を超えない温度(317.5℃)以下に抑えるためである。

このように炉心を組むことで、自然放熱時の MA 燃料最高温度は 317℃以下に抑えられ カランドリア内の鉛の溶融は防止、カランドリア容器からの流出も防げるため、格子管 集合体に使用されるシール用ゴムその他の可燃物による炉心火災(火災による炉心温度 の更なる上昇と言った不測の事態)は想定除外できる。また、運転時の異常な過渡変化、 設計基準事故の範囲では炉心は多重化されたテーブル後退系により、炉心は分離状態と なり、MA 燃料最高温度は約 100℃低下(最高温度は約 220℃程度を予想)することが期 待される。

以上から、燃料に関しては、MA 燃料、MOX 燃料、ドライバ燃料については運転時の異常な過渡変化、設計基準事故時に制限温度を超えることはなく、健全性が維持できる。 すなわち、安全上の観点からは上記炉心に対しては、安全系としての炉心冷却系は必要 とされない。従って、現状の冷却機能の耐震重要度分類は妥当である。

なお、模擬物質で溶融する可能性のある物質は、ポリエチレン(融点 65℃~140℃、 密度依存)、ポリスチレン(融点 80℃~100℃)、Na(融点約 98℃)であるが、いずれも 金属容器に密封することが前提となっている。この金属容器密封模擬物質については、 自然放熱状態での密封性維持について確認が必要である。

また、自然放熱状態では、格子管集合体自体の温度も 200℃~300℃へ加熱されるが、 この場合の格子管集合体の構造健全性維持についても確認が必要である。

さらに、これらの課題をクリアしても、炉心温度の上昇、低下により格子管集合体密着面の平面精度が維持できなくなる可能性が高いので、MA 燃料使用炉心では強制冷却 系のブロワ故障への対策、例えばブロワに予備機を設置することで、冷却機能喪失の可 能性を少なくする対策をとることが望ましい。

### A.3.7 今後の課題と特記すべき事項

- MA燃料貯蔵庫に貯蔵中、万一換気空調系が停止しても自然循環冷却でカートリッジ中の
   燃料が冷却可能であることを前提としている。
- 非常用発電機は予備電源の位置づけで、安全性確保の観点からは非常用発電機は不要
   (移動テーブル後退用直流モータ用バッテリーは除く)である。



- ※1:「機能が失われた状態」については、技術的にその状態を予測することができる場合には、予測した状態を前提に実施することができるものとする。
- ※2:燃料破損が想定される場合には、燃料中の気体状の放射性物質が全量放出されるものとする。ただし、具体的な燃料破損の状態を想定し得る場合には、その破損状況に応じて放出量を設定することができるものとする。
- ※3:気象条件、拡散条件及び被ばく評価条件については、設置(変更)許可申請書の事 後評価に用いた条件が使用できるものとする。

図 A. 3-1 原子炉施設全体としての具体的な分類方法フローチャート



- 注1) 本フロー図は、<停止機能→冷却機能→閉じ込め機能>の順で機能喪失した場合の 分類方法を示しているが、<停止機能→閉じ込め機能→冷却機能>の順についても 同様に実施した上で分類すること。
- 注2) Bクラスとしての設備・機器等を選定する際も、本フロー図の考え方に準じて分 類すること
- 図 A. 3-2 試験研究用等原子炉施設に係る個別の設備・機器等の具体的な分類の方法

## 表 A. 3-1 TEF-P 施設における機能喪失時の被ばく線量 (気体状 FP の全放出の場合)

核種	核分裂収率 (%)	崩壊定数 (s⁻¹)	Q:放出量 (Bq)	γ線実効 エネルギー (MeV/崩壊)	外部被ばく 線量 (Sv)	吸入摂取 実効線量係数 (小児)	吸入摂取 被ばく線量 (Sv)
Br-83	0.53	8.06E-05	1.93E+11	0.0075	4.33E-09	—	_
Br-84	0.97	3.63E-04	1.59E+12	1.742	8.29E-06	—	_
Br-84m	0.019	1.93E-03	1.65E+11	2.769	1.37E-06	—	_
Br-85	1.3	4.03E-03	2.36E+13	0.065	4.60E-06	-	_
Kr-83m	0.53	1.05E-04	2.51E+11	0.0025	1.88E-09	_	_
Kr-85	0.29	2.05E-09	6.60E+07	0.022	4.36E-12	—	-
Kr-85m	1.31	4.30E-05	2.54E+11	0.159	1.21E-07	—	_
Kr-87	2.54	1.51E-04	1.73E+12	0.793	4.11E-06	—	-
Kr-88	3. 58	6.88E-05	1.11E+12	1.95	6.49E-06	—	_
Kr-89	4.63	3.63E-03	7.57E+13	2.067	4.70E-04	-	_
I-131	2.84	9.95E-07	2.82E+10	0.381	3.22E-08	1.60E-07	1.02E-04
I-132	4.21	8.44E-05	1.60E+12	2.253	1.08E-05	2.30E-09	8.33E-05
I-133	6.77	9.26E-06	2.84E+11	0.608	5.17E-07	4.10E-08	2.63E-04
I-134	7.61	2.20E-04	7.55E+12	2.75	6.22E-05	6.90E-10	1.18E-04
I-135	6.41	2.91E-05	8.41E+11	1.645	4.15E-06	8.50E-09	1.62E-04
Xe-131m	0.04	6.74E-07	3.63E+08	0.02	2.18E-11	_	-
Xe-133	6.77	1.52E-06	7.71E+10	0.045	1.04E-08	_	_
Xe-133m	0.19	3.57E-06	3.46E+09	0.042	4.35E-10	_	_
Xe-135	6.63	2.12E-05	6.33E+11	0.25	4.75E-07	—	_
Xe-135m	1.06	7.38E-04	3.53E+12	0.432	4.57E-06	_	_
Xe-137	6.13	3.02E-03	8.34E+13	0.181	4.53E-05	-	_
Xe-138	6.28	8.15E-04	2.31E+13	1.183	8.19E-05	_	_
				(合計)	7.05E-04	(合計)	7.28E-04

週間最大積算出力相当核分裂数:4kW·h=4.51x10¹⁷、週間最大出力運転回数:25回

### 表 A. 3-2 地震による MA 貯蔵庫棚破損事故での被ばく線量

(炉停止1日後のインベントリによる放射線被ばく)

週間最大積算出力相当核分裂数:4kW·h=4.51x10¹⁷、週間最大出力運転回数:25回

核種	核分裂 収率(%)	半減期	崩壊定数 (s ⁻¹ )	Q:放出量 (Bq)	γ線実効 エネルギー (MeV/崩壊)	外部被ばく 線量 (Sv)	吸入摂取 実効線量係数 (小児)	吸入摂取 被ばく線量 (Sv)	
Br-83	0.53	2.39h	8.06E-05	1.93E+11	0.0075	4.09E-12	_	_	
Br-84	0.97	31.8m	3.63E-04	1.59E+12	1.742	<1.00E-15	_	—	
Br-84m	0.019	6.Om	1.93E-03	1.65E+11	2.769	<1.00E-15	_	_	
Br-85	1.3	2.87m	4.03E-03	2.36E+13	0.065	<1.00E-15	_	_	
Kr-83m	0.53	1.83h	1.05E-04	2.51E+11	0.0025	2.16E-13	_	—	
Kr-85	0.29	10.73y	2.05E-09	6.60E+07	0.022	4.36E-12	_	_	
Kr-85m	1.31	4.48h	4.30E-05	2.54E+11	0.159	2.95E-09	_	_	
Kr-87	2.54	76.3m	1.51E-04	1.73E+12	0.793	8.87E-12	—	_	
Kr-88	3.58	2.8h	6.88E-05	1.11E+12	1.95	1.70E-08	—	_	
Kr-89	4.63	3.18m	3.63E-03	7.57E+13	2.067	<1.00E-15	—	—	
I-131	2.84	8.06d	9.95E-07	2.82E+10	0.381	2.95E-08	1.60E-07	9.36E-05	
I-132	4.21	2.28h	8.44E-05	1.60E+12	2.253	7.35E-09	2.30E-09	5.67E-08	
I-133	6.77	20.8h	9.26E-06	2.84E+11	0.608	2.32E-07	4.10E-08	1.18E-04	
I-134	7.61	52.6m	2.20E-04	7.55E+12	2.75	3.46E-13	6.90E-10	6.56E-13	
I-135	6.41	6.61h	2.91E-05	8.41E+11	1.645	3.36E-07	8.50E-09	1.31E-05	
Xe-131m	0.04	11.9d	6.74E-07	3.63E+08	0.02	2.06E-11	_	_	
Xe-133	6.77	5.29d	1.52E-06	7.71E+10	0.045	9.12E-09	_	—	
Xe-133m	0.19	2.25d	3.57E-06	3.46E+09	0.042	3.20E-10	_	_	
Xe-135	6.63	9.08h	2.12E-05	6.33E+11	0.25	7.60E-08	—	-	
Xe-135m	1.06	15.65m	7.38E-04	3.53E+12	0.432	<1.00E-15	_	-	
Xe137	6.13	3.83m	3.02E-03	8.34E+13	0.181	<1.00E-15	_	—	
Xe138	6.28	14.17m	8.15E-04	2.31E+13	1.183	<1.00E-15	_	_	
					(合計)	7.11E-07	(合計)	2.25E-04	

<計算方法>

①炉停止直後のインベントリを基に、炉停止後1日で MA 燃料が MA 燃料貯蔵庫へ移送が完了したと仮定して被ばく線量を求める。なお MA 装荷最小炉心では、MA 燃料領域は約90%を占めるので、FP は全量 MA 燃料中に存在すると仮定する。

-4+ HFI	頒考							事故時のプラント状態把握に使用			MOX燃料も同じ			事故時のプラント状態把握、緊急対	策上重要なもの (MS-2設備)	
当該施設を支持す	<ul> <li>「二」</li> <li>「二」</li></ul>				原子炉建屋			_	MM然料貯蔵庫	炉室 (一次容器)			原子炉建屋			
<b></b>	支援設備	格子管集合体	制御安全棒駆動機構支持板および支持枠	移動テーブル	後退直流用モータおよび直流電源		I		1	引出し・カランドリア	I	クレーン走行装置	クレーン走行レール		I	
縫	主要設備	安全棒スクラム機構		移動テーブル駆動機構	X	安全保護回路 (スクラム回路)	(スクラム遮断器)	(監視設備)	原子炉容器(二次容器、隔離弁含む)	金属ウラン燃料板・MM燃料	MA燃料貯蔵設備(カートリッジ貯蔵棚) (カートリッジ)	MA燃料取扱い装置		原子炉建屋放射線モニタ	(エリアモニタ (y線エリアモニタ、	中性子線エリアモニタ))
	クフス別分類	TEF-P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TEF-Pの停止状態を維持するた みできゅ	金いい良い				TEF-P施設の閉じ込め機能を有する	設備	原子炉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に	過大な放射線被ばくを与える可能	性のある設備	その他重要な設備		
	この このでので、 一般的なな、 「一般的な、 」 「「」「」「」」「「」」「」」「」」「」」「」」」「」」」「」」」」」	ウラス別分類              近要設備              該備名称               当該施設を支持す             備考             備考	ブラス別分類         主要設備         設備名称         当該施設を支持す         当該施設を支持す         備考           TEF-PO緊急停止のために急激に負         安全棒スクラム機構         格子管集合体          87	ラス         クラス別分類         主要設備         設備名称         当該施設を支持す            TEP-Po緊急停止のために急激に負         主要設備         支援設備         る建物・構築物         備考           OFC応度を添加するための設備、         全全棒スクラム機構         格子管集合体             の反応度を添加するための設備、          制御安全棒駆動機構支持板および支持枠	ラス 切 知知         評価名称         当 能加密 支持す         当 能加密 支持す         当 能加密 支持す         当 能加密 支持す         備考           TEP-PO緊急停止のために急激に負         安全棒スクラム機構         支援設備         る建物・構築物         6         6           O反応度を添加するための設備、         安全棒スクラム機構         格子管集合体         8         6         6           及びTEP-PO停止状態を維持するた         移動テーブル駆動機構         約 第 一 ブル         6         6         6	ブラス別分類 <t< td=""><td>ラス         サラス別分類         ご業務備名称         当業施設を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         備考           TEP-Po緊急停止のために急激に負         安全棒スクラム機構         表表設備         る建物・構築物         6         6         6         6         6         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4</td><td>ラス別分類         単正かつり入利         設備名称         当該施設を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         備考           TEP-Po緊急停止のために急激に負         安全棒スクラム機構         表表設備         る建物・構築物         6種物・構築物         備考           TEP-Po緊急停止のために急激に負         安全棒スクラム機構         格子管集合体         5種物・構築物         備考           びび応度を添加するための設備、         安全棒スクラム機構         格力管査         指御安全棒駆動機構支持板および支持枠         「           及びTEF-Po停止状態を維持するた         移動デーブル駆動機構         移動デーブル         移動デーブル         「           めの設備          移動デーブル         移動デーブル         「           なの設備         (スクラム遮断器)          「         「           安全保護回路         (スクラム遮断器)         ー         「         「         「</td><td>う                                                                                                                        </td></t<> <td>う                                                                                                                        <td>73         ブラス別分類         三世派他長を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         備考           1000000000000000000000000000000000000</td><td>57</td><td>5.4</td><td>73</td><td>5                                                                                                                        <td>73         少う人別分類         三硬設備         配係系術         自該施設を支持         当該施設を支持         情報           TD-PDP緊急件LOLL         三要設備         支倉政備         5.202.40         3.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%</td></td></td>	ラス         サラス別分類         ご業務備名称         当業施設を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         備考           TEP-Po緊急停止のために急激に負         安全棒スクラム機構         表表設備         る建物・構築物         6         6         6         6         6         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4         4	ラス別分類         単正かつり入利         設備名称         当該施設を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         備考           TEP-Po緊急停止のために急激に負         安全棒スクラム機構         表表設備         る建物・構築物         6種物・構築物         備考           TEP-Po緊急停止のために急激に負         安全棒スクラム機構         格子管集合体         5種物・構築物         備考           びび応度を添加するための設備、         安全棒スクラム機構         格力管査         指御安全棒駆動機構支持板および支持枠         「           及びTEF-Po停止状態を維持するた         移動デーブル駆動機構         移動デーブル         移動デーブル         「           めの設備          移動デーブル         移動デーブル         「           なの設備         (スクラム遮断器)          「         「           安全保護回路         (スクラム遮断器)         ー         「         「         「	う	う <td>73         ブラス別分類         三世派他長を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         備考           1000000000000000000000000000000000000</td> <td>57</td> <td>5.4</td> <td>73</td> <td>5                                                                                                                        <td>73         少う人別分類         三硬設備         配係系術         自該施設を支持         当該施設を支持         情報           TD-PDP緊急件LOLL         三要設備         支倉政備         5.202.40         3.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%</td></td>	73         ブラス別分類         三世派他長を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         当該施設を支持す         備考           1000000000000000000000000000000000000	57	5.4	73	5 <td>73         少う人別分類         三硬設備         配係系術         自該施設を支持         当該施設を支持         情報           TD-PDP緊急件LOLL         三要設備         支倉政備         5.202.40         3.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%</td>	73         少う人別分類         三硬設備         配係系術         自該施設を支持         当該施設を支持         情報           TD-PDP緊急件LOLL         三要設備         支倉政備         5.202.40         3.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%         6.645.64%

(2)
Ľ
類
尔
虔
要
$\mathbb{H}$
震
칱
6
施設
驗
€
理
$\mathbb{A}$
寏
変
核
က္
ů
А.
表
1    
-------------
イレイ
C

表 N. 3-3 核変換物理実験施設の耐震重要度分類(2/2)

# 付録 A.4 通常運転時及び想定事故時の敷地境界の実効線量率評価

通常運転時及び想定事故時に発生する中性子線及びγ線による敷地境界位置における実 効線量率を評価した。

#### A.4.1 計算条件

TEF-P の敷地境界が TEF-P 施設から西側に 250~270m に位置している。そこで、保守的な 評価として施設から 250m の地点の施設境界における実効線量率を計算した⁸⁸。また参考とし て 270m の地点の実効線量率も併せて評価した。輸送計算(固定源計算)にはモンテカルロ 粒子輸送計算コード PHITS 2.76^[25]を使用し、臨界計算(固有値計算)には MCNP6^[12]を用い た。核データライブラリには JENDL-4.0^[13]を用いた。

1)線源の設定

炉心を構成する際にターゲットは炉心中心に配置される。そのため、ターゲットから発生 する中性子は、その周りの炉心で一旦、遮へいされた後に炉室内に放出される。そこで、炉 心自体の遮へい能力が最も低くなる保守的な複数のケースとして、裸の鉛ターゲット(陽子 ビーム試験運転時)、「陽子ビーム運転モード」における MA 装荷最小炉心、「通常運転モード」 における MA 装荷最小炉心を想定して、各運転モードにおける中性子線源を求め、所定の位 置における実効線量率を計算した。

① 陽子ビーム試験運転時、「陽子ビーム運転モード」における中性子線源

10W陽子ビーム入射によりターゲット及び炉心から発生する中性子を線源として輸送計算 を行って施設外側における中性子及び二次光子をタリーし、さらにこれらを線源として輸送 計算を行い、施設から250m及び270m先の施設境界位置における実効線量率を求めた。ここで、 MA装荷最小炉心については、移動側集合体及び固定側集合体の中心1×1格子管をそれぞれ鉛ビ スマスターゲット及び空格子管に置換し、実効増倍率が0.98未満となるようにドライバ燃料の 装荷量を調整した⁸⁹。図A.4-1に炉心中心からビーム軸90°方向(すなわち西側)2.0mの地点に おけるターゲット及び炉心から発生する中性子エネルギースペクトルを示す。

②「通常運転モード」における中性子線源

「通常運転モード」では、MA 装荷最小炉心を用いて 500W 出力運転時に発生する核分裂中性 子を線源とした。ここで、炉心の実効増倍率は k_{eff}=1.00615(標準偏差:0.023%)、源中性子あ たりの核分裂数は 37.934%であった。図 A.4-2 に、炉心中心からビーム軸 90°方向(西側) 1.38m(26 列目格子管)における中性子エネルギースペクトルを示す。500W 出力の「通常

⁸⁸ 施設から敷地境界までの最短の方角は西南西であるが、ビーム軸は北側を向いているため西南西の 線量は西側に比べて低くなる。すなわち西側の評価値は保守的となる。

⁸⁹ このときの実効増倍率は、k_{eff} = 0.97836(標準偏差 0.022%)であった。

運転モード」では、「陽子ビーム運転モード」に比べて中性子束が中心からの距離の違いを 考慮しても2桁程度高い。



図A.4-1 10W出力ビーム運転時にターゲット及び炉心から発生する 中性子エネルギースペクトル(炉心中心からのビーム軸90°方向2mの地点)



図 A. 4-2 500W 出力運転時に炉心から発生する中性子エネルギースペクトル (炉心中心からのビーム軸 90°方向 1.38m の地点)

2)施設モデルの設定

一例として、図 A. 4-3 に as-built の施設モデルにおける施設内及びその周辺の実効線量率 分布を示すように、施設外側の実効線量率は施設の形状に依存する。図中の x 方向は東西、 y 方向は高さ方向に対応する。そのためにタリーできる領域は限られ、as built の施設モデ ルでは施設外側における中性子及び二次光子を十分な統計精度でタリーすることは困難であ った。したがってここでは、図 A.4-4 に示すような球殻簡易モデルを用いて計算を行なった。 このときの一次容器室及び二次容器室の壁厚を現状案のそれぞれ 1m 及び 2m とした。



図A.4-3 as-builtの施設モデルにおける施設内及びその周辺の実効線量率分布



図A.4-4 施設の簡易モデル

## A.4.2 計算結果

1)通常運転時における結果

① 陽子ビーム試験運転時、「陽子ビーム運転モード」における施設周辺の中性子・光子束図 A.4-5 及び図 A.4-6 に、陽子ビーム試験運転時及び「陽子ビーム運転モード」における炉心中心から西側 15m の施設外側における中性子及び光子エネルギースペクトルを示す。コンクリート壁を透過後の施設の外側では、裸の鉛ターゲット及び MA 装荷最小炉心によってスペクトルの形状に大きな相違は見られない。図 A.4-1 と比べると、熱中性子とともに MeV 領域の高エネルギー中性子の寄与が相対的に大きくなっている。



図 A. 4-5 施設外側における通常運転時の中性子エネルギースペクトル



図 A. 4-6 施設外側における通常運転時の光子エネルギースペクトル (炉心中心から西側 15m)

② 「通常運転モード」における施設周辺の中性子・光子束

図 A. 4-7 に、「通常運転モード」における炉心中心から西側 8.5mの一次容器室と二次容器室の中間地点及び西側 15m の施設外側における中性子及び光子エネルギースペクトルを示す。「通常運転モード」における計算では、一次及び二次容器室のコンクリート壁によって中性子束及び光子束が大幅に減少している。また、特に施設外側では、中性子束よりも光子束の方が高い傾向を示す。



図 A. 4-7 通常運転時の中性子及び光子エネルギースペクトル (炉心中心から西側 8.5m の一次容器室と二次容器室の中間地点及び西側 15m)

③敷地境界の実効線量率

上の計算で得られた中性子及び光子を線源として輸送計算を行い、施設から 250m 離れた 地点 A 及び 270m 離れた地点 B における実効線量率を評価した。このときの敷地のモデル を図 A.4-8 に示す。地面は平坦な土壌(密度 1.6g/cm³)とし、建物は存在しないと仮定 した。



図 A.4-8 敷地のモデル

表 A. 4-1(1)に、実効線量が高くなるケースとして、陽子ビーム試験運転時における裸の 鉛ターゲットの場合の地点 A 及び地点 B における実効線量率とその内訳を示す⁹⁰。このとき の被ばく線源の大部分は中性子であり、敷地境界における実効線量率は 1.414×10⁻⁵ から 1.686×10⁻⁵ μ Sv/h であった。

表 A. 4-1(2)に、「通常運転モード」において、MA 装荷最小炉心の場合の地点 A 及び地点 B における実効線量率とその内訳を示す。このときの被ばく線源の大部分は二次容器室か ら発生する光子であり、敷地境界における実効線量率は 2.688×10⁻⁸ から 3.342×10⁻⁸ μ Sv/h であった。

(1) 裸の鉛ターゲット(陽子ビーム試験運転時)				
	地点 A(µSv/h)	地点 B(µSv/h)		
中性子	$1.660 \times 10^{-5}$ (0.4%)	1. $392 \times 10^{-5}$ (0. 4%)		
二次光子	$1.300 \times 10^{-7}$ (0.9%)	1. $154 \times 10^{-7}$ (0. 7%)		
一次光子	$1.343 \times 10^{-7} (0.5\%)$	$1.085 \times 10^{-7} (0.5\%)$		
合計	$1.686 \times 10^{-5}$ (0.4%)	$1.414 \times 10^{-5}$ (0.4%)		

表 A. 4-1 通常運転時の実効線量

(2) MA 装荷最小炉心(通常運転モード)

	地点 A(µSv/h)	地点 B(µSv/h)
中性子	$1.035 \times 10^{-11}$ (0.9%)	8. $104 \times 10^{-12}$ (0. 7%)
二次光子	$1.217 \times 10^{-13}$ (0.8%)	1. 018 $\times$ 10 ⁻¹³ (1. 2%)
一次光子	3. $341 \times 10^{-8}$ (0. 6%)	2. $687 \times 10^{-8}$ (0. 6%)
合計	3. $342 \times 10^{-8}$ (0. 6%)	2.688 $\times$ 10 ⁻⁸ (0.6%)

④ 敷地境界の積算線量

表 A. 4-2 に、地点 A の 3 月間及び 1 年間の積算線量を示す。ここで、3 月間で 25 時間、 1 年間で 100 時間の運転を想定した⁹¹。いずれのケースも放射線障害防止法及び新規制基準 ⁹²の基準値を大きく下回っている。

⁹⁰ 括弧内数値は標準偏差を表す。

⁹¹ これは、炉出力で 50 kWh/年及び 12.5 kW/3 月、並びにビーム出力で 1 kWh/年、0.25 kW/3 月に 相当する。

⁹² 通常運転時、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による空間線量率の制限。

	3 か月	1年間
裸の鉛ターゲット(陽子ビーム試験運転時)	4. $215 \times 10^{-4} \mu$ Sv	1. $686 \times 10^{-3} \mu$ Sv
MA 装荷最小炉心(通常運転モード)	8.355 $\times 10^{-7} \mu$ Sv	3. $342 \times 10^{-6} \mu$ Sv
放射線障害防止法	${<}250\mu$ Sv	<1mSv
新規制基準	_	${<}50~\mu$ Gy

表 A. 4-2 通常時運転時における地点 A の積算線量

2) 想定事故時における結果

運転中に、一次容器室及び二次容器室の遮へい機能が完全に失われ、かつ遮へい機能喪失時 も運転が継続されたことを想定して、地点A及び地点Bにおける実効線量率を評価した。図A.4-9 に、このときの炉心中心から西側15mの施設外側における中性子及び光子エネルギースペクト ルを示し⁹³、これらの中性子及び光子を線源として図A.4-8のモデルで輸送計算を行なったとき の地点A及び地点Bにおける実効線量率とその内訳を表A.4-3に示す。

表 A. 4-4 に、遮へい機能を完全に喪失した後も運転状態が継続されたことを想定して、積算線量が、事故時の周辺公衆の実効線量の制限である 5mSv⁹⁴に達するまでの時間を示す。以上により、事故時の周辺公衆の実効線量が最も高いケースとして、「通常運転モード」における MA 装荷最小炉心の場合においても、制限である 5mSv に達するまでに十分な時間的余裕(24日)があることが示された。



図 A. 4-9 想定事故時の施設外側における中性子及び光子エネルギースペクトル (炉心中心から西側 15m)

⁹³ 図 A. 4-4 の簡易モデルによる計算値。

⁹⁴5 mSv とは、1 事故当たり、放射性物質放出と直接・スカイシャイン線の被ばく合計の数値を表す。

表 A. 4-3 想定事故時の実効線量率

	地点 A(µSv/h)	地点 B(µSv/h)
中性子	2. $503 \times 10^{-1}$ (0. 4%)	$1.969 \times 10^{-1}$ (0.3%)
二次光子	1. $697 \times 10^{-3}$ (0. 8%)	$1.416 \times 10^{-3}$ (1.0%)
一次光子	4. $445 \times 10^{-5}$ (0. 6%)	3. $614 \times 10^{-5}$ (0. 6%)
合計	2. $520 \times 10^{-1} (0.4\%)$	$1.984  imes 10^{-1} (0.3\%)$

(1)裸の鉛ターゲット(陽子ビーム試験運転時)

(2)MA 装荷最小炉心(陽子ビーム運転モード)

	地点 A (µSv/h)	地点 B (µSv/h)
中性子	3.820 $\times$ 10 ⁻² (0.5%)	2. $884 \times 10^{-2}$ (0. 5%)
二次光子	7.580 $\times$ 10 ⁻⁴ (0.7%)	6. $021 \times 10^{-4}$ (1. 1%)
一次光子	8.606 $\times 10^{-7}$ (0.6%)	7. $002 \times 10^{-7}$ (0. 6%)
合計	$3.896 \times 10^{-2} (0.9\%)$	$2.944  imes 10^{-2}$ (0.9%)

(3)MA 装荷最小炉心(通常運転モード)

	(5) 血 农内政力》 1 (地市建築	
	地点 A (µSv/h)	地点 B (µSv/h)
中性子	8.631 $\times$ 10°(0.4%)	6. $446 \times 10^{0}$ (0. 4%)
二次光子	$1.914 \times 10^{-1}$ (0.7%)	1. $495 \times 10^{-1}$ (0. 8%)
一次光子	7.090 $ imes$ 10 ⁻⁵ (0.7%)	5. $788 \times 10^{-5}$ (0. 7%)
合計	8.822 $\times 10^{0}$ (0.4%)	6. $596 \times 10^{0} (0.4\%)$

表 A.4-4 地点 A において積算線量が 5mSv に達するまでの時間

	5mSv に達するまでの時間
裸の鉛ターゲット (陽子ビーム試験運転時)	2.3 年
MA 装荷最小炉心(陽子ビーム運転モード)	14.7年
MA 装荷最小炉心(通常運転モード)	24 日

# 付録 B.1 MA および MOX 燃料用貯蔵施設における空間線量

## B.1.1 計算方法

線量率の評価にはPHITS version 2.76と付属の光子ライブラリ及びJENDL-4.0に基づく 中性子ライブラリを用いた。光子と中性子の線量換算係数はPHITSに付属のものを用いた。 ヒストリ数は各線源につき500万とした。

## B.1.2 線源

MA燃料として (²⁴¹Am, Pu) N+ZrNを、MOX燃料としてMOX+²⁴¹Am5%を想定した。各々の数密度 を表B.1-1に、線源強度を表B.1-2に示す。

	MA 燃料	MOX 燃料
U-234	0.0000E+00	1.0027E-06
U-235	0.0000E+00	1.3127E-04
U-238	0.0000E+00	1.8099E-02
Pu-238	1.9946E-04	1.1714E-04
Pu-239	4.5459E-03	2.6697E-03
Pu-240	2.0104E-03	1.1807E-03
Pu-241	8.9797E-04	5.2736E-04
Pu-242	5.7364E-04	3.3689E-04
Am-241	8.1838E-03	1.2019E-03
Zr-90	8.5615E-03	0.0000E+00
Zr-91	1.8671E-03	0.0000E+00
Zr-92	2.8538E-03	0.0000E+00
Zr-94	2.8921E-03	0.0000E+00
Zr-96	4.6593E-04	0.0000E+00
N-15	3.3052E-02	0.0000E+00
0-16	0.0000E+00	4.8045E-02
計	6.6103E-02	7.2309E-02

表B.1-1 各燃料の個数密度 (atoms/(cm barn))

表 B.1-2 各燃料の線源の強度(1/s/pin)

	MA 燃料	MOX 燃料		
光子	3.0393E+12	4.9551E+11		
自発核分裂中性子	1.6293E+04	9.5422E+03		
$0^{16}$ ( $\alpha$ , n)	-	2.3504E+04		

# B.1.3 評価モデル

図B.1-1に貯蔵庫の平面図を、図B.1-2に正面図を示す。図に示すように検出器はA、B、C、 D及びEの5点とし、一辺50cm、厚さ1mmの直方体のタリー領域を仮定した。貯蔵庫の中心面 (z=-60cm)には反射境界を置き、左右対称とした。 燃料貯蔵庫には、1つの棚に各段6個の収納カートリッジを置き、これを6段に重ね、壁の両 側に、MA燃料貯蔵庫に2列,MA燃料貯蔵庫に4列の棚を配置することを想定した。MA燃料貯蔵 庫及びMOX燃料貯蔵棚の寸法を表B.1-3に示す。ここでは収納カートリッジが厚さ10mmの SUS304ケースに封入され、全ての燃料が貯蔵庫に収納されていると仮定した。貯蔵庫の普通 コンクリートの密度は2.1g/cm³とし、壁厚は天井と床を含めて一律に50cm⁹⁵とした。燃料貯蔵 庫内の実効線量率が高くなると考えられることから、燃料貯蔵庫エリア境界に厚さ12.2cmの 遮へいシャッタを設置することを想定した。遮へいシャッタは、FCA炉室の遮へい扉の構成を 参考にし、材料はB₂0₃含有ポリエチレン、板厚はFCAの板厚(5.1cm)の2倍を想定した。シャッ タ間に1cmの間隙があることを想定し、また中央部シャッタと床との間には10cmの隙間を想定 した。表B.1-4に遮へいシャッタの仕様を示す。

表B.1-3 貯蔵棚の評価条件

項目	MA 燃料	MOX 燃料
貯蔵棚構成	2列×2組×6段=24個	4 列×2 組×6 段=48 個
収納カートリッジ数量(最大容量)	24 個×6=144 個	48 個×6=288 個
ピン状燃料本数(貯蔵可能本数)	144 個×6=864 本	288 個×6=1728 本
カートリッジ横ピッチ	120mm	120mm
カートリッジ縦ピッチ	300mm	300mm
カートリッジ外径(SUS 遮へいを含む)	70mm	70mm
カートリッジ長さ(SUS 遮へいを含む)	320mm	320mm

表B.1-4 遮へいシャッタの仕様

材料名	密度(g/cm ³ )	組成(wt.%)	厚さ(cm)
扉枠	7.92	SUS304	0.6 $\times$ 2
カドミウム板	8.65	Cd	0.2
B ₂ O ₃ 含有ポリエチレン板	1.04	H(11.4), O(13.8), B(6.2), C(68.6)	10.2
鉛板	11.34	Pb	0.6



図B.1-1 MA燃料貯蔵庫(左)とMOX燃料貯蔵庫(右)の平面図と評価点(A~E) 図中 Polyetheleneは遮へいシャッタを表す。



図B.1-2 MA燃料貯蔵庫(上)とMOX燃料貯蔵庫(下)の正面図

## B.1.4 評価結果

表B.1-5に評価点BおよびDにおける実効線量率を示す。収納カートリッジ運搬台車の出 し入れのために運転員が立ち入る可能性がある場所は評価点Bである。評価点Bの線量はMA 燃料用貯蔵庫で46µSv/h、MOX燃料用貯蔵庫で26µSv/hであり基準となる25µSv/hを超え ているが、通常は運搬台車の出し入れに立ち入るのみで滞在時間が短いため、作業時間の 管理により作業員の被ばく線量を十分に小さくすることができる。

また、貯蔵庫の外部である評価点Dにおける線量は0.1μSv/h以下であり、十分に小さい。

				,,
	評価	点 B	評価点 D	
	MA 燃料	MOX 燃料	MA 燃料	MOX 燃料
光子	38.8	7.1	<0.1	<0.1
自発核分裂	6.6	4.7	<0.1	<0.1
$0^{16}(\alpha, n)$	-	12.1	_	<0.1
二次光子	0.5	2.0	<0.1	0.1
合計	45.9	25.8	<0.1	0.1

表B.1-5 評価点B、Dにおける実効線量率(μSv/h)

# 付録 B.2 収納カートリッジ運搬台車周辺の空間線量

## B.2.1 評価モデル

収納カートリッジの寸法を表B.2-1に示す。アルミニウム製の収納カートリッジには、ピン 状燃料が6本収納される。カートリッジは台車上でSUS304の遮へい体に覆われており、その厚 さをパラメータとして所定の地点における実効線量率を評価した。

遮へい厚さが10mm(径70mm)のときの計算モデルを図B.2-1に示す。評価点は図B.2-2に示 す点Bとした。点Bは線源から最大の線量を示す方向に1mの距離に位置する。

	·
項目	寸法(mm)
ピンピッチ	16
中心部空隙外径	10. 29
ピン状燃料挿入孔外径	10. 4
ピン状燃料挿入孔長さ	300
カートリッジ外径(遮へいを含まない)	50
SUS304 遮へい厚さ	0. 0, 10. 0, 30. 0, 50. 0, 100. 0

表B.2-1 収納カートリッジの寸法





図B.2-2 収納カートリッジ周辺の線量評価点

# B.2.2 評価結果

図B. 2-3および表B. 2-2に評価点Bにおける実効線量率を示す。図B. 2-3から30m程度の遮 へいでγ線が減衰されていることが分かる。SUS遮へい30mmを付加した収納カートリッジ から1m点の線量は、MA燃料で5.2μSv/h、MOX燃料で2.5μSv/hであり、十分に小さく作業 員が運搬台車で運ぶことが可能である。



図B.2-3 収納カートリッジ周辺の線量評価結果(左:MA燃料、右:MOX燃料)

	MA 燃料	MOX 燃料
光子	4.31	0.71
自発核分裂	0.87	0.49
$0^{16}$ ( $lpha$ , n)	0	1.3
二次光子	<0.01	<0.01
合計	5.18	2.49

表B.2-2 遮へい厚さ30mm、評価点Bにおける実効線量率(μSv/h)

# 付録 B.3 空調停止時の MA 燃料貯蔵庫温度評価

MA 燃料貯蔵庫においては、MA 燃料の発熱を換気空調系により常時冷却する方式が計画され ているが、電源喪失等により強制冷却が喪失した場合に、貯蔵庫内部は密閉とし貯蔵庫外壁 からの自然放熱のみに期待した条件では、コンクリート温度が事故時の制限温度(65℃)を超 える可能性がある。そこで、MA 燃料貯蔵庫の換気空調系の吸気/排気ダクトを事故時に同じ 管理区域である燃料取扱室に開放し、燃料取扱室雰囲気をヒートシンクとした自然循環によ る冷却について概略検討を行った。

#### B.3.1 解析モデルと解析方法

解析対象としては、MA 燃料用貯蔵庫を想定し、燃料取扱室からの換気系吸気ダクトは床面 レベルに設置する一方で、排気ダクトは自然循環促進を目的に貯蔵庫天井よりも高いレベル で燃料取扱室に排気されるものとし、解析では排気ダクト高さをパラメータとして、その効 果を確認するものとする。なお、貯蔵庫の天井高さは 3m 程度が想定されるため、3m 以上の 排気高さは確保可能である。

具体的な解析モデルを図 B.3-1 に示す。また、貯蔵棚に置かれたカートリッジは、同一寸 法の管が規則的に配置された管束としてモデル化する。吸気ダクトから貯蔵庫に流入した空 気は、貯蔵庫に置かれたカートリッジにより加熱されて高温となり上昇した後、排気ダクト から燃料取扱室に排気されて低温となり、吸気ダクトに戻る。この際の自然循環は、貯蔵庫 内の高温側空気と燃料取扱室内の低温側空気のヘッド差に、貯蔵棚部、吸気・排気ダクト内 部、吸気/排気急収縮・急拡大部の圧力損失の合計が釣り合う形で起きるものとした。

空気の温度上昇は次式で表される。変数の一覧を表 B.3-1 に示した。

$$T_h = T_c + \frac{qN}{wC_p}$$
(B. 3-1)

自然循環ヘッド差は次式で表される。

$$\Delta P_{\rm nc} = g\{L_1(\rho_c - \rho_m) + L_2(\rho_m - \rho_h)\}$$
(B. 3-2)

それに対し、各部の圧力損失は以下の様に表される。

吸気ダクトの圧力損失

$$\Delta P_{\rm in} = \frac{1}{2} \rho_c v_{in}^2 \left( \zeta_{in} + \frac{f_{in}L_{in}}{d_{in}} \right), \quad v_{in} = \frac{w}{\rho_{in}A_{in}} \tag{B. 3-3}$$

排気ダクトの圧力損失

$$\Delta P_{\text{out}} = \frac{1}{2} \rho_h v_{out}^2 \left( \zeta_{out} + \frac{f_{out} L_{out}}{d_{out}} \right), \quad v_{out} = \frac{w}{\rho_{out} A_{out}}$$
(B. 3-4)

貯蔵棚の圧力損失96

$$\Delta P_{\text{shelf}} = \frac{1}{2} \xi N_w \rho_m v_m^2 \qquad (B. 3-5)$$

$$v_m = \frac{w}{\rho_m A_m}$$

$$\xi = \xi_l + \xi_t \left(1 - e^{-\frac{Re+1000}{2000}}\right)$$

$$a = \frac{S_T}{d_0}, \qquad b = \frac{S_L}{d_0}$$

$$\xi_l = \frac{f_{alf}}{Re}, \quad \xi_t = \frac{f_{atf}}{Re^{0.1b/a}}$$

$$f_{alf} = \frac{280\pi \{(b^{0.5} - 0.6)^2 + 0.75\}}{(4ab - \pi)a^{1.6}}$$

$$f_{atf} = \left\{0.22 + 1.2 \frac{\left(1 - \frac{0.94}{b}\right)^{0.6}}{(a - 0.85)^{1.3}}\right\} 10^{0.47(\frac{b}{a} - 1.5)} + 0.03(a - 1)(b - 1)$$

圧力損失の合計

$$\Delta P_{\text{loss}} = \Delta P_{\text{shelf}} + \Delta P_{\text{in}} + \Delta P_{\text{out}}$$
(B. 3-7)

空気の質量流量wを調整し次式が満たされるようにする。

$$\Delta P_{\rm nc} = \Delta P_{\rm loss} \tag{B. 3-8}$$

#### B.3.2 解析結果

吸気ダクトと排気ダクトの高低差が7mである場合の解析結果を表 B.3-1に示す。吸気ダクトの空気温度が20℃の場合、排気ダクトの空気温度は52.21℃と評価される。躯体のコンク リート温度は空気温度以下であるので、事故時の制限温度である65℃が十分満たされる。

図 B.3-2 にダクトルートの配置例を示す。燃料取扱室の床面付近に吸気ダクトを設置し、 天井付近に排気ダクトを設置することで 7m 以上の高低差を確保することができる。

## B.3.3 まとめ

今回の概略検討の結果、MA 燃料貯蔵庫の換気空調系の吸気/排気ダクトを事故時に燃料取 扱室に開放し、燃料取扱室雰囲気をヒートシンクとした自然循環による冷却に期待すること により、コンクリート温度が事故時制限値を満足できる可能性が確認できた。今後は、伝熱

⁹⁶ 熱工学ハンドブック VDI 熱アトラス第4版

流動解析プログラムを用いて3次元モデル等による詳細解析を実施して冷却可能性を確認し ていく必要がある。また、燃料取扱室の熱容量は十分に大きいことが期待されるが、燃料取 扱室および室内の空気温度の上昇速度を確認する必要がある。





変数	単位	意味	L1+L2=7m の場合
q	W/本	ピン一本あたりの発熱量	3.75
Ν	本	貯蔵庫のピン本数(貯蔵可能本数)	864
Cp	J/kg/K	空気比熱	1010
W	kg/s	空気の質量流速	0.09958
T _c	°C	吸気空気温度	20.00
$T_m$	°C	棚中心の空気温度	36.10
$T_h$	°C	排気空気温度	52.21
$\Delta P_{nc}$	Pa	自然循環ヘッド	3. 899
g	$m/s^2$	重力加速度	9.80
L ₁	m	吸気高中心から棚中心までの距離	1.2
$L_2$	m	棚中心から排気口中心までの距離	5.8
$ ho_c$	kg/m ³	吸気空気密度	1.189
$ ho_m$	$kg/m^3$	棚中心の空気密度	1.127
$ ho_h$	kg/m ³	排気空気密度	1.072
$\Delta P_{loss}$	Pa	圧力損失の和	3. 899
$\Delta P_{in}$	Pa	吸気ダクトの圧力損失	0.952
$\Delta P_{out}$	Pa	排気ダクトの圧力損失	2. 393
$\Delta P_{shelf}$	Pa	貯蔵棚の圧力損失	0.555
v _{in}	m/s	吸気ダクト内の空気流速	1.185
$v_{out}$	m/s	排気ダクト内の空気流速	1.315
A _{in}	$m^2$	吸気ダクトの流路面積	0.07069
A _{out}	$m^2$	排気ダクトの流路面積	0.07069
L _{in}	m	吸気ダクト長さ	1
L _{out}	m	排気ダクト長さ	15
d _{in}	m	吸気ダクト直径	0.3
$d_{out}$	m	排気ダクト直径	0.3
$\zeta_{in}$		吸気ダクト出入り口形状係数の和	1.5
ζ _{out}		排気ダクト出入りロ形状係数の和	1.5
f _{in}		吸気ダクトの摩擦損失係数	0. 02539
f _{out}		排気ダクトの摩擦損失係数	0.02556

表 B.3-1 変数表および L1+L2=7m の場合の値(1/2)

変数	単位	意味	L1+L2=7m の場合
$d_0$	m	貯蔵カートリッジ直径	0.07
$S_T$	m	貯蔵カートリッジの水平方向ピッチ	0.1
$S_L$	m	貯蔵カートリッジの鉛直方向ピッチ	0.3
$A_m$	$m^2$	棚内部狭隘部の流路面積	0.2160
$v_m$	m/s	棚内部狭隘部の空気流速	0.4089
Re		貯蔵棚中心のレイノルズ数	1711
ξ		係数	0.9811
ξι		係数(層流)	0.03962
$\xi_t$		係数(乱流)	1.269
f _{alf}		係数(層流)	67.80
f _{atf}		係数(乱流)	11.84
N _w		流れ方向のカートリッジ数	6

表 B. 3-1 変数表および L1+L2=7m の場合の値(2/2)

# 付録 C.1 安全出力系の応答に対する解析

## C.1.1 回路の応答に対する解析

TEF-P は熱出力が最大 500W までの範囲で実験可能である。陽子ビームを用いた実験でも平 均出力 500W 以下で運転するが、25Hz の周期で陽子ビームが導入されるので、ピーク値では 500W の出力を超えることとなる。このような出力時間変化に対して炉周期短によるスクラム の考え方は適応できないため、制御棒挿入禁止による未臨界担保の条件で、炉周期短による スクラムはバイパスされる。この場合に、過出力に対するスクラムは安全出力系の中性子束 高によって行われ、安全出力系からの出力も炉心出力と同様に 25Hz の周期構造を持つが、回 路の特性により出力信号の形状が異なる。本解析では、安全出力系からの出力のピーク/平均 比を計算した。

図 C. 1-1 に安全出力系増幅部の回路図を示す。 $I_0(t)$ の電流が回路に入力されたとき、回路 に発生する電圧(=出力信号)は次式で得られる。



図 C.1-1 安全出力系增幅回路

$$\begin{cases} I_1(t) + I_2(t) = I_0(t) \\ I_1(t) = C\dot{V}(t) \\ V(t) = I_2(t)R \end{cases}$$
(C. 1-1)

すなわち、

$$V + CRV = I_0 R \tag{C. 1-2}$$

境界条件を周期 f(Hz)で周期的である場合は、

$$V(0) = V\left(\frac{1}{f}\right) \tag{C. 1-3}$$

境界条件を初期条件ゼロで与える場合は、

$$V(0) = 0$$
 (C. 1-4)

今、入力微少電流 I₀(t) がf=25Hz のパルス形であるとすると、次式のデルタ関数で表される。

$$I_0(t) = \frac{I_d}{f} \delta(t) \tag{C. 1-5}$$

ただし、1 秒あたりの発生電荷を $I_d$ とした。この場合、式 C. 1-2、式 C. 1-3 の解は次式となる。

$$V(t) = \frac{I_d}{fC} \left\{ \frac{e^{\frac{1}{CRf} - \frac{t}{CR}}}{e^{\frac{1}{CRf}} - 1} \right\}$$
(C. 1-6)

パルスモードで運転されている原子炉からの入力微少電流はデルタ関数よりもピークが小 さい形状である。入力微少電流は炉心出力に比例するとし、炉心出力は表 C.1-1 の条件より 評価した。また、回路時定数については FCA を参考に 10ms と暫定した。(表 C.1-2)

k _{eff}	単位	0.995
eta _{eff}		0.75%
未臨界度	\$	-0.67
中性子寿命 1	μs	0.35

表 C. 1-1 TEF-P 炉心条件

	単位	TEF-P	FCA 運転系*	FCA 安全系*
f	Hz	25	25	25
С	F	1.00E-06	2.35E-05	2.20E-07
R	Ω	1.00E+04	1.00E+04	1.00E+04
時定数=CR	ms	10	235	2.2

表 C. 1-2 TEF-P 及び FCA の回路時定数

*参考值

炉心出力に対する安全出力系出力の概念図を図 C.1-2 に示す。パルス状に変化する炉心出 力に対し、安全出力系は回路特性に応じてややピークが下がった応答をする。平均出力(図 C.1-2 中 a)は炉心平均出力に校正される。 平均出力に対するピーク出力(b)の比を、未臨界度の関数として図 C.1-3 に示す。k_{eff} が 0.995 の場合、比は 223%となる。k_{eff} が 1 に近づくとき、炉心の出力ピークは相対的に小さ くなるため、比は 100%に近づく。一方、k_{eff} が小さくなる場合、ピークは大きくなるため、 比は増加するが、回路の特性から 407%が上限となる。すなわち、「陽子ビーム運転モード」 の実験では比は 223%から 407%の範囲となる。



炉心出力時間変化安全出力系出力時間変化図 C.1-2 炉心出力に対する安全出力計出力の概念図



図 C.1-3 安全出力系からの出力のピーク/平均比

# 付録 C.2 保護信号と保護動作

これまでの TEF-P の安全解析や安全保護計画の検討結果などを参考にして、今回の安全予備解析の実施に必要となる保護信号と保護動作について暫定的に設定した。

#### C.2.1 概要

MA 燃料の装荷を想定しない場合の TEF-P の安全解析の検討例は、報告書^{[2],[3]}にまとめら れている。この結果のうち、解析で実際に期待した安全保護信号と保護動作を整理して、 表 C. 2-1 に示す。また、TEF-P で検討中の基本概念検討で設定した、運転モード別のスクラ ム条件(信号項目と作動条件)を表 C. 2-2 に示す。これらを参考にして、「炉停止(止める)」、 「崩壊熱除去(冷やす)」、「格納(閉じ込める)」の各基本機能について必要な安全保護信号 と保護動作の検討を行う。

(1) 炉停止(止める)

「陽子ビーム運転モード」用の核計装に関する現行計画(試験時の最大出力 500W、「陽子 ビーム運転モード」用に専用の核計装は設けず、「通常運転モード」と同じ安全系核計装(時 定数 10ms)を使用する)を踏まえて、出力の異常上昇を検知するための原子炉スクラム信号 は、従来通り下記の3項目とする。

- ① 短炉周期信号
- ② 中性子束高(安全系)信号
- ③ 中性子束高(運転系)信号
- また、炉停止のための保護動作も、従来通り下記の3項目とする。
  - ① 全制御・安全棒の引抜き(全モード)
  - ② 移動テーブルの後退(全モード)
  - ③ 陽子ビームの停止(ビームシャッタ閉止、電磁石遮断器開)(ビーム導入時)

(2) 崩壊熱除去(冷やす)

従来の TEF-P の設計においては、MA 燃料を使用しない炉心については、電源喪失等の異 常により原子炉がスクラムした際に格子管冷却系による強制冷却が喪失しても燃料温度が 制限温度を超えることはないので、安全機能としての崩壊熱除去に係わる保護動作は不要 としている。MA 燃料炉心についても、強制冷却が喪失しても燃料等の温度が制限温度を超 えることはないことが評価で確認されており、崩壊熱除去に係わる保護動作とそれに関連 した安全保護信号は不要となる。(ただし、現状の設計では、実験上の目的から必要な可能 性を考慮して「MA 燃料炉心冷却系異常」信号が設けられている。)

(3) 格納(閉じ込める)

従来の TEF-P の設計では、試験実施時には二次容器内を気密状態にして原子炉の運転を行

い、何らかの事故が発生した場合でも事故の収束が確認されるまでは密閉状態を維持する ことを原則として、安全評価上は、事故発生から24時間後に運転員が事故処置等のために 炉室に立ち入る際に炉室排気設備を手動で起動するという想定で評価を実施している。MA 燃料の装荷炉心においてもこの考えを踏襲すると、「閉じ込め」機能に係わる保護動作およ び保護信号は特に必要としないこととなる。ただし、陽子ビーム導入時には陽子ビーム輪 送管の二次容器隔離弁が開状態となっているので、原子炉スクラム時には、陽子ビーム停 止と併せて閉止するものとする。

- (4) まとめ
  - i) 原子炉スクラム信号: 従来ベースから変更なし。
  - ii)原子炉スクラム動作
    - ・全制御・安全棒の引抜き(全モード)
    - ・移動テーブルの後退(全モード)
    - ・陽子ビームの停止(ビームシャッタ閉止、電磁石遮断器開、二次容器隔離弁閉)(ビ ーム導入時)

#### C.2.2 保護信号の設定値と応答時間の検討

前節の検討結果を踏まえて、安全予備解析の実施に必要と思われる下記の原子炉スクラム 信号について、信号設定値と応答時間の検討を行った。中性子束高信号については、炉出 力が規定以上になった場合にスクラム信号を高速度で発する安全出力系を対象に検討した。

- · 短炉周期信号
- · 中性子束高(安全系)信号
- (1) スクラム設定値の検討
  - 1) 基本的考え方

安全解析において原子炉スクラム信号の発信に期待する場合には、信号の計器設定値 に対して計測誤差等を考慮して余裕を見込んだ設定値を使用する必要がある。また、 計器設定値の設定にあたっては、定格値に対して計測誤差や通常運転時の変動などを 考慮して誤スクラムが起こらないように定めるのが通例であり、ここでは、HTTRの場 合の計器設定値と解析用の安全評価用作動限界値の設定を行った際の積み上げの考え 方⁹⁷の例を参考にする。

2) 短炉周期信号

本信号の計器設定値については、特に誤スクラム防止のための積み上げは検討せずに、 FCAで実績があり誤スクラムの恐れもないと考えられる、5sを設定値とする。

⁹⁷ HTTR の安全審査時の検討^[23]を参考とする。

また、短炉周期信号は、対数出力系の中性子束信号を演算することによって得られる 信号であるが、熱出力誤差のような中性子束の絶対値に対する誤差の影響は受けない ことから、スクラムチャンネル誤差を HTTR の出力領域中性子束信号の値(4%)に余裕を 見た 10%と暫定する。これに基づき、図 C. 2-1 に示すように誤差等を積み上げることと し、解析用設定値を 4s と暫定的に設定するものとする。

- 3) 中性子束高(安全系)信号
  - (a) 「通常運転モード」

「通常運転モード」の場合の運転出力の最大値を 500W、本信号の計器設定値を 550W (オーバーシュート、中性子東レベル変動、設計上の余裕を含む)とした場合に、HTTR の設定例を参考にして計器設定値および解析用設定値の積み上げの検討を実施した。 図 C. 2-2 に、検討結果を示す。解析用設定値は、650W となった。

ここで、各項目の値は、以下のように暫定した。

i. オーバーシュート、中性子束レベル変動

暫定的に、HTTR のオーバーシュート(1%)および中性子束レベル変動(1%)と同じと した。なお、ここでのオーバーシュートは、出力変更時等に発生するものを想定し ている。

ii. スクラムチャンネル誤差、制御変動誤差

暫定的に、HTTR のスクラムチャンネル誤差(4%)および制御変動誤差(0.5%)と同じ とした。

ⅲ. 原子炉熱出力誤差

FCAの検討例(線形出力系の読みが 0.5×10⁻⁶Aの時の熱出力が 4.01±0.44W)⁹⁸から、10%とした。

iv. 今回の暫定設定に対する余裕

コンフィグレーションファクタ⁹⁹も含めて、今回の暫定的な設定に対する余裕として、46W(9.2%)を見込むものとする。

なお、実際の運用においては、試験に使用する測定レンジの63%を計器設定値とする ので、その設定値が熱出力に換算して550Wを超えていないことを確認した上で試験を 実施することになる。

(b)「 陽子ビーム運転モード」

「陽子ビーム運転モード」時の平均熱出力最大値とそれに対応したパルス運転時ピーク出力(誤差込み)を、それぞれ 0.5kW(=500W)、1.3kW、ピーク出力のスクラム計器設定値を 1.7kW とする。これらの値は付録 C.1の検討結果から次の様に設定した。

⁹⁸報告書^[22]の19頁を参照のこと。

⁹⁹ 制御棒の挿入パターンの変更等により生じる中性子束分布の歪みに起因した、中性子束検出器位置 での中性子束レベルのずれを指す^[23]。

i. 1パルスに対する検出器応答

k_{eff}≦0.995、核計装時定数 10ms を仮定した炉心出力に基づく検出回路応答の検討 結果から、検出器ピーク出力の平均出力に対する比は約 220%となる¹⁰⁰。平均熱出力 500W で陽子ビーム導入実験を行う場合、ピーク出力は 1.1kW となる。

ii. 計器設定値

前項の1.1kWに対して、評価誤差等を考慮して1.2倍した1.3kWを設定値検討用の ピーク出力とする。

このピーク出力(1.3kW)に通常運転時の変動と設計上の余裕を考慮して1.3倍した1.7kWを計器設定値とする。通常運転時の変動の中には、ビーム変動としてピーク出力の+20%(平均熱出力の+52%)を暫定値として考慮した。

この場合の計器設定値および解析用設定値の積み上げの結果を、図 C. 2-3 に示す。図 C. 2-3 より、ピーク出力の解析用設定値は、1.9kW とする。ただし、解析が平均熱出力 のみの計算を行い、詳細なパルスモード挙動の評価は行わない場合には、ピーク出力 の解析用スクラム設定値に対応した平均熱出力のスクラムレベルを、次式によりピー ク出力/平均出力比を考慮して算定した上で、解析に使用する必要がある。

$$P_a = \frac{P_p}{R_{pa}} \tag{C. 2-1}$$

ここで、

P_a: 平均熱出力スクラムレベル
 P_p: ピーク出力の解析用スクラム設定値(= 1.9kW)
 R_{pa}: ピーク出力/平均出力比.

ピーク出力/平均出力比 R_{pa}は、ノミナル値 2.20 に対して±0.40 (±0.2kW 相当)の誤 差があるので、平均熱出力スクラムレベルを保守的に高めに評価するようマイナス側 の誤差を考慮して、

 $R_{na} = 2.20 - 0.40 = 1.80$ 

を採用すると、式 C. 2-1 より、平均熱出力スクラムレベル Paは、

 $P_a = 1.9 kW / 1.80 = 1.06 kW$ 

となる。

なお、ここでは、オーバーシュートやスクラムチャンネル誤差等について、「通常運転モード」の場合と同様にHTTRのデータを暫定的に使用しているが、未臨界で行う「陽子ビーム運転モード」の場合の応答特性は臨界状態の場合と異なる可能性が考えられるので、今後の検討が必要である。

¹⁰⁰ 検出器ピーク出力の平均出力に対する比が 220%を超える場合には、スクラム設定値を超えてスクラムが発生した場合の平均出力は、220%の場合よりも小さくなる。従って、220%の場合が最もスクラム時の平均出力が大きく保守的な仮定となる。

4) まとめ

短炉周期信号と中性子束高(安全系)信号のスクラム信号設定値の検討結果を、まとめて表 C. 2-3 に示す。

(2) 応答時間の検討

原子炉スクラムの応答時間について、FCA における実績とこれまでの安全解析に使われた 条件等を参考に表 C.2-4 に示すように整理を行った。これらは現時点では各設備に対する 要求条件となるものであり、今後の設備設計具体化の中で達成可能なことを確認していく 必要がある。

		年期	踊ん	。通常運転モード」でのみ発生を想定。
ている信号と保護動作	-1L-	と保護動作	安全保護動作	・制御安全棒の引抜き
安全解析で作動を期待し、	-運転時の異常な過渡変	期待する信号	原子炉スクラム信号	・短炉周期(5s)
表 C. 2-1 従来の		安車	<b>※</b>	・制御棒の誤挿入
			77.狽	反応度の異常な変化

- 車 わ-

出力上昇がスクラムレベル未満の場合

・制御安全棒の引抜き

・安全系中性子束高(1kW)

・陽子ビームの誤導入(ビーム出

その他の設備特有な事象

力の調整異常)

・可動装荷物駆動装置の誤作動

・安全系中性子束高(1kW)

には、運転員による対応が必要。

		-事故-		
	申	保護動作に関する事象想定上	解	待する信号と保護動作
<u>77</u> 换	<b>※</b>	の仮定	原子炉スクラム信号	安全保護動作
反応度事故	・制御棒の誤挿入	・ 短炉周期信号の不作動	・安全系中性子束高	・制御安全棒の引抜き
		• 安全巫山性子市真信号歌		
	· 可執法 持吻 該執法 第 < 部 < f                                                                                                                                                                                                                                                                                                 	メエホート」不同口っ以		
	「「對我们」などであった「「」ないない」で	定値の誤設定(1→10kW)		
	・燃料誤装荷による密着中の臨界	・ 短炉周期信号の不作動	・安全系中性子束高	・制御安全棒の引抜き
		• 安全系中性子束高信号設		・移動テーブルの後退
		定値の誤設定(1→10kW)		
環境への放射性物	・燃料引出し落下事故(+被覆破損	I	I	・原子炉建屋の閉じ込め効果(除染係数 10)
質の異常な放出	+Pu 酸化)			・炉室排気設備
その他原子炉施設	・臨界体系への陽子ビーム導入	• 安全系中性子束高信号設	<ul> <li>安全系中性子東高</li> </ul>	・制御安全棒の引抜き
の設計により必要		定値の誤設定(1→10kW)		・陽子ビームの停止
と認められる事象				

通田	作動 ロジック	作勤条件	<b>賢</b> 御 麗	ン 一 子 塔 軍	「ー」」上「『	「■転モード
			条件(Oor ×)	設定値 *2	条件(Oor×)	設定値 *2
短炉周期	1/2	炉周期付对数出力計	0	(5s以下)	×	1
中性子束高	1/2	安全系線形出力計 *1	0	(各レジ)で63%以上)	0	原山
中性子束高(非安全系)	1/2	運転系線形出力計 *1、*3	0	(各いジーで100%以上)	0	原山
制御安全棒シリンダー圧力異常	1/2	圧力スイッチ	0	(0.37MPa以上)	0	(0.37MPa以上)
テーブル密着後の離脱	1/2	テーブル密着スイッチ	0	(密着でない)	0	(密着でない)
地震加速度大	1/2	地麗計	0	(水平50GAL以下) (垂直25GAL以下)	0	(水平50GAL以下) (垂直25GAL以下)
核計装高圧電源異常	1/2	高圧電源トリップ回路 *3	0	(電源新)	0	(電源新)
停電	1/2	停電検出リレー	0	(レーオフ)	0	(リレーオフ)
炉室扉開放	1/2	炉室扉スイッチ	低出力時はバイバス可	(別でない)	0	(別でない)
燃料送管ハッチ開放	1/2	ハッチスイッチ	低出力時はバイバ ス可	(別でない)	0	(別でない)
補助出入口開放	1/2	補助出入口スイッチ	0	(別でない)	0	(別でない)
換気系バタフライ弁開放	1/2	バタフライ弁スイッチ	低出力時はバイバス可	(別でない)	0	(いない)
手動スクラム	1/2 設置場所ごと	スクラムボタン(制御室内、外、炉室)	0	(重手)	0	(手動)
MA燃料炉心冷却系統の動作異常	1/2	冷却空気流量スイッチ	不要時はバイバス可	(スイッチオフ)	0	(スイッチオフ)
隔離弁開放	1/2	隔離弁スイッチ	0	(別でない)	×	I
ビームシャッター開放	1/2	ビームシャッタースイッチ	0	(別でない)	×	I
1946-19410. 昭昭の中に	タギュート	東子 ストポージメジュオス 丁子道	⊞ ¥ ⊒		•	

表 C. 5-2 運転モード別のスクラム条件

Le Jie H - H - H - o × は宅にいイバス9 る。 : 0は、まにスクフム条件として設定する。 記ちの説明

スクラム動作

:総ての制御安全棒の引き抜き、及び移動テーブルの後退 : 通常運転時

*3;中性子束高(非安全系)の核計装としては、この他に起動系対数出力計があるが、この出力計からは計数率に伴う計測制御系(テーブル、制御棒の運転条件) へのインタロック信号と、高圧電源異常のスクラム信号が出力される。

表 C. 2-3 原子炉スクラム信号 設定値

	通常運	転モード	陽子ビーム運転モード	
信号項目	計器	解析用	計器	每作用乳之店
	設定値	設定値	設定値	胜利 用 政 足 但
短炉周期信号	5s	4s	_	_
中性子束高(安全系)	<b>FFOW</b>	650W	1 71-W	1.90kW(パルス挙動解析時)
信号	990W		1. <i>(</i> KW	1.06k₩(平均熱出力解析時)

表 C.2-4 原子炉スクラム応答時間

保護動作			応答時間
制御安全棒の 引抜き	スクラム設定値到達からスク ラム用電磁石の電流断まで	短炉周期信号	200ms
		中性子束高(安全系)信号	50ms
	電磁石の電流断から制御安全棒の引抜き開始まで		50ms
	制御安全棒の引抜き開始から80%ストローク到達まで		200ms
移動テーブル	駆動機構のスクラム信号受信から移動テーブルが100mm以		10s
の後退	上分離するまで		
陽子ビームの 停止	電磁石の電流断からビームシャッタ閉止まで		200ms *

* ストッパが 60mm 自由落下するのに要する時間(√(2×0.06/9.8) = 0.11s)を丸めて設定。



### 図 C. 2-1 短炉周期信号 設定値積み上げ



図 C. 2-2 中性子束高(安全系)信号 設定値積み上げ(通常運転モード)



図 C. 2-3 中性子束高(安全系)信号 設定値積み上げ(陽子ビーム運転モード)

# 付録 C.3 運転操作盤の基本計画

計測制御系統施設の設計においては「監視操作設備及び監視操作設備に設置する指示計、 記録計、操作器、表示器、スイッチ、警報器等は、容易な運転と誤操作防止のため、運転員 の操作性並びに人間工学的観点からの考慮をした設計とする」としている。TEF-Pの運転操作 盤の設計は確定していないが、運転操作イメージを得るために、これまでの検討例を以下に 示す。

## C.3.1 運転操作イメージと盤面計画の検討例

TEF-Pの運転は、運転モードを「通常運転モード」又は「陽子ビーム運転モード」に切り 替えて必要な操作を行う。

陽子ビーム導入時および陽子ビーム停止時のモード切り替え操作の手順イメージを図 C.3-1、図C.3-2に示す。

また、それらの手順を考慮した運転操作盤の盤面レイアウト(例)を図C.3-3に示す。

なお、これらのイメージ、検討例の前提とした陽子ビーム導入実験時の運転手順は、最新 の運転手順とは一部異なる部分があるため、今後、運転操作盤の設計を見直していく予定で ある。






図C.3-3 運転操作盤の盤面レイアウト(例)

### 付録 D.1 陽子ビーム輸送機構

陽子ビーム輸送機構は、未臨界実験の目的に応じてTEF-T施設側から導入された陽子ビームを、炉心内に装荷した核破砕ターゲットに輸送する実験設備として設置する。下記の内容は、最新の知見を踏まえて、過去の検討結果^[3]の記載を見直したものである。

### D.1.1 陽子ビーム輸送機構

陽子ビーム導入実験では、TEF-T施設側からTEF-P施設(原子炉施設)へ最大ビーム出力10W の陽子ビームを導入する^[9]。この導入された陽子ビームは、更にTEF-P施設内の陽子ビーム 輸送機構で出力等を制御して炉室の核破砕ターゲットまで輸送されて実験に使用される。 陽子ビーム輸送機構は、図D.1-1に示すとおりTEF-T施設側及びTEF-P施設側の2つの輸送機 構から構成される。両者の輸送機構の境界は、図7.2-1に中に示されるPT隔離弁である。

#### D.1.2 TEF-T 施設側の陽子ビーム輸送機構

TEF-T施設側では、加速器から供給された陽子ビーム(H-イオン)をレーザ荷電変換装置に よりH⁰に荷電変換して取り出し、さらに荷電変換フォイル(SF)によりH⁺イオンに変換したあ と、偏向電磁石により曲げられてTEF-P施設の原子炉建屋内に輸送する。レーザ荷電変換装 置の性能により、TEF-P施設へ輸送される陽子ビームの最大出力は10Wである。

#### D.1.2.1 設計方針

TEF-T施設側の陽子ビーム輸送機構は、故障、火災等の異常事象によって、10W以上の陽 子ビームをTEF-P施設に導入しない設計とする。

#### D.1.2.2 主要設備

TEF-T施設側の陽子ビーム輸送機構は、レーザ荷電変換装置、荷電変換フォイル、偏向電磁石、ビームダンプ等から構成される。TEF-T施設側で取り出す陽子ビームの最大出力は、使用するレーザ荷電変換装置の性能により制限する。また、レーザと陽子ビームの同期のずれや交差位置の変動は、いずれもビーム出力を低下させる方向に作用するため、TEF-P施設へ導入する陽子ビームが最大ビーム出力10Wを超えることはない。Hイオンの輸送における故障は陽子ビームの散逸を招き、荷電変換部におけるHビームが減少するため、結果としてTEF-P施設へ導入される陽子ビームは減少する。停電、地震、真空破壊、電磁石の故障等も同様である。また、レーザ荷電変換装置は偏向電磁石の偏向途中に入射されているため、偏向電磁石の磁場が消滅した場合であっても、大強度のHTイオンがTEF-P側に入射されることはない。

#### D.1.2.3 評価

以上により、TEF-T施設における停電、地震、真空破壊等の異常事象は、いずれも陽子ビーム強度を弱める方向に作用し、陽子ビームが最大出力10Wを超えてTEF-P施設に導入されない設計となっている。

D.1.3. TEF-P 施設側の陽子ビーム輸送機構

TEF-P施設の原子炉建屋内に導入された陽子ビーム(最大出力10W)は、建屋内の陽子ビ ーム輸送機構に設けられたビーム出力調整装置によりビーム強度が調整されて炉室の核破 砕ターゲットまで輸送される。TEF-P施設側の陽子ビーム輸送機構の機器構成を図7.2-1に 示す。

#### D.1.3.1 設計方針

TEF-P施設側の陽子ビーム輸送機構は、次の方針に従い設計する。

- ① TEF-P施設側の陽子ビーム輸送機構の異常又は損傷によって過度の中性子源強度とな らない設計とする。
- ② TEF-P施設側の陽子ビーム輸送機構の運転中は炉心に反応度を添加できない設計とする。
- ③ TEF-P施設側の陽子ビーム輸送機構は制御室で制御できる設計とする。

#### D.1.3.2 主要設備

TEF-P施設側の陽子ビーム輸送機構は、図7.2-1で示されるよう次の機器で構成される。

- ・ 陽子ビーム導入窓: TEF-P施設とTEF-T施設を分ける境界であり、陽子ビーム室の壁 に設けられ、陽子ビームの入口である。
- ・ ターゲット窓: 炉室の格子管集合体に設けられ、陽子ビームの出口である。
- ・ 陽子ビーム輸送管:陽子ビーム導入窓からターゲット窓をつなぐ管であり、その内部は真空に保つ。陽子ビームを炉室のターゲットまで導く。
- ・ PT隔離弁:TEF-P/TEF-T隔壁の陽子ビーム導入窓部に設けられ、下記の2次容器隔離弁 とともに、ターゲット窓破損時に炉室の気密性を保つ。
- ・ 二次容器隔離弁:二次容器貫通部に設けられ、上記のPT隔離弁とともに、ターゲット窓破損時に炉室の気密性を保つ。
- ビームシャッタ:TEF-P/TEF-T隔壁の陽子ビーム導入窓部付近(シャッタA)及び二次容器貫通部付近(シャッタB)に設けられ、ビーム停止時にビームの遮断を行う。
- ビーム出力調整装置:導入された陽子ビームの出力をコリメータを使って調整する。
- ・ 偏向電磁石:陽子ビームを炉室に向けて曲げるための電磁石である。
- ・ ビームダンプ: 偏向電磁石で曲げられずに直進する陽子を停止させる鉄塊である。
- ・ ビームモニタ:陽子ビームの電流の監視を行う。

このほかに、制御系等から構成される。制御室では、運転モードの切り替え、陽子ビー ム出力調整装置の操作、偏向電磁石の操作、ビームシャッタ操作、隔離弁操作を行うとと もに、真空度及びビーム電流の監視を行う。

(1) 陽子ビーム導入運転の手順

陽子ビームの導入は0.5%以上の未臨界状態(k_{eff}<0.995)で行う。一般的な運転手順は表 D.1-1に示すとおりである。運転モードとしては、「通常運転モード」と「陽子ビーム運転 モード」を設けて、炉室にビーム導入した実験を行う場合は「陽子ビーム運転モード」に 切り替えて操作する¹⁰¹。陽子ビームの導入は、未臨界度確認を行った後に「陽子ビーム運 転モード」で行う。炉出力調整は、ビーム出力調整装置を用いて陽子ビームの出力を調整 することで行う。

(2) 陽子ビーム導入中のインターロックおよび原子炉停止動作

「陽子ビーム運転モード」において有効となるインターロックとして「ビームシャッタ 開放」、「ビーム入射」、「制御棒挿入禁止」、「ビーム停止」の4種類を設ける。これらの内容 を表D.1-2に示す。陽子ビーム輸送機構の運転中は、インターロックにより制御棒を挿入で きないため、反応度が添加されず炉心の未臨界を維持する設計とする。臨界実験時のイン ターロックとあわせてまとめると6章の表6.4-1の通りである。

臨界実験装置の異常が発生した場合、原子炉停止(スクラム)回路が作動し、装置を緊 急停止する。緊急停止動作は全ての制御棒及び安全棒の空気圧による引抜き並びに移動テ ーブルの後退による集合体の分離である。「陽子ビーム運転モード」中はビームの停止がこ れに加わる。原子炉停止回路の作動条件を6章の表6.5-1に示す。

「陽子ビーム運転モード」中にスクラム信号を発すると、TEF-P施設内の陽子ビーム輸送 機構の機器によりビームを遮断し、炉内への陽子ビーム導入を停止する。スクラム信号発 報後、陽子ビーム輸送機構では、偏向電磁石の電源遮断とビームシャッタ(A、B)の駆動 を同時に行う。偏向電磁石の電源遮断によりビーム軌道が変わり、炉室には陽子ビームは 入射しなくなる。偏向電磁石がオフになりビームが完全にビームダンプへ入射するまでに は約10sを要するが、ビームシャッタが短時間(1s以下)で駆動し、TEF-T施設側からのビ ームの入射を遮断するので、陽子ビームがビームダクトを照射し続ける可能性はない。ビ ームシャッタは、ビーム軌道上に無酸素銅ブロックなどを挿入し、物理的にビームを遮へ いするものである。ブロックの駆動には電磁弁を切断することで自由落下させる方法など により、ビームを短時間で遮断する。また、同時にTEF-T施設側の陽子ビーム輸送機構にも 発報する。このため、原子炉施設の安全保護動作と位置づけは異なるが、同機構の構成設 備であるレーザ荷電変換装置のレーザ光を遮断し、Hビームの取り出しを行わなくするこ とで、TEF-P施設内へのビーム導入を停止させる。

(3) 陽子ビーム輸送機構の機器、インターロックの安全上の位置付け

「陽子ビーム運転モード」においては、未臨界状態で陽子ビームを炉心に入射する限り、 加速器ビームの停止は原子炉の安全性に本質的には必要がない。このため、原子炉停止機 能にビームシャッタの閉止は不要である。なお、ビームシャッタが閉止しない場合、炉心 分離による深い未臨界状態に移行しても陽子ビーム入射の継続により炉出力はある程度残 ったままとなる。この炉出力をさらに低い状態にするとともに、ビーム上流側と縁切りす るためにビームシャッタを閉止する。このような目的は、「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」に相当するとし

¹⁰¹ ただし、裸のターゲットを用いた陽子ビーム試験運転を除く。

てMS-3に位置付ける。(MS-3の場合、安全解析ではその機能には一切期待しない。また、多 重性の要求もない。耐震クラスはCとする。)

二次容器隔離弁は「陽子ビーム運転モード」へ運転モードスイッチを切り替えた後に開 閉動作を行う。(「通常運転モード」では運転員操作により格納容器隔離弁の開閉操作がで きないようにインターロックを組む。)二次容器隔離弁は二次容器に1個を設置する。閉止 時の耐圧性は格納容器と同じ条件とする。閉止時の気密性も臨界実験時の格納容器漏えい 率(FCAで要求された値)を満たすように設計する。二次隔離弁そのものは格納容器の一部 を構成するため、安全機能(格納容器と同じ安全機能)を持つ。陽子ビーム導入機構は実 験設備であるため、陽子ビーム導入機構のインターロック動作は、「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」に相当 するとしてMS-3に位置付ける。「陽子ビーム運転モード」時の二次容器隔離弁閉止信号も同 様にMS-3とする。(ビームシャッタと同様、安全解析ではその機能には一切期待しない。)

陽子ビーム導入機構は実験設備として設置し、「陽子ビーム運転モード」時には原子炉停止機能等に関するインターロックも設けられているが、「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」に相当するとしてMS-3に位置付け、「運転時の異常な過渡変化」、「事故」ではその機能に一切期待しないものとする。

- D.1.3.3 評価
  - ① TEF-P施設に導入される陽子ビームは最大10Wであり、TEF-P施設の陽子ビーム輸送機構 における停電、地震、真空破断等の異常事象は陽子ビーム強度を弱める方向に作用す ることから、過度の中性子源強度となることはない。
  - ② 陽子ビーム輸送機構の運転中はインターロックにより制御棒を挿入できないため、炉 心に反応度が添加されることはない設計となっている。
  - ③ 陽子ビーム輸送機構は制御室で制御できる設計となっている。
  - ④ TEF-T施設における故障、火災等の異常事象が発生しても、TEF-P施設に導入される陽子ビームは最大10Wであるとともに、PT隔離弁およびビームシャッタによりTEF-T施設と分離されるため、TEF-P施設の安全性が損なわれない設計となっている。

表D.1-1 ビーム導入運	転の一般的な手順
---------------	----------

作業状態	運転 モード	運転の手順	備考
準備作業	通常運転	<ul> <li>①燃料装荷状態及び装置、機器の状態、スクラム設定値等について運転前点検を行う。</li> <li>②安全棒を全挿入する。</li> <li>③炉室に人がいないことを確認する。</li> <li>④起動用中性子源を全挿入するか、又は、中性子源 全挿入インターロックをバイパスする。</li> </ul>	
	戦 モード	<ul> <li>⑤原子炉起動の告知を行い、移動側集合体の駆動を 始める。</li> <li>⑥移動側集合体を固定側集合体に密着させる。</li> <li>⑦制御棒を所定の位置まで挿入し、所定の未臨界状 態であることを確認する。</li> <li>⑧ビームトンネル内に人がいないことを確認する。</li> </ul>	
原子炉運転状態	陽子ビーム運転モード通常運	<ul> <li>③運転モードを「陽子ビーム運転モード」に変更する。</li> <li>⑩必要に応じて起動用中性子源を引き抜く。</li> <li>⑪ビームシャッタA及びPT隔離弁を開放し、炉外のビームダンプを用いて陽子ビームの出力が所定の値に制御できることを確認する。確認後、ビーム出力調整装置により出力を一旦低下させる。</li> <li>⑫加速器のパルス運転に伴う中性子束の急激な変化によるスクラムを回避するため、スクラム項目の内、「ペリオド」をバイパスする。さらに、核計装のうちの運転系及び安全系を「陽子ビーム導入」とする(パルスのピークにおける高中性子束によるスクラムを回避するためにスクラム設定値を高くする機能である)。</li> <li>⑬ビームシャッタB及び二次容器隔離弁を開放し、偏向電磁石を起動してビームを炉室に導入する。</li> <li>⑭ビーム出力調整装置を用いて陽子ビームの出力を所定の値に調整し、炉出力を調整する。</li> <li>⑮運転モードを「通常運転モード」に変更する。</li> <li>⑪和棒を引抜き、安全棒を引き抜いた後、集合体を分離する。完全分離状態をもって運転が終了す</li> </ul>	これ以降の制御棒挿 入を不可とするインタ- <u>ヮックを設ける。</u> インタ-ヮックの必要性は 今後検討する。 核計装自動切り替 え、ビーム出力監視 は今後検討する。 インターロックは今後検討 する。
後作業	転モード	。 ⑧停止後点検を行う。 	

項目		作動条件			
(a)制御棒挿入禁止	「陽子ビーム運転モード」	中は制御棒の挿入ができない。			
	(i)両1/2集合体が密着し	ていること。			
(b)ビームシャッタ	(ii)安全棒が完全に挿入さ	れていること。			
開放	(ⅲ)「陽子ビーム運転モー	- ド」に変更されていること。			
	(iv)スクラムがいつでも動作しうる状態になっていること。				
(c)ビーム入射	ビームシャッタ及び隔離弁	<b>戸が開放になっていること。</b>			
		(i)ビーム電流が規定値を超えた場合。			
(d)ビーム停止	次のような場合にビーム 入射を停止する。	<ul> <li>(ii)施設内ビームライン真空度が規定 値以上になった場合。</li> </ul>			
		(ⅲ)スクラムした場合。			

表D.1-2 陽子ビーム導入インターロック回路



図 D.1-1 陽子ビーム輸送機構の全体構成

### 付録 D.2 MA 燃料炉心冷却系の検討

炉心冷却系(図 D. 2-1 参照)のブロワ容量の検討のためには、MA 燃料の冷却に必要な空気 の流量、すなわち MA 燃料領域の燃料流路に流すべき空気流量を検討する必要がある。一方で、 過去の検討例によると、MA 燃料領域に必要な流量を流そうとすると圧力損失が過大になる可 能性も指摘されている^[4]。そこで、燃料温度の制限と圧力損失の制限の両者を考慮した上で、 MA 燃料の冷却に必要な空気流量と圧力損失の検討を実施した。

### D.2.1 設計条件

(1) 燃料温度制限值

実験時の燃料温度に関する設計条件をまとめると、下記の通りである。

- ① MA 燃料温度 40℃以下
- ② MA 装荷炉心(MA 燃料、ドライバ燃料)の軸方向/径方向の温度差 10℃以下
- ③ 分離平衡状態から密着して平衡に到達するまでの時間 1時間以内

上記のうち②の径方向温度差の制限は、MA 燃料とドライバ燃料の間の温度差にも適用されるものであり、ドライバ燃料の温度は低い場合には室温(20℃)と同じになると考えられるため、MA 燃料の実質的な温度制限は 30℃以下¹⁰²とする必要がある。そこで、ここでの検討では、分離運転時、密着運転時ともに MA 燃料の最高温度を 30℃以下とするのに必要な空気流量の検討を実施した。

(2) 圧力損失の制限

炉心が密着して移動炉心側ブロワのみで運転している状態では、移動炉心側の冷却室に は炉心全体の圧力損失と同じだけの負圧が、また密着面まわりには全体の圧力損失の約半 分に相当する負圧が、それぞれ作用することになる。しかし、密着面や冷却室内の圧力を 数10kPaを大きく超えるような負圧に維持することには構造上の問題が考えられる(10kPa の負圧が1m²の面に作用すると、約1 t の荷重に相当する。)ことから、FCA の実績(移動 側ブロワの容量 40 m³/min、ヘッド 8.8 kPa)^[24]や TEF-P の過去の検討例を参考に、炉心 圧力損失の目安値を10 kPa に設定するものとする。

### D.2.2 寸法条件及び評価手法

(1) 寸法条件

カランドリア構造(MA 燃料部および反射体部¹⁰³)の基本寸法と径方向断面図を、表 D. 2-1、 図 D. 2-2 に示す。

¹⁰²後述のとおり、最終的には、この制限温度は 35℃に変更することとした。また、①で MA 燃料温度 40℃以下の制限を別途設定しているが、本検討では保守的な必要流量を設定する観点から低めの温度 である 35℃を検討条件とした。

¹⁰³ カランドリアには、炉心中央部にピン状 MA 燃料を、後部にピン状反射体を装填する。

(2) 評価手法

燃料ピン内の発熱分布が一様とすると、空気の流れ方向の温度分布は直線となり、燃料ピン表面と空気との温度差(膜温度差)は軸方向に一定となるので、燃料の最高温度は炉心出口 に発生する。また、燃料ピン内部の温度差はほとんど無視できることから、簡単のために被 覆管表面の温度で代表させることとし、燃料最高温度を下記の式で求めた。

$$T_{out} = \frac{Q}{C_p G} + T_{in}$$
(D. 2-1)

$$T_{f} = \frac{q''}{h} + T_{out}$$
 (D. 2-2)

ここで、

- Tout: 空気出口温度 (℃) T_{in}: 空気入口温度 (℃) T_f: 燃料最高温度 (℃) Q : 炉心総発熱量 (W) q": 燃料ピン表面熱流束 (W/m²) G : 空気の質量流量 (kg/s) C_p: 空気の定圧比熱 (W・s /kg・K) h : 熱伝達率 (W/m²・K)
- また、熱伝達式は下記のうちの値が大きい方を用いた。

Nu = 4.36 (層流)

 $Nu = 0.019 \gamma^{-0.16} Re^{0.8} Pr^{0.5} \quad (11 \text{ if}) \tag{D. 2-3}$ 

(D. 2-4)

ここで、乱流の熱伝達式は、Dalle Donne の式に若干の修正を加えたもので、 $\gamma$ は、流路の 半径比(内径/外径)である。

流路の圧力損失ΔPは、摩擦損失と出入口の急収縮・急拡大の形状係数を考慮した下記の式 で求めた。

$$\Delta P = \frac{\rho_{ave}}{2} v^2 \left( \lambda \frac{1}{d_{eq}} + k_1 + k_2 \right)$$
(D. 2-5)  
$$v = \frac{W}{A_c}$$
(D. 2-6)

$$W = \frac{G}{\rho_{ave}}$$
(D. 2-7)

ここで、

ΔP: 圧力損失 (Pa)
 v : 流速 (m²)
 d_{eq}: 水力等価長さ (m)

l :流路長さ(m)
 A_c :流路断面積(m²)
 λ :摩擦係数(-)
 k₁ : 急収縮の形状係数(= 1.0)
 k₂ : 急拡大の形状係数(= 1.0)
 ρ_{ave}: 空気の平均密度(kg/m³)
 W :空気の体積流量(m³/s)

なお、空気の平均密度  $\rho_{ave}$  は、下記で得られる空気平均圧力  $P_{ave}$  より求めた。

$$P_{ave} = \frac{P_{out} + P_{in}}{2}$$
(D.2-8)

$$P_{out} = P_{in} - \Delta P \tag{D.2-9}$$

ここで、

Pave: 空気の平均圧力 (Pa)

Pin:空気入口圧力(Pa)

Pout: 空気出口圧力 (Pa)

また、摩擦圧力損失係数としては、流路形状の種類に係わらず、共通して下記の層流の式と 乱流の式の値の大きい方を用いた。

$$\lambda = 64 / \text{Re}$$
 (層流)(D.2-10) $\lambda = 0.04$  (乱流)(D.2-11)

#### D.2.3 炉心密着時の評価結果

#### D.2.3.1 基準寸法に対する評価結果

上記に述べた解析条件と基本式に基づき、炉心の圧力損失と燃料最高温度の評価を実施した。発熱量2.75 kW (MA燃料崩壊熱 2.25 kW+核出力 0.5 kW)、燃料制限温度30℃、燃料流路は基準寸法(外径10.29 mm、内径9.0 mm)という条件を前提とした。

評価対象は密着運転時の両側炉心を考え、摩擦圧損計算での流路長さは全炉心分の2.4 m、 温度計算での発熱長さも全炉心の0.6 mとした。また、圧力損失を大きめに評価するように、 格子管内のカランドリアは左右に片寄らずカランドリアの上部および左右にすき間ができる ものとし、燃料流路内のMA燃料ピンも偏心していない配置を想定した。なお、ここでは特性 を見る観点から、カランドリアのストッパが格子管/カランドリアすき間をふさぐことによる シール効果は考慮しないものとした。

評価結果を表D.2-2と図D.2-3に示す。入口空気流量が約11.7 m³/minの場合に圧力損失がほ ぼ100 kPaに達し空気出口圧力がゼロ気圧となり、少なくともこれ以上の空気流量を流すこと ができないという結果となった。この時の燃料温度は 34.7 ℃であり、この計算の条件では 30℃の制限温度を満足できないという結果となった。

#### D.2.3.2 圧損低減対策の検討

(1) 考え方

燃料流路部の圧力損失の低減対策としては、下記のような項目が考えられる。

①流路面積の拡大(燃料流路外径の拡大、燃料ピン外径の縮小)
 ②流路長さの低減(燃料部もしくは反射体部の長さ低減)
 ③燃料温度制限値の見直しによる必要流量の低減
 ④ブロワ設置の吸込み側から押込み側への変更

このうち、②の流路長さの低減は、長さの低減分に比例して圧損が低下するだけなので大 きな効果は期待できない。また、④のブロワの押込み側への設置では、必要流量を流すこと は原理的には可能だが冷却室内が高圧になるという問題に加え、フィルタによるダスト捕集 ができなくなるという問題もある。そこで、①の流路面積の拡大、すなわち燃料流路外径と 燃料ピン外径の寸法変更と、③の燃料温度制限値の見直しの組み合わせで成立範囲を探るこ とを目指して、サーベイ計算を実施した。

(2) 燃料流路外径と燃料ピン外径のサーベイ計算

燃料流路外径を基準値の10.29 mmに加えて、10.79 mm、11.29 mmと拡大させた場合において、燃料ピン外径を基準値の9 mmから3 mmまで小さくした場合のサーベイ計算を実施した。 燃料流路外径が10.29 mmの場合の計算結果を、表D.2-3と図D.2-4、図D.2-5に、10.79 mmの場合の計算結果を、表D.2-6、図D.2-7に、11.29 mmの場合の計算結果を、表D.2-5と 図D.2-8、図D.2-9にそれぞれ示す。

図D.2-5より、発熱量 2.75 kW、燃料流路外径 10.29 mmの条件で温度制限値を30℃とした 場合には、燃料ピン外径を5 mmとした場合でも、圧力損失は10kPaを超える結果となり、さら に燃料ピン外径を小さくした場合には圧力損失は増加する傾向となった。これは、ピンに含 まれる燃料量を一定にしたまま燃料ピン外径を小さくすると、燃料表面積も小さくなるため 表面の熱流速が増加して、空気と燃料ピン表面との膜温度差が上昇することが主な原因と考 えられる。また図D.2-7より、燃料流路外径 10.79 mmの条件で温度制限値を30℃とした場合 には、燃料ピン外径を6 mmとした場合でも、圧力損失が10kPaをわずかに超える結果となった。 また、図D.2-9より、燃料流路外径 11.29 mmの条件で温度制限値を30℃とした場合、燃料ピ ン外径が7 mmにおける圧力損失が10.9 kPaとなり、10 kPaの目安をほぼ満足できる結果とな った。

(3) 検討

燃料流路外径と燃料の制限温度を変えた場合に圧力損失の目安値10kPaをほぼ満足できる 最大の燃料ピン外径をまとめると、表D.2-6の通りである。また、燃料流路外径の拡大は案内 孔間等の最小間隔(リガメント巾)が縮小することになるので、カランドリアの製作性に影 響する可能性と、鉛の充填量の低下のためMA装荷実験の性能に影響する可能性が考えられる ことから、流路外径を変えた場合のリガメント巾と鉛の充填可能面積について、参考のため に表D.2-7に示す。ここで燃料ピン外径について、もんじゅの燃料ピン外径の6.5mmを下限と して考えた場合、表D.2-6より温度制限に応じて下記の2案が選択肢として考えられる。

①燃料の温度制限値を30℃のままとする場合

この場合、燃料ピン外径を7.0 mm、燃料流路外径を11.29 mmとする必要があるが、この場合のカランドリア(鉛ブロック)のリガメント巾はおよそ1 mmとなり、製作性の観点で成立が難しいと考えられる。

②温度制限値を35℃か40℃に見直す場合

この場合、燃料流路外径を現行の10.29 mmのままか、もしくは10.79 mmに拡大した上で必要 な燃料ピン外径を選択することが、成立性のある対策として考えられる。ただし、燃料流路 を拡大する場合には鉛の充填可能面積が低下するとともに、鉛の充填率の低下も予想される ので注意が必要である。

上記より、今回の設計では②の対策を採用し、燃料制限温度は35℃に変更することとする。 ここで、燃料流路外径と燃料ピン外径については、いずれも製作性をR&Dで確認する必要があ り、現時点で一意に決めるのは難しいことから、当面は、燃料流路外径は10.29~10.79mm、 燃料ピン外径は7.5~8.0mm程度を目安として考えることとする。

なお、上記の対策をとる場合には、カランドリア(鉛ブロック)の製作性の他にもMA燃料 ピンを取扱う把持方式、カランドリアからの飛び出し防止構造についても併せて今後の検討 が必要である。

#### D.2.3.3 必要冷却流量

本節の検討結果より、35℃温度制限を満足する空気流量は、以下の通りである。

① 流路外径 10.29 mm、ピン外径 7.5 mmの場合は、14.77 m³/min

② 同 10.79 mm、8.0 mmの場合は、 14.67 m³/min

そこで、この後の検討においては、前者の14.77 m³/minを丸めた15.0 m³/minを、密着運転時 に必要となる空気流量の値として採用するものとする。

#### D.2.4 炉心分離の評価結果

分離状態の片側炉心を対象に、前項に示した密着運転状態の場合と同様な評価を実施した。 片側炉心が対象なので、摩擦圧損計算での流路長さは片側炉心分の1.2m、温度計算での発熱 長さも片側炉心の0.3mとするとともに、分離運転時には炉心は未臨界となるので、炉心の発 熱量はMA崩壊熱の片側炉心分の1.125 kW (= 2.25kW/2)とした。また、燃料流路外径とピン外 径については、「流路外径 10.29 mm、ピン外径 7.5 mm」の場合と「流路外径 10.79 mm、ピ ン外径 8.0 mm」の場合の2ケースを対象とした。 ピン外径 7.5 mmの計算結果を、表D.2-8、図D.2-10、ピン外径8.0mmの結果を表D.2-9、図 D.2-11に示す。35℃の燃料温度制限を満足する空気流量は、以下の通りである。 ①流路外径 10.29 mm、ピン外径7.5 mmの場合は、7.8 m³/min

②同 10.79 mm、8.0 mmの場合は、7.7 m³/min

そこで、この後の検討においては、前者の7.8 m³/minを丸めた8.0 m³/minを、分離時に必要 となる空気流量の値として採用するものとする。

	•=•==	
項	目	値
格子管		外寸 55.2×55.2 mm t 1 mm
カランドリア		外寸 52.5×52.5 mm t 1 mm
案内管		外径 11.29 mm t 0.5 mm
燃料被覆管		外径 9 mm t 0.27 mm
流路有効長	燃料部	300 mm
(片側炉心)	反射体部	900 mm

表D.2-1 カランドリア構造の基本寸法

	2.75 kW)
の計算結果	$\phi \ 10. \ 29/9. \ 0$ mm,
燃料温度(	燃料流路
然料領域の圧損、	ピン型反射体、
表 D. 2-2 MA ģ	(密着運転時、

п ₽	于 注					入口流量	$(m^3/min)$				
項日	中位	0.5	1	3	2	7	8	6	10	11	11.67
格子管数	₩					2	5				
流路長さ	ш					2.	4				
空気入口温度	Ç					2	0				
流速	m/s	1.4	2.9	8.9	15.2	22.1	26.3	31.3	37.5	46.8	64.6
Re数	I	119	239	717	1195	1672	1911	2150	2389	2628	2788
摩擦係数	I	0.54	0.27	0.09	0.05	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	1.21	2.43	7.55	13.06	19.97	27.17	36.31	48.40	66.51	97.31
入口圧力	kPa					1(	00				
出口圧力	kPa	98.8	97.6	92.5	86.9	80.0	72.8	63.7	51.6	33.5	2.7
圣熱量	kW					2.	75				
発熱部長さ	ш					0.	9				
空気出口温度	°C	295.8	157.9	66.0	47.6	39.7	37.2	35.3	33.8	32.5	31.8
燃料表面最高温度	°C	302.0	164.1	72.2	53.3	44.1	41.2	38.9	37.1	35.6	34.7
出口流量	$m^3/min$	1.2	1.5	3.8	6.3	9.3	11.6	14.9	20.3	34.3	451.3

JAEA-Technology 2017-033

百日	用空			入口	空気流	量(m ³ /m	in)		
坝日	半世	0.5	2	5.568	6.73	8.48	9	11.44	11.6
流速	m/s	1.4	5.8	17.1	21.1	28.6	31.3	54.2	59.3
Re数	-	119	478	1330	1608	2026	2150	2733	2771
摩擦係数	-	0.54	0.13	0.05	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	1.2	4.9	14.7	18.3	31.3	36.3	80.1	88.7
出口圧力	kPa	98.8	95.1	85.3	81.7	68.7	63.7	19.9	11.3
空気出口温度	°C	295.8	88.9	44.8	40.5	36.3	35.3	32.1	31.9
燃料最高温度	°C	302.0	95.2	50.0	45.0	40.0	38.9	35.0	34.8

表 D. 2-3 (1/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 10.29 mm) (1) 燃料ピン外径 9.0 mm

(2) 燃料ピン外径 8.0 mm

百日	出任			入口	空気流	量(m ³ /m	in)		
項日	甲亚	0.5	2	6.477	9.97	13.55	20.93	23	25.5
流速	m/s	0.8	3.4	11.1	17.5	24.7	44.5	53.2	73.1
Re数	-	126	504	1632	2512	3414	5274	5796	6426
摩擦係数	-	0.51	0.13	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.2	0.9	3.2	7.7	14.8	41.0	53.9	82.1
出口圧力	kPa	99.8	99.1	96.8	92.3	85.2	59.0	46.1	17.9
空気出口温度	°C	295.8	88.9	41.3	33.8	30.2	26.6	26.0	25.4
燃料最高温度	°C	308.2	101.3	50.0	40.0	35.0	30.0	29.2	28.3

(3) 燃料ピン外径 7.5 mm

百日	出任	入	口空気流	量 (m ³ /mir	ı)
項日		10.83	14.77	22.93	25.5
流速	m/s	15.9	22.2	37.7	73.1
Re数	-	2806	3826	5940	6426
摩擦係数	-	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	5.29	10.09	26.65	82.09
出口圧力	kPa	94.7	89.9	73.3	17.9
空気出口温度	°C	32.7	29.3	26.0	25.4
燃料最高温度	°C	40.0	35.0	30.0	28.3

百日	出任			入口空	気流量(	m³/min)		
項日		0.5	2	7.578	11.78	16.13	25.15	40
流速	m/s	0.6	2.5	9.5	15.0	20.9	34.8	77.2
Re数	-	133	533	2020	3140	4300	6704	10662
摩擦係数	-	0.48	0.12	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.08	0.33	1.66	4.06	7.75	20.15	71.13
出口圧力	kPa	99.9	99.7	98.3	95.9	92.2	79.9	28.9
空気出口温度	°C	295.8	88.9	38.2	31.7	28.5	25.5	23.4
燃料最高温度	°C	316.1	109.3	50.0	40.0	35.0	30.0	26.6

# 表 D.2-3 (2/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 10.29 mm) (4) 燃料ピン外径 7.0 mm

(5) 燃料ピン外径 6.0 mm

百日	出任			入口	空気流	量(m ³ /n	nin)		
項日	甲亚	0.5	2	8.96	14.06	19.37	30.5	40	50
流速	m/s	0.5	2.0	9.1	14.4	20.2	33.4	47.0	67.1
Re数	-	141	566	2535	3978	5480	8629	11317	14146
摩擦係数	-	0.45	0.11	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.04	0.16	1.20	2.98	5.73	14.92	27.53	49.20
出口圧力	kPa	100.0	99.8	98.8	97.0	94.3	85.1	72.5	50.8
空気出口温度	°C	295.8	88.9	35.4	29.8	27.1	24.5	23.4	22.8
燃料最高温度	°C	326.8	119.9	50.0	40.0	35.0	30.0	27.9	26.5

(6) 燃料ピン外径 5.0 mm

百日	出任			入口	口空気流:	量(m ³ /n	nin)		
供日	甲亚	0.5	2	7.24	10.783	17.07	23.67	37.6	60
流速	m/s	0.4	1.7	6.3	9.5	15.1	21.3	35.3	66.3
Re数	-	151	603	2182	3250	5145	7135	11334	18085
摩擦係数	-	0.42	0.11	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.02	0.09	0.48	1.07	2.70	5.27	13.91	41.62
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.5	98.9	97.3	94.7	86.1	58.4
空気出口温度	°C	295.8	88.9	39.0	32.8	28.1	25.8	23.7	22.3
燃料最高温度	°C	341.6	134.8	62.7	50.0	40.0	35.0	30.0	26.7

# 表 D.2-3 (3/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 10.29 mm)

百日	出任		入口空気流量 (m ³ /min)									
項日	甲亚	0.5	2	13.37	14.2	21.35	29.8	47.75	60			
流速	m/s	0.4	1.6	10.6	11.2	17.1	24.2	40.8	54.4			
Re数	-	161	645	4312	4580	6886	9611	15400	19351			
摩擦係数	-	0.40	0.10	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04			
圧力損失	kPa	0.01	0.06	1.14	1.29	2.94	5.81	15.72	26.33			
出口圧力	kPa	100.0	99.9	98.9	98.7	97.1	94.2	84.3	73.7			
空気出口温度	°C	295.8	88.9	30.3	29.7	26.5	24.6	22.9	22.3			
燃料最高温度	°C	363.9	157.1	50.0	48.5	40.0	35.0	30.0	28.2			

(7) 燃料ピン外径 4.0 mm

(8) 燃料ピン外径 3.0 mm

百日	光告	入口空気流量 (m ³ /min)									
坝日	甲亚	0.5	5	10	17.49	28.17	39.55	63.9	70		
流速	m/s	0.4	3.7	7.3	12.9	21.0	30.1	52.4	59.2		
Re数	-	173	1734	3468	6065	9769	13715	22160	24275		
摩擦係数	-	0.37	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04		
圧力損失	kPa	0.01	0.12	0.48	1.48	3.89	7.82	22.05	27.25		
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.5	98.5	96.1	92.2	78.0	72.7		
空気出口温度	°C	295.8	47.6	33.8	27.9	24.9	23.5	22.2	22.0		
燃料最高温度	°C	401.1	107.8	68.4	50.0	40.0	35.0	30.0	29.3		

# 表 D.2-4 (1/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 10.79 mm)

項目	光佳			入口	空気流	量 (m ³ /m	nin)		
項日	甲亚	0.5	2	5.982	9.157	12.4	15	19.03	19.2
流速	m/s	1.0	4.0	12.3	19.4	28.0	36.6	62.6	65.6
Re数	-	116	466	1393	2133	2888	3493	4432	4471
摩擦係数	-	0.55	0.14	0.05	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.4	1.8	5.5	11.7	22.9	36.2	78.7	83.2
出口圧力	kPa	99.6	98.2	94.5	88.3	77.1	63.8	21.3	16.8
空気出口温度	°C	295.8	88.9	43.1	35.1	31.1	29.2	27.2	27.2
燃料最高温度	°C	304.4	97.6	50.0	40.0	35.0	32.5	30.0	29.9

(1) 燃料ピン外径 9.0 mm

(2) 燃料ピン外径 8.0 mm

百日	出任	入口空気流量 (m ³ /min)									
供日	中世	0.5	2	6.953	10.75	14.67	22.75	23	25.5		
流速	m/s	0.7	2.7	9.5	14.9	20.7	34.7	35.2	40.5		
Re数	-	123	491	1705	2637	3598	5580	5641	6255		
摩擦係数	-	0.52	0.13	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04		
圧力損失	kPa	0.1	0.5	1.9	4.7	8.9	23.0	23.6	30.2		
出口圧力	kPa	99.9	99.5	98.1	95.3	91.1	77.0	76.4	69.8		
空気出口温度	°C	295.8	88.9	39.8	32.8	29.4	26.1	26.0	25.4		
燃料最高温度	°C	310.9	104.1	50.0	40.0	35.0	30.0	29.9	29.0		

(3) 燃料ピン外径 7.0 mm

百日	出任			入口空気	ā流量(n	n ³ /min)		
供日	- 単位	0.5	2	8.135	12.695	17.43	27.3	40
流速	m/s	0.5	2.1	8.6	13.5	18.8	30.9	50.7
Re数	-	130	518	2107	3289	4515	7072	10363
摩擦係数	-	0.49	0.12	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.1	0.2	1.2	2.9	5.6	14.3	34.6
出口圧力	kPa	99.9	99.8	98.8	97.1	94.4	85.7	65.4
空気出口温度	°C	295.8	88.9	37.0	30.9	27.9	25.1	23.4
燃料最高温度	°C	319.2	112.4	50.0	40.0	35.0	30.0	27.1

# 表 D.2-4 (2/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 10.79 mm)

百日	光佳			入口	空気流	量(m ³ /n	nin)		
坝日	甲亚	0.5	2	9.62	15.15	20.94	33.1	40	50
流速	m/s	0.4	1.8	8.5	13.5	18.8	30.9	38.6	51.7
Re数	-	137	549	2641	4159	5748	9086	10980	13725
摩擦係数	-	0.47	0.12	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.0	0.1	0.9	2.4	4.5	11.8	17.8	29.8
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.1	97.6	95.5	88.2	82.2	70.2
空気出口温度	°C	295.8	88.9	34.3	29.1	26.6	24.2	23.4	22.8
燃料最高温度	°C	330.4	123.5	50.0	40.0	35.0	30.0	28.5	26.9

(4) 燃料ピン外径 6.0 mm

(5) 燃料ピン外径 5.0 mm

百日	用字			入口	空気流	量(m ³ /m	nin)		
供日	単位	0.5	2	7.24	11.59	18.4	25.58	40.8	60
流速	m/s	0.4	1.5	5.6	9.0	14.4	20.2	33.5	53.9
Re数	-	146	584	2113	3383	5371	7466	11909	17513
摩擦係数	-	0.44	0.11	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.0	0.1	0.3	0.9	2.3	4.4	11.7	27.6
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.7	99.1	97.7	95.6	88.3	72.4
空気出口温度	°C	295.8	88.9	39.0	31.9	27.5	25.4	23.4	22.3
燃料最高温度	°C	346.0	139.1	65.4	50.0	40.0	35.0	30.0	27.2

(6) 燃料ピン外径 4.0 mm

項目	出任			入口	1空気流	量(m ³ /m	nin)		
坝日	甲心	0.5	2	14.405	14.2	23.06	32.23	51.8	60
流速	m/s	0.4	1.4	10.2	10.1	16.5	23.3	39.2	46.7
Re数	-	156	623	4489	4425	7186	10043	16142	18697
摩擦係数	-	0.41	0.10	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.0	0.0	1.0	1.0	2.6	5.1	13.7	18.9
出口圧力	kPa	100.0	100.0	99.0	99.0	97.4	94.9	86.3	81.1
空気出口温度	°C	295.8	88.9	29.6	29.7	26.0	24.3	22.7	22.3
燃料最高温度	°C	369.3	162.5	50.0	50.4	40.0	35.0	30.0	28.8

表 D.2-4 (3/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 10.79 mm)

項目	光序		入口空気流量 (m ³ /min)									
項日	甲亚	0.5	5	10	18.9	30.5	42.9	69.5	70			
流速	m/s	0.3	3.3	6.6	12.5	20.4	29.3	50.8	51.2			
Re数	-	167	1671	3342	6317	10193	14338	23228	23395			
摩擦係数	-	0.38	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04			
圧力損失	kPa	0.0	0.1	0.4	1.3	3.5	7.0	19.8	20.1			
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.6	98.7	96.5	93.0	80.2	79.9			
空気出口温度	°C	295.8	47.6	33.8	27.3	24.5	23.2	22.0	22.0			
燃料最高温度	°C	408.3	113.4	71.6	50.0	40.0	35.0	30.0	29.9			

(7) 燃料ピン外径 3.0 mm

# 表 D.2-5 (1/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 11.29 mm)

項目	用任		入口空気流量(m ³ /min)									
坝日	中世	0.5	2	6.417	9.87	13.41	15	19	20.7			
流速	m/s	0.8	3.1	9.9	15.5	21.7	24.6	33.0	37.2			
Re数	-	114	454	1458	2242	3046	3407	4316	4702			
摩擦係数	-	0.56	0.14	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04			
圧力損失	kPa	0.2	0.8	2.8	6.1	11.5	14.7	24.9	30.6			
出口圧力	kPa	99.8	99.2	97.2	93.9	88.5	85.3	75.1	69.4			
空気出口温度	°C	295.8	88.9	41.5	34.0	30.3	29.2	27.3	26.7			
燃料最高温度	°C	306.8	100.0	50.0	40.0	35.0	33.5	30.8	30.0			

(1) 燃料ピン外径 9.0 mm

(2) 燃料ピン外径 8.0 mm

百日	用任		入口空気流量 (m ³ /min)									
項日	中世	0.5	2	7.453	11.575	15.84	24.67	23	25.5			
流速	m/s	0.6	2.2	8.4	13.1	18.2	29.8	27.4	30.9			
Re数	-	119	478	1781	2765	3784	5894	5495	6092			
摩擦係数	-	0.54	0.13	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04			
圧力損失	kPa	0.1	0.3	1.3	3.1	6.0	15.2	13.0	16.3			
出口圧力	kPa	99.9	99.7	98.7	96.9	94.0	84.8	87.0	83.7			
空気出口温度	°C	295.8	88.9	38.5	31.9	28.7	25.6	26.0	25.4			
燃料最高温度	°C	313.6	106.8	50.0	40.0	35.0	30.0	30.7	29.7			

(3) 燃料ピン外径 7.0 mm

項目	出任		入口空気流量 (m ³ /min)										
項日	甲亚	0.5	2	8.717	13.66	18.8	29.57	40					
流速	m/s	0.5	1.8	7.9	12.5	17.3	28.2	40.3					
Re数	-	126	504	2197	3442	4737	7451	10079					
摩擦係数	-	0.51	0.13	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04					
圧力損失	kPa	0.0	0.1	0.9	2.2	4.3	10.9	21.0					
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.1	97.8	95.7	89.1	79.0					
空気出口温度	°C	295.8	88.9	35.8	30.1	27.3	24.7	23.4					
燃料最高温度	°C	322.3	115.5	50.0	40.0	35.0	30.0	27.6					

# 表 D.2-5 (2/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 11.29 mm)

百日	吊守			入口	空気流	量(m ³ /n	nin)		
供日	甲亚	0.5	2	10.315	16.295	22.57	35.8	40	50
流速	m/s	0.4	1.5	8.0	12.7	17.8	29.1	32.9	42.9
Re数	-	133	533	2750	4344	6016	9543	10662	13328
摩擦係数	-	0.48	0.12	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.0	0.1	0.8	1.9	3.7	9.6	12.2	19.9
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.2	98.1	96.3	90.4	87.8	80.1
空気出口温度	°C	295.8	88.9	33.4	28.5	26.1	23.9	23.4	22.8
燃料最高温度	°C	334.0	127.1	50.0	40.0	35.0	30.0	29.1	27.5

(4) 燃料ピン外径 6.0 mm

(5) 燃料ピン外径 5.0 mm

百日	用臣			入口	空気流	量(m ³ /r	min)		
供日	甲亚	0.5	2	7.24	12.44	19.81	27.6	44.1	60
流速	m/s	0.3	1.4	5.0	8.6	13.8	19.4	32.0	45.9
Re数	-	141	566	2048	3520	5605	7809	12477	16975
摩擦係数	-	0.45	0.11	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.0	0.1	0.3	0.8	1.9	3.8	10.0	19.5
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.7	99.2	98.1	96.2	90.0	80.5
空気出口温度	°C	295.8	88.9	39.0	31.1	27.0	25.0	23.1	22.3
燃料最高温度	°C	350.3	143.5	68.2	50.0	40.0	35.0	30.0	27.7

(6) 燃料ピン外径 4.0 mm

百日	用任			入口	空気流	量(m ³ /r	nin)		
坝日	₽1⊻	0.5	2	15.49	14.2	24.85	34.8	56.05	60
流速	m/s	0.3	1.3	9.9	9.0	16.0	22.6	37.9	41.0
Re数	_	151	603	4669	4280	7490	10490	16895	18085
摩擦係数		0.42	0.11	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.0	0.0	0.9	0.7	2.3	4.5	12.1	14.1
出口圧力	kPa	100.0	100.0	99.1	99.3	97.7	95.5	87.9	85.9
空気出口温度	°C	295.8	88.9	28.9	29.7	25.5	24.0	22.5	22.3
燃料最高温度	°C	374.7	167.9	50.0	52.3	40.0	35.0	30.0	29.4

表 D.2-5 (3/3) 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 11.29 mm)

тан	光告			入口	空気流	量(m ³ /r	min)		
項日	甲亚	0.5	5	10	20.38	32.97	46.4	70	75.3
流速	m/s	0.3	3.0	6.0	12.2	20.0	28.6	45.2	49.4
Re数	-	161	1613	3225	6573	10633	14965	22576	24285
摩擦係数	-	0.40	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
圧力損失	kPa	0.0	0.1	0.3	1.2	3.2	6.4	15.3	17.9
出口圧力	kPa	100.0	99.9	99.7	98.8	96.8	93.6	84.7	82.1
空気出口温度	°C	295.8	47.6	33.8	26.8	24.2	23.0	22.0	21.8
燃料最高温度	°C	415.5	119.1	74.9	50.0	40.0	35.0	30.6	30.0

(7) 燃料ピン外径 3.0 mm

表 D. 2-6 圧損目安値(10 kPa)をほぼ満足する燃料ピン外径最大値

(単位 : mm)

燃料流路		燃料温度制限值	_
外径 (mm)	30°C	35°C	40°C
10.29	—	7 5	8 0
(現行値)	(成立せず)	7.0	0.0
10.79	6.0	8.0	9. 0
11.29	7.0	9.0	9.0以上

表 D. 2-7 カランドリアのリガメント巾と鉛充填可能面積

			燃料流路夕	ト径(mm)	
項目	単位	10.29 (現行値)	10.79	11.29	12.29
流路間リガメント巾	mm	2.61	2.11	1.61	0.61
外周リガメント巾	mm	1.55	1.30	1.05	0.55
鉛充填可能面積(注)	$\mathrm{mm}^2$	1451	1341	1229	988
(同面積比)	-	100	92.5	84.7	68.1

(注) 鉛充填可能面積 = カランドリア管の内面積 - 案内管外径面積(12本)

	表 D. 2-8 🤇	分離時の圧	損、燃料温	度の計算術	5. (流路)	外径 10.29	mm、ビンタ	▶徑 7.5 m	n)	
日里	空活				入口至	Ξ気流量(m ³ ,	/min)			
現日	山中	4	9	7	7.8	6	11	12.3	13	15
格子管数	₩					25				
燃料流路径	шш					10.29				
燃料ピン外径	mm					7.5				
流路長さ	ш					1.2				
空気入口温度	ç					20				
流速	m/s	5.7	7.2	10.0	11.2	12.9	15.9	17.8	18.9	22.0
Re数	I	1036	1295	1813	2021	2332	2850	3186	3368	3886
摩擦係数	I	0.06	0.05	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
入口/出口圧損係数	I					1.00				
圧力損失	kPa	0.55	0.70	1.14	1.42	1.90	2.84	3.57	4.00	5.36
入口圧力	kPa					100				
出口圧力	kPa	99.4	66.3	98.9	98.6	98.1	97.2	96.4	96.0	94.6
Nu数	I	4.36	5.22	6.83	7.45	8.35	9.80	10.72	11.21	12.57
熱伝達率	$W/m^2K$	40.2	48.1	63.0	68.7	77.0	90.4	98.8	103.3	115.8
発熱量 (片側炉心)	kΨ					1.125				
発熱部長さ(片側炉心)	ш					0.3				
空気出口温度	S	34.1	31.3	28.1	27.2	26.3	25.1	24.6	24.3	23.8
燃料表面最高温度	S	47.3	42.3	36.5	35.0	33. 2	31.0	30.0	29.5	28.3
出口流量	m³∕min	4.2	5.2	7.3	8.1	9.4	11.5	13.0	13.7	16.1

	表 D. 2-9	み離時の圧	損、燃料温	度の計算結	果(流路3	外径 10.79	mm、 ビッシ	外径 8.0 m	m)
口 担	立光				V ロ 空気流	量(m ³ /min)			
項日	中位	3	5	6.5	7.7	10	12.1	14	15
格子管数	¥				2	10			
燃料流路径	mm				10.	62			
燃料ピン外径	mm				8.	0			
流路長さ	m				1.	2			
空気入口温度	°C				2	0			
流速	m/s	4.1	6.8	8.8	10.5	13.6	16.6	19.3	20.7
Re 数	I	736	1226	1594	1889	2453	2968	3434	3679
摩擦係数	I	0.09	0.05	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04	0.04
入口/出口圧損係数	I				1.	00			
圧力損失	kPa	0.38	0.66	0.88	1.24	2.10	3.09	4.16	4.79
入口圧力	kPa				10	0			
出口圧力	kPa	99.6	99.3	99.1	98.8	97.9	96.9	95.8	95.2
Nu 数	I	4.36	4.98	6.14	7.04	8.67	10.10	11.35	12.00
熱伝達率	W/m2K	40.2	45.9	56.6	64.9	79.9	93.1	104.6	110.6
発熱量(片側炉心)	kW				1.1	25			
発熱部長さ(片側炉心)	ш				0.	3			
空気出口温度	$\mathcal{O}_{\circ}$	38.8	31.3	28.7	27.3	25.6	24.7	24.0	23.8
燃料表面最高温度	C	51.2	42.1	37.5	35.0	31.9	30.0	28.8	28.3
出口流量	m³∕min	3.2	5.2	6.8	8.0	10.4	12.7	14.8	16.0



図 D. 2-1 MA 燃料炉心冷却系 系統図



図 D.2-2 カランドリア構造の断面図



図 D.2-3 MA 燃料領域の圧損、燃料温度の計算結果 (密着運転時、ピン型反射体、燃料流路 φ10.29/9.0mm、2.75 kW)







(a) 流量.vs. 圧力損失







図 D.2-6 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 10.79 mm)



(a) 流量 .vs. 圧力損失



(b) 燃料ピン外径.vs. 流量、圧損
 図 D. 2-7 燃料ピン外径サーベイ計算 温度制限の成立条件
 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 10.79 mm)


図 D.2-8 燃料ピン外径のサーベイ計算結果 (密着運転時、2.75 kW、燃料流路外径 11.29 mm)







図 D.2-11 分離運転時の圧損、燃料価度の計算結末 (1.125 kW、流路外径 10.79 mm、ピン外径 8.0 mm)

# 付録 E.1 遮へい検討結果

### E.1.1 計算条件

線量率の評価には PHITS version 2.76 と付属の光子ライブラリ及び JENDL-4.0 に基づく中 性子ライブラリを用いた。光子と中性子の線量換算係数は PHITS に付属のものを用いた。標 準仕様の核反応モデルは INCL4.6/GEM であるが、旧標準仕様の Bertini INC/GEM よりも中性 子収率が小さく、現標準仕様の結果は旧標準仕様のものより非保守的となる。ここでは、検 証計算が十分され、J-PARC の施設設計に使用実績のある Bertini/GEM を用いた。

炉室は二重構造であり、一次容器室及び二次容器室から構成される。図 E.1-1 に炉室のモ デルと検出器の位置を示す。図中の左端及び下端は事業所内管理区域境界に相当する。表 E.1-1 には、炉室の寸法を示す。

項目	寸法 (mm)
一次容器室	
内寸	14,000 $\times$ 18,000 $\times$ 14,300
天井壁厚	1,100
壁厚	1,000
床厚	1,260
二次容器室	
内寸	20,000 $\times$ 23,000 $\times$ 20,000
天井壁厚	2,000
壁厚	2,000
床厚	2,600

表 E.1-1 炉室の寸法



図 E.1-1 炉室のモデル(平面図)と検出器の位置

### E.1.2 「陽子ビーム運転モード」における線量

### E.1.2.1 MA 装荷最小炉心

ここでは遮へい上最も厳しいと考えられる「MA 装荷最小炉心」を想定した。304.8mmの固体鉛ターゲットを設置することを想定した。400MeV 陽子ビームの出力は10W とし、陽子ビームをターゲットに照射したときの実効線量率を評価した。

図 E. 1-2 に各検出器における炉心から放出される中性子エネルギースペクトルを示し、図 E. 1-3 に炉室の実効線量率分布を示す。中性子エネルギースペクトルは強い前方性を持った 角度依存性を示し、そのため実効線量率は前方で高くなっている。図 E. 1-4 に x=0cm におけ る前方方向の実効線量率分布を示す。ここでは、詳細モデルの結果ともに、図 E. 1-5 に示す ように幾何形状が単純な簡易モデルによる評価結果も載せている。簡易モデルでは検出器 A の位置における中性子を線源とし、その方向は球中心から延びる半径方向とした。実際には コンクリート遮へい壁境界面において中性子の角度分布はある程度の広がりを持っており、 前方方向に発生した中性子は、その他の方向に発生した中性子よりも短い距離で遮へい体外 側表面に達するため、簡易モデルにおけるこの仮定はもっとも厳しい条件となる。そのため、 簡易モデルによる評価値は詳細モデルの結果よりも 1.4 倍程度高い値となっている。詳細モ デルを用いて十分な統計精度で評価値を得るにはさらに計算時間を必要とするが、その減衰 分布は、簡易モデルの結果に 0.7 を乗じたもの(図 E. 1-4 のオレンジ線)と概ね一致した。 そこでここでは、簡易モデルによる結果(図 E. 1-4 の青線)を評価値として採用した。

図 E.1-5 より、一次容器室のコンクリート壁厚は 1m、二次容器室のコンクリート壁厚は 2m とした場合の二次容器外側の線量は 20 µ Sv/h 程度であり、規定値を満足する。しかし、3 ヶ 月運転時の線量を管理区域境界の規定値(1.3mSv/3月)未満とするために、陽子ビームの運転は3か月当り50時間未満¹⁰⁴に制限する必要がある。



図 E.1-2 各検出器における炉心から放出される中性子エネルギースペクトル



図 E.1-3 MA 装荷最小炉心を用いた時の炉室の実効線量率分布

 $^{^{104}}$  1.3(mSv/3 月)/25( $\mu$  Sv/h) = 52 h/3 月



図 E.1-4 x=0 における前方方向の実効線量率分布



図 E.1-5 前方方向における簡易モデル

### E.1.2.2 裸の鉛ターゲット(陽子ビーム試験運転時)

ここでは、裸の鉛ターゲットに陽子ビームを照射し、鉛ターゲットからの中性子収率を測 定することを想定した。鉛ターゲットは移動側集合体の中心格子管にのみ、長さ 304.8mmの 固体鉛ターゲットを設置することを想定し、400MeV 陽子ビームの出力は 10W とした。

図 E.1-6 に各検出器におけるターゲットから放出される中性子エネルギースペクトルを示し、図 E.1-7 に炉室の実効線量率分布を示す。図 E.1-8 に x=0cm における前方方向の実効線 量率分布を示す。MA 装荷最小炉心に比べて中性子強度が高く、したがって実効線量率も高い。 簡易モデルの評価で見ると、二次容器の外側で 70 µ Sv/h に達する。そのため、裸の鉛ターゲ ットを用いた試験運転においては、陽子ビーム出力を 3W に制限し、25 µ Sv/h を満足させる 必要がある。また、実効線量を管理区域境界の規定値(1.3mSv/3月)未満とするために、陽 子ビームの運転は 3 か月当り 50 時間未満に制限する必要がある。



図 E.1-6 各検出器における炉心から放出される中性子エネルギースペクトル (裸の鉛ターゲット)



図 E.1-7 裸のターゲットを用いた時の炉室の実効線量率分布



図 E.1-8 x=0 における前方方向の実効線量率分布

### E.1.3 「通常運転モード」における線量

ここでは、MA装荷最小炉心を用いて、最大出力 500W で運転したときの炉室の実効線量率を 評価した。臨界計算には MCNP6 を用い、炉心中心から側方方向(西側)138cm の位置におけ る中性子束及び光子束をタリーし、これを線源として PHITS を用いて輸送計算を行なった。 ここで、源中性子及び源光子は炉心から等方に放出されると仮定した。図 E.1-9 に、炉室の 実効線量率分布を示し、図 E.1-10 に、簡易モデルを用いたときの側方方向(西側)の実効線 量率分布を示す。「陽子ビーム運転モード」に比べて炉心の中性子束が高いため、炉室内では 線量が高いが、一次容器室及び二次容器室のコンクリート壁によって中性子の寄与が急激に 減少しており、コンクリート壁通過後は中性子とコンクリート材との相互作用によって発生 した 2 次光子の寄与が主となる。二次容器室外側の管理区域境界で 0.1 µ Sv/h を十分に下回 っているため、「通常運転モード」での放射線の遮へいについては、表 E.1-1 に示した寸法の 遮へい壁厚で十分と考えられる。



図 E.1-9 MA 装荷最小炉心(通常運転モード)における炉室の実効線量率分布



図 E.1-10 「通常運転モード」時の簡易モデルによる側方方向(西側)の実効線量率分布

### E.1.4 ビーム輸送室の線量率評価

TEF-Pでは一次容器室及び二次容器室に陽子ビーム導入用の貫通部が存在する。そのため、 実験中は 400MeV 陽子入射反応で生成された比較的高エネルギーの後方散乱中性子が陽子ビ ーム導入管に直接流入し、これによりビーム輸送室及びこれに隣接する事業所内一般区域の 線量が高くなることが懸念される。そこでここでは図 E.1-11 に示すようにビーム輸送室を含 めた炉室のモデルを作成し、ビーム輸送室の実効線量率分布を求めた。ここで、図中のビー ム輸送室の右端は事業所内一般区域境界に相当する。陽子ビーム導入管の内径は 10cm とした。

図 E.1-12 に、ビーム輸送室を含めた炉室の実効線量率分布を示す。統計が充分でないが, 後方散乱中性子がビーム輸送室に流入していることがわかる。図 E.1-13 は、検出器 D(x=200cm) で検出した中性子を新たに中性子源として粒子輸送計算を行なったときのビーム輸送室の実 効線量率分布を示している。線量は局所的であるため,その計算値はタリーする領域の体積 に大きく依存する。後方散乱中性子用の遮へいについては別途検討を要する。



図 E.1-11 ビーム輸送室を含めた炉室のモデルと検出器の位置



図 E.1-12 ビーム輸送室を含めた炉室の実効線量率分布 (xmin=-25cm, xmax=25cm)



図 E.1-13 後方散乱中性子によるビーム輸送室の実効線量率分布 (xmin=-25cm, xmax=25cm)

## E.1.5 結果の概要

法令・規定値を下表にまとめる

名称	規定値	法令・規程
周辺監視区域境界	1 mSv/年	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運
		転等に関する規則等の規定に基づき、線量
		限度等を定める告示(告示第 20 号)(周辺
		監視区域外の線量限度)第3条の一
管理区域境界	1.3 mSv/3 月	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運
		転等に関する規則等の規定に基づき、線量
		限度等を定める告示 (告示第 20 号) (管理
		区域に係る線量等)第2条の一
常時立入管理区域上限	25 μ Sv/h	電離放射線障害防止規則第二章管理区域並
	(1 mSv/週)	びに線量の限度及び測定(施設等における
		線量の限度)第3条の二
		(週 40 時間を仮定)
事故時の一般公衆被ば	5 mSv/event	新規制基準
く制限値		

炉室

- 一次容器室のコンクリート壁厚は1m、二次容器室のコンクリート壁厚は2mとする。
- MA燃料を装荷した炉心に陽子ビームを入射する実験では、二次容器の外側において 20µSv/h程度であり、規定値を満足する。しかし、3ヶ月運転時の線量を管理区域境界 の規定値(1.3mSv/3月)未満とするために、陽子ビームの運転は3か月あたり50時間未 満に制限する必要がある。
- 10Wの陽子ビームを裸の鉛ターゲットに入射する試験運転では、二次容器の外側で70 µ Sv/hに達する。そのため、裸の鉛ターゲットを用いた試験運転においては、陽子ビー ム出力を3Wに制限し、25 µ Sv/hを満足させる必要がある。また、実効線量を管理区域 境界の規定値(1.3mSv/3月)未満とするために、陽子ビームの運転は3か月あたり50時 間未満に制限する必要がある。
- 陽子ビームを用いない臨界実験では二次容器外側の線量は0.1 µ Sv/h以下であり、制限 を設ける必要は無い。

陽子ビーム輸送室

• TP15.0m 以上におけるビーム輸送室の天井、南、東及び西側の壁は、管理区域境界と なるため、実効線量を規定値(1.3mSv/3月)未満とする必要がある。このときの、ビ ーム輸送室(TP15.0m以上)における最低のコンクリート壁厚は以下の通りとなる。(ビ ームロス 0.1W/mを仮定(暫定))

- a. 天井:270 cm
- b. 南側:290 cm
- c. 東側:300 cm
- d. 西側:260 cm
- 後方散乱用の遮へいについては別途検討を要する。

# 付録 F.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の事象選定

過去の TEF-P の設計検討結果^[3]を参考にして、最新の設備設計結果や想定される運転計画 等に基づき事象選定の見直しを実施し、解析において想定する事象を選定した。

F.1.1 機器ベースの FMEA (Failure Mode and Effect Analysis)

核変換物理実験施設を構成する設備について、故障、エラー、誤操作等が起こった時に、 安全上どのような影響を及ぼすかを FMEA (Failure Mode and Effect Analysis) 手法を用い て、過去の検討で行われた TEF-P の起因事象摘出結果(表 F.1-1)の見直しを実施した。

- (1) 前提条件
  - 1) 対象とする設備

過去の TEF-P の検討に対し見直しを行った最新の設備を対象とする。

2) 評価方法

評価に際しての手順や基本的な考え方は、過去の検討方法及び結果^[3]を参考とする。

- (2) 評価
  - 1) 評価すべき範囲

「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の代表事象を選定し、評価を行う。

- 2) 判断基準と異常事象の分類
  - a) 判断基準

安全評価上の判断基準は、研究炉の安全評価指針を参考にして下記とした。

- (a) 運転時の異常な過度変化
  - ① 燃料が破損しないこと
- (b) 設計基準事故
  - ② 炉心の著しい損傷の起こらないこと
  - ③ 周辺公衆に対して、著しい放射線被ばくのリスク与えないこと
- b) 異常事象の分類

前項で暫定した判断基準に対し、それを脅かしうる事象を判断項目毎に分析整理した。結果を図 F.1-1 に示す。ここで、同図に示した異常事象は、燃料の炉心装荷状態に加え、燃料の取扱い中や燃料貯蔵庫での貯蔵状態も対象として検討したものである。また、「燃料の落下」については、その発生を想定しても燃料被覆の健全性が確保され放射性物質の放出には至らない可能性も考えられるが、ここでは保守的に機械的破損の要因となりうるものとして異常事象に分類している。

3) 起因事象の摘出、整理

検討対象とした設備に対し各構成機器の故障等を列挙し、プラントの通常運転に与え る影響(FMEA)を整理する。結果を表 F.1-2 に示す。なお、「MA 燃料取扱装置」は、炉心 への MA 燃料の装荷に係わる動作を自動で行う設備であり、検討に際して考慮した基本動 作は、図 F.1-2 に示した通りである。

同表は以下の項目で構成されている。

① 設備·機器名称

FMEA の対象とした具体的な設備・機器の名称。

② 故障モード

プロセスに直接影響を与える故障について記載した。なお、故障モードの設定にあ たっては下記を考慮した。

- ・静的な支持構造物の破損は想定しない。ただし、圧縮空気系のような耐圧設備に ついては配管・機器の破損を想定する。
- ・手動弁の誤開・誤閉は想定しない。

(運転中の弁操作に対する運転員の誤操作は想定しない)

与える影響

故障モード②により生じうる、安全上重要となるプロセス量の変化を記載した。

④ 備考

図 F.1-1 に示した「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の異常事象との対応を示した。

表 F.1-2 で、太字で示した範囲が今回新たに追加した検討結果である。過去の MA 燃料 を対象外としていた検討では、冷却設備¹⁰⁵の故障による流量低下及び流量損失による燃料 温度上昇幅は小さく、燃料の損傷には至らないとしていた。今回、MA 燃料の取扱いを考 慮して実施した「付録 A.2 炉心冷却機能喪失時の炉心温度評価」により、MA 燃料温度の 上昇幅が無視できない可能性があるため、新たに「異常事象 T4」として想定することと した。また、そのうちの陽子ビーム輸送機構の検討について、検討のベースとなった機器 構成概念を7章の図 7.2-1に、また同図のベースとなる機器リストについて7章の表 7.2-1 に示す。

なお、MA 燃料装荷装置の故障については、リミッタの設置やモータ駆動力の制限など により、できるだけ誤作動による炉心や MA 燃料の機械的な破損が発生しないような設計 とすることを基本方針として今後の設計検討を進めるものとする。しかしこの場合でも、 クレーンや装荷ヘッドの昇降用モータは必要駆動力が大きいこと等から、燃料装荷/取出 し中の誤昇降による MA 燃料の破損は、インターロックの不作動と重ねた場合には発生し うるものとして設計基準事故(異常事象 A7)として想定することとした。

(3) 代表事象の選定

「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」に対して、図 F.1-1 にて示した異常事象毎に表 F.1-2 で摘出された起因事象を整理し直した結果を表 F.1-3 に示す。

### F.1.2 運転手引き書ベースの FMEA

想定される運転要領に基づく運転員の誤操作の摘出を実施し、その結果として考慮すべき

¹⁰⁵ 過去の検討で想定していた格子管冷却設備は廃止され、最新の設計では MA 燃料炉心冷却設備

事象の有無について検討を、過去の検討にて実施した事象選定の検討結果を見直す形で行った。

(1) 運転員の誤操作に起因した異常事象の摘出

「通常運転モード」と「陽子ビーム運転モード」を対象にして、両運転モードに対 して想定される運転員の誤操作の摘出を行い、事象選定への影響について検討した。

1) 運転員の誤操作の摘出

運転手順書(「4.3 運転手順」参照)に基づき、手順毎に想定される運転員の誤操作の摘出を行い、安全評価上の考慮の必要性について検討した。

検討に際しては、下記を前提とした。

- 炉の運転は最低でも2名の運転員により、各作業手順を確認しながら進められるので、二重の誤操作は考慮しない。
- ② 単純な機器動作や計器設定等の確認のミスは、当該機器に異常がなければ安全上問題ないと見なす。
- ③ 運転操作等に直接携わる運転員の誤操作を対象とし、それより上位のマネジメント レベルにおける行為のミスは検討対象外とし、ここでは想定しない。
- ④ TEF-P では MA 燃料炉心冷却装置を設置することを前提とした。ただし、MA 燃料炉 心の冷却は安全上必須ではないので、同装置には安全上の機能はないことを暫定的 な条件とした。
- 2) 起因事象の摘出結果

前項の検討の結果、起因事象としては下記が摘出された。これらは、基本的に過去の検討の結果と変わらないものである。「陽子ビーム運転モード」の検討結果の詳細については表 F.1-4 に示す。

「通常運転モード」

- ① 制御棒の誤操作等による反応度添加(臨界/未臨界)
- 燃料の運搬・取扱い中の誤落下
- ③ 燃料の誤装荷による反応度添加(密着時の臨界)
- 「陽子ビーム運転モード」
  - ④ ビーム出力の調整ミス

(ビーム出力が、誤って計画値より大きい最大値(10W)に調整されると想定。)

上記のうち、①と④は、FMEA による事象選定で摘出済であるが、②の燃料の誤落下 については、今回の設計で「引出し装荷装置」が削除されたために機器の FMEA では摘 出されなかった「引出し燃料の落下」が、運転員の誤操作に起因する事象として追加で 摘出されたことになる。また、③の「燃料の誤装荷による反応度添加(密着時の臨界)」 も運転員誤操作の検討により摘出されたものであり、過去の検討の際と同様に、代表事 象に含める必要がある。なお、本事象は、運転員の単一の誤操作に起因するものなので、 事象としては運転時の異常な過度変化に分類されるものである。

### F.1.3 事象選定のまとめ

(1) 事象の包絡性の検討

表 F.1-3の備考欄に記載したように、「移動テーブルの誤前進」は、従来の FCA の知見 等から「制御棒の誤挿入」に包絡可能である。また、「引出しの誤落下」および「燃料(板) の誤落下」は、従来はプルトニウム燃料の落下を想定していたが、現時点では濃縮ウラン のみになり、「MA 燃料の落下」および「収納カートリッジの落下」に包絡される。

(2) 事象選定のまとめ

従来の TEF-P の事象想定では、運転時の異常な過渡変化に対して安全保護信号の不作 動などの二つの異常を重ね合わせたものを、設計基準事故事象として想定している。すな わち、反応度異常事象に対しては「短炉周期の保護信号の不作動」と「安全系中性子束高 信号の設定値の誤設定」を、陽子ビーム誤導入に対しては「誤操作による炉心の臨界」と 「安全系中性子束高信号の設定値の誤設定」である。また、表 F.1-3 では、「燃料の落下」 については、その発生を想定しても燃料被覆の健全性が確保され放射性物質の放出には至 らない可能性も考えられるが、ここでは保守的に機械的破損の要因となりうるものとして 異常事象に分類した。代表事象としては、これに燃料被覆の破損を重ね合わせることで設 計基準事故の想定としている(表 F.1-5)。

表	F.	1 - 1	TEF-P	事象選定結果の例(出典 ^[3] )	)
---	----	-------	-------	------------------------------	---

	分類	事象
	1 日本中の用意わずい	・制御棒の誤挿入
	1. 反応度の共吊な変化	・可動装荷物駆動装置の誤作動
	2. 炉心内の熱発生又は熱除去の	_
異常過渡	異常な変化	
	3 その他の設備特有な事象	・陽子ビームの誤導入(ビーム出力の
	3. C 97 區 97 政 備 的 书 な 爭家	調整異常)
	4. 外部事象	_
		・制御棒の誤挿入+保護信号の不作動/
		誤設定
	1 反应库重共	・可動装荷物駆動装置の誤作動+保護
	1. 仅心及争议	信号の不作動/誤設定
		・燃料誤装荷による密着中の臨界+保
市長		護信号の不作動/誤設定
<b></b>	2. 原子炉冷却材の流出又は炉心	
	冷却状態の著しい変化	_
	3. 環境への放射性物質の異常な	・燃料引出し落下事故+被覆破損
	放出	+Pu 酸化
	4. その他原子炉施設の設計によ	・臨界体系への陽子ビーム導入+保護
	り必要と認められる事象	信号の誤設定

																			響()		65								l
備考	(静的な支持構造物の破損は想定しない。)	(静的な支持構造物の破損は想定しない。)		(静的な支持構造物の破損は想定しない。)	(静的な支持構造物の破損は想定しない。)	(静的な支持構造物の破損は想定しない。)		(炉出力を低下させる事象なので問題ない。)	(炉出力の上昇計画範囲内なので問題ない。)	(ホットレール方式により想定不要)		(静的な支持構造物の破損は想定しない。)	(運転中に作動しないことの確認要。)	(静的な支持構造物の破損は想定しない。)		異常事象 T4	異常事象 T4	異常事象 T4	(燃料温度が室温よりも低下することはないので温度低1 は小さく、大きな反応度添加には至らないと考えられる	異常事 <b>象</b> 14	(ビーム出力の低下幅は小さく、かつ炉出力低下の方向か ~問題 ない、)	く15日~~~。/  (静的な支持構造物の破損は想定しない。)		(炉出力を低下させる事象なので問題ない。) ^{開始} 車魚 で1	我市尹梁 11	(『いな素ない』)	(炉はスクラムされるが、安全上の問題とはならない。)	(炉はスクラムされるが、安全上の問題とはならない。)	(手動弁なので、誤動作の想定は不要。)
与える影響	1	1		I	-	—	正の反応度添加	負の反応度添加	反応度添加の停止	I		I				流量喪失→燃料温度の上昇	流量低下→燃料温度の上昇	流量喪失→燃料温度の上昇	流量増加→燃料温度低下	流量低下→燃料温度の上昇	陽子ビーム出力の低下	1		負の反応度添加 正の后に産添加	1T-V / 人/小/文 初5/JH	サージタンク圧の上昇	サージタンク圧の低下→圧力低信号 によりスクラム	ヘッダおよび補助タンク圧の低下→ 圧力低信号によりスクラム	1
故障モード				I			誤前進	誤後退	停止	前進/後退中の速度異常						停止	目詰まりによる流量低下	誤閉	誤開	破損	破損	1		制御棒の誤引抜き	「「「」」、「「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、	誤起動	破損	破損	1
設備 · 機器名称	格子管集合体	炉心物質装填用引出し	集合体架台	(1) 固定テーブル	(2) 移動テーブル	$(3) \ll \mathbb{N}^{\mathbb{N}}$	(4) 移動テーブル駆動機構				作業用プラットフォーム	(1) プラットフォーム	(2) 駆動装置	生体遮へい体	WA 燃料炉心冷却設備 (1) 冷却設備	・送風機	· 7 / NA	・ダンパ		$\cdot \not \forall \mathcal{I} \vdash$	陽子ビー4導入管及び核破砕ターゲット (1) ビーム導入管	(2) ターゲット用引出し	制御安全棒機構	(1) 制御安全棒駆動機構	(2) 圧縮空気系	<ul> <li>空気圧縮機</li> </ul>	・サージタンク	・ヘッダ	・吹き出し弁
										_				_						-			<del> </del>						—

# 表 F.1-2 FMEA による起因事象抽出結果(1/6)

# JAEA-Technology 2017-033

(2/6)	備考		(炉はスクラムされるが、安全上の問題とはならない。)	(炉はスクラムされるが、安全上の問題とはならない。)	(炉はスクラムされるが、安全上の問題とはならない。)	(炉はスクラムされるが、安全上の問題とはならない。)	(炉はスクラムされるが、安全上の問題とはならない。)	(炉出力を低下させる事象なので問題ない。)	(炉出力の増加は小さく問題ない。)	(中性子測定上の支障があっても、安全評価上の起因事象とはな らない。)			異常事象 T6	異常事象 T6	シリンダが誤動作しても、カートリッジが落下しない設計とす る。	異常事象 A7 (リミッタによる移動距離の制限やモータの駆動力の制限等の 設計対策の実施を前提とするものの、昇降モータの容量を考慮 すると想た除外は難しいので、異常事象として想定する。ただ	し、インターロックの小作期も車はAに恐たとなることがら、発 常過渡事象ではなく設計基準事故事象として想定するものと する。)	(装荷ヘッドや炉心、MA 燃料の機械的破損にはならないので、 安全上の問題とはならない。)
EA による起因事象抽出結果	与える影響		補助タンク圧の低下→圧力低信号 によりスクラム	補助タンク圧の低下→圧力低信号 によりスクラム機構上、破損シリ ンダの制御棒が挿入される恐れは ない。	ヘッダおよび補助タンク圧の低下 →圧力低信号によりスクラム	ヘッダおよび補助タンク圧の低下 →圧力低信号によりスクラム	補助タンク圧の低下→圧力低信号 によりスクラム機構上、破損シリ ンダの制御棒が挿入される恐れは ない。	出力の低下	出力の上昇				カートリッジの落下	カートリッジの落下	1	MA 燃料の機械的破損		1
表 F. 1-2 FM	故障モード		破損	破損	破損	破損	破損	誤引抜き	誤挿入				運転台車からのカートリッ ジ取出し中の誤離し	運転台車へのカートリッジ格納中の誤離し	カートリッジ取出し/格納 駆動系の誤動作	MA 燃料装荷/取出し中のクレーンの誤昇降		WA 燃料装荷/取出し中以外
	設備・機器名称	制御安全棒機構(続き)	・補助タンク	・空気シリンダ	・ヘッダより上流の配管	・ヘッダ~絞り間の配管	・絞りから下流の配管	R I 中性子源		中性子カウンター駆動装置	<b></b> 文番	MA 燃料装荷設備 (1) MA 燃料装荷装置	・ 収納カートリッジ取扱機構			· ·		
	N0.	8	<u>I</u>					6		10	11	12						

# JAEA-Technology 2017-033

NO	設備・機器名称	お職モード	与える影響	備光
12	MA 燃料装荷設備 (1) MA 燃料装荷装置 ・ 収納カートリッジ取扱機構			
	・ クレーン(続き)	WV 燃料装荷/取出し中のクレーンの誤横行	1	(J) ミッタによる移動距離の制限やモータの駆動力の制限等により、装着ヘッドや炉心、WA 然料の機械的破損は起こさない設計とする。)
		WY 燃料装荷/取出し中以外のクレーンの誤横行	1	(装布ヘッドや炉心、MA 燃料の機械的破損にはならないので、安全上 の問題とはならない。)
		WY 燃料装荷/取出し中のクレーンの誤旋回	1	(J) ミッタによる移動距離の制限やモータの駆動力の制限等により、装 荷ヘッドや炉心、MA 然料の機械的破損は起こさない設計とする。)
		WA 燃料装荷/取出し中以外のク レーンの誤旋回	1	(装荷ヘッドや炉心、MA 然料の機械的破損にはならないので、安全上 の問題とはならない。)
	・ 装荷ヘッド	WA 燃料装荷/取出し中の装荷へ ッドの誤昇降	MA 燃料の落下	異常事象 T6
			MA 燃料の機械的破損	異常事象 A7 (リミッタによる移動距離の制限やモータの駆動力の制限等の設計対
				策の実施を前提とするものの、昇降モータの容量を考慮すると想定除 外は難しいので、異常事象として想定する。ただし、インターロック
				の不作動も重ねた想だとなることがら、異常過渡事象ではなく事故事象として想定するものとする。)
		MA 燃料装荷/取出し中以外の装 荷ヘッドの誤昇降	1	(リミッタによる移動距離の制限等により、装荷ヘッドや炉心の機械的 破損は起とさない設計とする。)
		MA 燃料装荷/取出し中の装荷へ ッドの誤機行	MA 燃料の落下	異常事象 I6 (モータの駆動力の制限等により、MA 燃料の機械的破損は起こさない 設計とするが、MA 燃料落下の想定は必要。)
		WA 燃料装荷/取出し中以外の装荷へッドの誤構行	I	(装荷ヘッドや炉心の機械的破損にはならないので、安全上の問題とはならない。)
		WA 燃料装荷/取出し中の装荷へ ッドの誤走行	MA 燃料の落下	異常事象_T6
		WA 燃料装荷/取出し中以外の装 荷ヘッドの誤走行	1	(リミッタによる移動距離の制限等により、装荷ヘッドや炉心の機械的 破損は起こさない設計とする。)
		MA 燃料装荷時の位置決めミス	MA燃料の落下	異常事象 I6 (リミッタによる移動距離の制限等により、MA 燃料や炉心の機械的破 損は起こさない設計とするが、MA 燃料落下の想定は必要。)
		WA 燃料取出し時の位置決めミス	1	(MA 燃料取出しができないが、安全上の問題はない。)
		「運転台車からのカートリッジ取 出し時の位置決めミス	1	(カートリッジ取出しができないが、安全上の問題はない。)
		運転台車へのカートリッジ格納時の位置決めミス	カートリッジの落下	異常事象 I6 (リミッタによる移動距離の制限等により、カートリッジや運転台車の 機械的破損は起こさない設計とするが、カートリッジ落下の想定は必要。)

		表 F. 1-2 FMEA {C	よる起因事象抽出統	吉果 (4/6)
N0.	設備・機器名称	故障モード	与える影響	備考
12	MA 燃料装荷設備 (1)MA 燃料装荷装置 ・ 装荷ヘッド(続き)			
		WA 燃料装荷/取出し中のカートリッジ(シリンダ回転)の誤動作	1	(モータの駆動力制限等により、WA 燃料の機械的破損は起こさない 設計とする)
		カートリッジの回転時の MA 燃料 の選択ミス	1	(MA 燃料の誤挿入となるが、ピン 1 本単位のものなので影響は小さ いものと考えられる。)
		WA 燃料装荷時のシリンダ蓋の誤 閉	1	(シリンダ蓋開閉機構の駆動力を制限すること等により、MA 然料ピンは破損させない設計とする。)
		WA 燃料取出し時のシリンダ蓋の 誤閉	1	(シリンダ蓋開閉機構の駆動力を制限すること等により、MA 燃料ピ ンは破損させない設計とする。)
	. 책부가 위하는 그만 우드는 [41] 또하는 ㅋㅋㅋ	<b>ゴン・そねっ 壬 6 告奪</b> こ	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	田 法書 A late
	• MA 然补以故機傳	<u> </u>	MA 旅科の落下 MA 燃料の落下	
		MA 燃料装荷/取出し駆動系の誤動 作		(モータの駆動力制限等により、MA 燃料の機械的破損を起こさない 設計、及びモータが誤動作しても MA 燃料が落下しない設計とする。)
	(2) MA 燃料識別装置	燃料の誤識別	1	(運転員チェックのバックアップと考えれば、燃料誤装荷の要因と はならない。)
13	原子炉建屋		1	FMEA の対象外。
14	原子炉格納施設 一次容器 二次容器	1	1	FMEA の対象外。
15	燃料板	-	I	(燃料板そのものは静的機器であり、故障は想定不要。)
16	模擬板	1	1	(静的機器であり、故障は想定不要。)
17	核燃料物質取扱設備及び燃料貯 蔵設備			
	燃料装填用デスク		I	(静的機器であり、故障は想定不要。)
	燃料移送設備	引出し燃料の落下	燃料の落下	異常事象 T6
	燃料収納容器	_	-	(静的機器であり、故障は想定不要。)
	燃料貯蔵設備			
	燃料貯蔵棚		-	(静的機器であり、故障は想定不要。)
	MA 燃料遠隔取扱装置	収納カートリッジの落下	燃料の落下	異常事象 T6
	MA 燃料識別装置	燃料の誤識別	1	(運転員チェックのバックアップと考えれば、燃料誤装荷の要因と はならない。)
	収納カートリッジ搬送台車	1	1	(静的機器であり、故障は想定不要。)
	識別コード・レーザ刻印装置	バーコードの誤刻印	燃料へのバーコード の誤刻印	(システマティックなエラーは運転員のチェックにより想定不要とし、ランダムなエラーによる誤装荷の影響は小さいものと考える)

~
<u> </u>
Ľ
-
ΠŁ
<u>ш</u> [/
Η¤
\$¥£
TT
77
ŦŦ
47
JIL
名///
1++++++
世中
1.1
KI.
臣
N9
4
N
$\sim$
rTI
IJ
r.
~1
<u> </u>
1.
·-*
Щ
11.2
₩Å.
1.174

$\sim$
₩
結
H
抽
倐
빠
R
起
Кg
4
ビ
ΛEA
Ē
-2
Ľ.
表

5/6)

18         熟業           19         茨 茨 茨           20         張水			コムでが目	御る
19 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20 20	<b>钅物処理設備</b>			
19 20 陽子 第	〔体廃棄物廃棄設備 (建屋換気系)	I		放射性物質内蔵量は小さく、問題ないと考えられる。
19 放射 <b>20 陽子</b>	<u> </u>	漏洩	放射性廃液の漏洩	(放射能量は十分小さく、問題とならない。)
20 陽子	<b> 線管理施設</b>	1	1	放射線管理・モニタ上の支障があっても、安全評価上の起因事 象とはならない。
) 通	- ビーム輸送機構			
	易子ビーム導入窓	破損	陽子ビーム出力の低下	(ビーム出力の低下はあるが、炉出力低下の方向なので問題な) い。)
Ъ	T 隔離弁	<b>誤閉止</b>	1	(ビームの遮断が行なわれるだけで、安全上の問題はない。)
		誤開放	Ι	(炉室へのビーム軌道が確立していない状態であり、炉出力が  上昇することはないので、安全上の問題はない。)
ת	(一ムシャッタA	製遮断	陽子ビームの遮断	(ビームの遮断が行なわれるだけで、安全上の問題はない。)
	<u>.</u>	誤開放	1	(炉室へのビーム軌道が確立していない状態であり、炉出力が 上昇することはないので、安全上の問題はない。)
ת	ビーム出力調整装置	調整異常	ビーム出力の調整異常	異常事象 T3
	(モーメ (ニ)			(ビーム出力の調整異常により、最大出力(10m)の腸子ビームが 炉心へ導入される可能性がある。)
	]極電磁石	電磁石電源の異常	ビーム出力の異常	(電源異常によりビーム出力異常が起きても、ビーム出力が増加「 することはないので、安全上の問題はない。)
		冷却系機器の異常	冷却水流量の低下	(電磁石の冷却能力は低下するが、ビーム出力が増加することは ないので、安全上の問題はない。)
		冷却系の破損	冷却水の漏えい	(冷却水にはトリチウムを含むが、放出量は少なく放射線被ぼ
				くのリスクは小さいものと考えられる。今後、疋量的評価により確認。)
響	<b>间電磁石</b>	電磁石電源の異常	ビーム照射角度の異常	(電源異常によりビーム照射角度異常が起きても、ビーム出力が
				増加することはなく、かつ炉出力低下の方向なので問題ない。 天井・墜力向に照射する可能性があるが、が重なビームモータの 墜泊よほどをぬいたまえたが問題ない、レまさたよく、
		冷却系機器の異常	冷却水流量の低下	■28.2支出を次が、5.9.2.2.12、2.3.2.2.2.2 (電磁石の冷却能力は低下するが、ビーム出力が増加することは
				ないので、安全上の問題はない。)
		冷却系の破損	冷却水の漏えい	(冷却水にはトリチウムを含むが、放出量は少なく放射線被ばくの=スクロースからいなのと考ったかと、今後、た量や酸価にト
				り確認し、これにいたいため、「ないたまれ」目にあり確認し、
ĸ	<b>ドテアリングコイル</b>	電磁石電源の異常	ビーム軌道の異常	(ターゲット通りの燃料への誤照射により、局所的な出力発生
				の믝能性があるが、炉全体の出力は齿トずる万同なので問題な いと考えらえる。今後、定量的評価により確認。)
講	整用ビームモニタ	破損	1	(ビーム出力調整時に、ビームの監視ができなくなるが、安全評 価上の起因事象とはならない。)

		表 F. 1-2 FN	MEA による起因事象抽出結果	(9/6)
N0.	設備・機器名称	故障モード	与える影響	備考
20	陽子ビーム輸送機構(続き)			
	ビームダンプ	1	-	(静的機器であり、故障は想定不要。)
	ビームシャッタB	製递断	陽子ビームの遮断	(ビームの遮断が行なわれるだけで、安全上の問題はない。)
		一製開放	-	(炉室へのビーム軌道が確立していない状態であり、炉出力
				が上昇することはないので、安全上の問題はない。)
	二次容器隔離舟	新閉止	勝子ビームの遮断	(ビームの遮断が行なわれるだけで、安全上の問題はない。)
		<b>誤開放</b>	-	(炉室へのビーム軌道が確立していない状態であり、炉出力
				が上昇することはないので、安全上の問題はない。)
	炉室ビームモニタ	破損	-	(ビームの監視ができなくなるが、安全評価上の起因事象とは
				ならない。
	ターゲット窓	破損	陽子ビーム出力の低下	(ビーム出力の低下はあるが、炉出力低下の方向なので問題な
		1		V。)
	陽子ビーム輸送管	破損	陽子ビーム出力の低下	(ビーム出力の低下はあるが、炉出力低下の方向なので問題な)
				V。)
21	換気空調設備			
	(1) MA 燃料貯蔵庫冷却系	排気風量の低下・喪失	貯蔵庫内雰囲気温度の上昇	(排気風量が喪失すると貯蔵庫天井コンクリート等の温度が
				過度に上昇する恐れがある。昨年度の検討で自然対流徐熟に
				よる冷却が可能な見通しが得られているが、今後は設備の具
				体化が必要。)
	(2) ビーム輸送室換気系	排気風量の低下・喪失	輪送室内の放射化アルゴン濃度の   ト夏	(放射化アルゴンによる公衆被ばく評価の検討が、今後必要。)
		<u> </u>		/仕人しん問題がないよ、「当 /1) /0/ご 10 ダメオ Z /
0	(3) 上記以外 一部 日	排気風重の低「・喪失	1	<u>(女生上の肉題かないか、上記(I)、(Z)に</u> 己粕される。)
22	実験用装置			
	可動装荷物駆動装置	誤作動によるサンプル挿入	正の反応度添加	異常事象 T1
	ドップラー駆動装置	誤作動によるサンプル挿入	正の反応度添加	(可動装荷物駆動装置の誤作動に包絡される。)
	気送管	1	-	(静的機器であり、故障は想定不要。)
	可動式核破砕ターゲット	ターゲットの誤移動	正の反応度添加	(可動装荷物駆動装置の誤作動に包絡される。)

	-	-							-	-					1		_
	備考	(制御棒の誤挿入に包絡可能)			(収納カートリッジの落下に包絡可能)	(収納カートリッジの落下に包絡可能)						(送風機の停止に包絡可能)	(送風機の停止に包絡可能)	(送風機の停止に包絡可能)			
	起因事象	誤前進	制御棒の誤挿入	可動装荷物駆動装置の誤作動	燃料の落下	MA 燃料の落下	収納カートリッジの落下	収納カートリッジの落下	ビーム出力の異常	停止		目詰まりによる流量低下	誤閉	破損			4 平 山 叶
	機器名称	移動テーブル駆動機構	制御安全棒駆動機構	可動装荷物駆動装置	燃料貯蔵庫	MA 燃料装荷装置		MA 燃料遠隔取扱装置	ビーム出力装置	送風機		フィルタ	ダンパ				
(1) 建転时以共市ば回使炎化	異常事象	反応度制御設備の異常 T1			燃料の落下 T6				陽子ビーム出力増大 T3	MA 燃料炉心冷却設備の流量	現象 T4					(2) 設計基準事故	日生产

表F.1-3 異常事象 選定結果

(1) 浦転時の異堂な過速変化

備考	
起因事象	燃料取扱中の WA 燃料の破損
機器名称	銞柔 彙 柔 操 W
異常事象	燃料の機械的破損 A7

Т ٦

	贏											これ以降の制御棒 挿入を不可とするイ ンターロックを設ける。	インターロックの必要性 は今後検討。	
(2)	Fの が 悪 で で で の が の が の が の が の が の が の が の が の	1	I	Ι			I	I		I	I	1	I	1
) (1/	評慮して多									0	I	I		
関操作の影響の検討−「陽子ビーム導入実験」 ■	影	・直接的には安全上の問題とはならない。	・ビームシャッタ開放のインターロックを満足しないので後続作 業が阻害されるが、安全上の問題はなし。	・直接的には安全上の問題とはならない。	・以降の運転を阻害するが、安全上の問題はなし。	・以降の運転を阻害するが、安全上の問題はなし。	・直接的には安全上の問題とはならない。	・直接的には安全上の問題とはならない。	・直接的には安全上の問題とはならない。 ・手順 No.⑭の時点で影響がでる可能性がある。	・臨界になる可能性がある。	・直接的には安全上の問題とはならない。	・以降の運転を阻害するが、安全上の問題はなし。	<ul> <li>大きな出力変動の要因となることはないので、問題な い。</li> </ul>	・直接的には安全上の問題とはならない。 ・手順 No.⑭の時点で影響がでる可能性がある。
〔書に基づく運転員誤	誤操作	・点検ミス	・安全棒の挿入し忘れ	•確認ミス	・中性子源の挿入忘れ	・中性子源全挿入インタ -ロックのバイパス忘れ	・告知のし忘れ	・密着状態の確認ミス	・未臨界状態の設定ミス	・制御棒の操作ミス(御 引抜き)	・確認ミス	・運転モード切換えミス	・中性子源の引抜き忘 れ	・ビーム制御性の確認ミス
表 F. 1-4 運転手顺	運転の手順	<ul> <li>①燃料装荷状態及び装置、機器の 状態、X/54設定値等について運 転前点検を行う。</li> </ul>	②安全棒を全挿入する。	③炉室に人がいないことを確認する。	④起動用中性子源を全挿入するか、	又は、中性子源全挿入インターロック をバイパスする。	⑤原子炉起動の告知を行い、移動 側集合体の駆動を始める。	<ul><li>③移動側集合体を固定側集合体に 密着させる。</li></ul>	⑦制御棒を所定の位置まで挿入し、 所定の未臨界状態であることを確し	副 す ろ。	⑧ビームトンネル内に人がいないことを確認する。	◎運転モードを「陽子ビーム運転モード」に変更する。	⑩必要に応じて起動用中性子源を 引き抜く。	<ul> <li>① L^{(-ムシャッタ} A 及び PT 隔離弁を開放し、炉外のビ^{(-ムダンプ}を用いて 陽子ビ^{ムの}出力が所定の値に制 御できることを確認する。確認後、 ビ⁽⁻ム出力調整装置により出力を  旦低下させる。</li> </ul>
	通転	通	ē運転	μ-	_ %	-						膨工	- <u>سَ</u>	ム運転モード
	作状業態	準備作業原子炉運転状態												

Ĺ, N L R E 松雪 6 组氏 펫 6 0 二年年に 1 ^ ( 1 ٢ 中国 H 三十二十二

### JAEA-Technology 2017-033

	筆			核評議自動 の 本式、 に 人 上 力 照 礼 に 、 の 。 の		インターロックは今後検討。								
(	Eの考 必要性	氓 颧 作				Ι								
(2/2)	評価- 慮の	起事因象		1			0					Ι		
乍の影響の検討-「陽子ビーム導入実験」	1973年1月1日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日日	予一	・以降の運転で不要な誤スクラアぬの可能性は増す が、安全上の問題はない。	・以降の運転で不要な誤スクラムの可能性は増す が、安全上の問題はない。	・ビーム入射のインターロックを満足しないので後続作業が阻害されるが、安全上の問題はない。	・直接的に安全上の問題とはならない。	・ビーム出力が計画値を超える可能性がある。	・誤って運転が継続されることになるが、安全上の 問題はない。	・臨界実験のインターロックを満足しないので後 続作業が阻害されるが、安全上の問題はない。	・直接的には安全上の問題とはならない。	・直接的には安全上の問題とはならない。	・直接的には安全上の問題とはならない。		
書に基づく運転員誤操作		1 × 1 × 1	・「ペリオド」のバイパス忘れ	・「陽子ビーム運転モード」のし忘れ	・ビームシャックもしくは隔離弁の開放し忘れ	・偏向電磁石の起動し忘れ	・ビーム出力の調整ミス	・陽子ビームの停止し忘れ	・ビームシャックもしくは隔離弁の閉鎖し忘れ	・運転モードの変更し忘れ	・完全分離させずに運転を終了。	・停止後点検のミス		
表 F. 1-4 運転手順	四十の神馬	「単ちくノー」」「実	③加速器のパルス運転に伴う中性子 束の急激な変化によるスクラムを回避 するため、スクラム項目の内、「ペリオド」 をバイパスする。 よらに、核計歩のうちの運転系	及び安全系を「陽子ビー」 心運転モード」とする(パ ルスのピークにおモード」とする(パ ルスのピークにおける高中性子束によるスメラユを回避するためにスメラユ設定値を高くする機能である)。	<ul> <li>③ビームシャック B 及び二次容器隔離弁を 開放し、偏向電磁石を起動してビー</li> </ul>	4を炉室に導入する。	⑭ビーム出力調整装置を用いて陽子ビ ームの出力を所定の値に調整し、炉 出力を調整する。	<ul><li>     ⑥実験終了後、陽子ビームを停止し、 偏向電磁石を停止し、ビームシャックB、     </li></ul>	隔離弁及びビームシャッタAを閉鎖する。	⑩運転モードを「通常運転モード」 に変更する。	①制御棒を引抜き、安全棒を引き抜 いた後、集合体を分離する。完全 分離状態をもって運転が終了す る。	圆停止後点検を行う。		
	運転		陽子ビーム運転モード 臨界実験											
	作業	状態		原子炉運転状態										

### JAEA-Technology 2017-033

表 F.1-5 事象選定結果

	分類	事象					
	1.反応度の異常な変化	制御棒の誤挿入					
		可動装荷物駆動装置の誤作動					
運転時の	2. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常	冷却機能の損失					
異常な過	な変化						
渡変化	3. その他の設備特有な事象	陽子ビームの誤導入(ビーム出力					
		の調整異常)					
	4. 外部事象	_					
	1. 反応度事故	制御棒の誤挿入+保護信号の不作					
		動/誤設定					
		可動装荷物駆動装置の誤作動+保					
		護信号の不作動/誤設定					
		燃料誤装荷による密着動作中の					
<u>乳乳甘油</u>		臨界+保護信号の不作動/誤設定					
	2. 原子炉冷却材の流出又は炉心冷却						
爭叹	状態の著しい変化						
	3.環境への放射性物質の異常な放出	収納カートリッジ落下事故+被					
		覆破損					
		燃料取扱中の MA 燃料の破損					
	4. その他原子炉施設の設計により必	臨界体系への陽子ビーム導入+保					
	要と認められる事象	護信号の誤設定					



- 373 -



(1) 全体図



(2) MA 燃料装荷ヘッドまわり 平面図 (上から見る)

図F.1-2 MA燃料取扱装置 基本動作図

# 付録 F.2 安全解析の詳細結果

「12.2節 運転時の異常な過渡変化」および「12.3節 設計基準事故」において実施した解析について述べる。

### F.2.1 解析において使用した定数

解析においては、表4.5-3の核特性及び表4.5-4の動特性定数を使用した。

### F.2.2 解析結果(運転時の異常な過渡変化)

(1)制御棒の誤挿入

- ③ 図F.2-1(a)に示したように、反応度添加率が1×10⁻⁴Δk/k/sと大きな場合は各炉心とも 数十秒以内に短炉周期(5s)によりスクラムする。この場合、燃料の温度上昇は0.01℃程 度である。
- ② 図F.2-1(b)に示したように、反応度添加率が小さくなると、短炉周期(5s)よりも先に安全系中性子束高(650W)でスクラムが作動する。反応度添加率が小さい場合の方が高出力での持続時間が長いため、1×10⁻⁴Δk/k/sの挿入率の場合よりも出力量が大きくなる。燃料温度上昇の大きいMA装荷最小炉心について、初期出力を0.01Wおよび553Wに設定すると、初期出力が高いほど燃料温度上昇が大きくなる。これは、図F.2-1(c)に示したように反応度添加率が小さくかつ初期出力が高い場合には出力上昇に時間を要するため、初期出力近辺の緩やかな出力上昇での発生エネルギーが大きいためである。
- ③ 燃料の平均温度上昇は5℃以下であるため、温度係数に依存した事象の変化はほとんどない。

(2) 可動装荷物駆動装置の誤作動

- 図F. 2-2に示したように、ステップ反応度の挿入と同時に即発跳躍によって出力は約2.5 倍になる。測定系、炉周期計を経てスクラム信号が安全棒電磁石放回路に達するまでは約 0.2s要すると仮定し、さらに安全棒が動き出すまでに0.05sを見込んだ。したがって、スク ラムによって出力が下がり始めるのは反応度挿入から0.25s以降である。
- ② 安全棒の引抜により出力は急激に低下し、最も出力量が大きいMA非装荷最小炉心の場合でも、燃料温度上昇は0.01℃未満である。

### F.2.3 解析結果(設計基準事故)

(1)制御棒の誤挿入

- ① 図F.2-3(a)に示したように、反応度添加率が1×10⁻⁴Δk/k/sと大きな場合は各炉心とも 数十秒以内に安全系中性子束高(6.5kW)によりスクラムする。
- ② 図F.2-3(b)に示したように、燃料温度上昇の観点から最も厳しいMA装荷最小炉心について、反応度添加率が小さい場合は安全系中性子束高(6.5kW)でスクラムするまでに最大300s

程度を要する。

- ③ 燃料温度上昇の観点から最も厳しいMA装荷最小炉心について、反応度添加率5×10⁻⁶ ∆ k/k/sの場合について、初期出力を0.01Wから553Wに変化させた解析を行った。図F.2-3(c) に示したように、初期出力が低いほどスクラムまでには時間を要するが、出力量が小さく なるため、温度変化は小さくなる。
- ④ 燃料温度上昇の大きいMA装荷最小炉心の初期出力553W、反応度添加率5×10⁻⁶ Δ k/k/sの 場合について、温度係数を計算値の0.5倍及び0.25倍とした場合についても解析を行った。 結果を図F.2-3(d)に示す。温度係数が大きい方がスクラムに至るまでにわずかに時間を要 するため、燃料温度上昇が大きくなる。

(2) 可動装荷物駆動装置の誤操作

- ① 図F.2-4に示したように、安全系中性子束高(6.5kW)が作動するまでに30s程度要する。
- ② 図F.2-4に示したように、安全棒の引抜きにより出力は急激に低下する。

(3)燃料誤装荷による密着動作中の臨界

- 図F. 2-5(a)に示したように、各炉心について安全系中性子束高(6.5kW)が作動するまでの 時間は30s以下である。
- ② MA装荷最小炉心について、初期出力を0.1Wと553Wに変化させた解析を行った。図F.2-5(b) に結果を示す。初期出力が大きいほど燃料温度上昇が大きい。





(c)初期出力の影響(MA装荷最小炉心、反応度添加率 5×10⁻⁶Δk/k/s)
 図 F. 2-1 制御棒誤挿入(運転時の異常な過渡変化)(2/2)



(運転時の異常な過渡変化、ステップ反応度 0.6\$)






図 F. 2-3 制御棒誤挿入(事故)(2/2)





図 F. 2-5 燃料誤装荷による密着動作中の臨界事象(事故)(1/2)



This is a blank page.

_

表 1. SI 基本単位				
甘大昌	SI 基本単位			
本平里	名称	記号		
長さ	メートル	m		
質 量	キログラム	kg		
時 間	秒	s		
電 流	アンペア	Α		
熱力学温度	ケルビン	Κ		
物質量	モル	mol		
光度	カンデラ	cd		

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単	位の例			
AI 立 是 SI 組 立 単位	SI 組立単位			
名称	記号			
面 積 平方メートル	m ²			
体 積 立方メートル	m ³			
速 さ , 速 度 メートル毎秒	m/s			
加 速 度メートル毎秒毎秒	$m/s^2$			
波 数 毎メートル	m ⁻¹			
密度,質量密度キログラム毎立方メートル	kg/m ³			
面 積 密 度 キログラム毎平方メートル	kg/m ²			
比体積 立方メートル毎キログラム	m ³ /kg			
電 流 密 度 アンペア毎平方メートル	A/m ²			
磁 界 の 強 さ アンペア毎メートル	A/m			
量 濃 度 ^(a) , 濃 度 モル毎立方メートル	mol/m ⁸			
質量濃度 キログラム毎立方メートル	kg/m ³			
輝 度 カンデラ毎平方メートル	cd/m ²			
屈 折 率 ^(b) (数字の) 1	1			
比 透 磁 率 (b) (数字の) 1	1			
(a) 量濃度(amount concentration)は臨床化学の分野では物質濃度				

(substance concentration)ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

## 表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

			SI 租立单位	
組立量	名称	記号	他のSI単位による 表し方	SI基本単位による 表し方
平 面 角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体鱼	ステラジアン ^(b)	$sr^{(c)}$	1 (b)	$m^2/m^2$
周 波 数	ヘルツ ^(d)	Hz	-	s ⁻¹
力	ニュートン	Ν		m kg s ⁻²
E 力 , 応 力	パスカル	Pa	N/m ²	$m^{-1} kg s^{-2}$
エネルギー,仕事,熱量	ジュール	J	N m	$m^2 kg s^2$
仕 事 率 , 工 率 , 放 射 束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電 荷 , 電 気 量	クーロン	С		s A
電位差(電圧),起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2 kg s^{-3} A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	s	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^2 A^{-1}$
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m ²	$kg s^{2} A^{1}$
インダクタンス	ヘンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^2 A^2$
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光東	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照度	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量,比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2 s^2$
線量当量,周辺線量当量, 方向性線量当量,個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	$m^2 s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		s ⁻¹ mol

酸素活性(1) グタール kat [s¹ mol]
 (w)SH接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや コヒーレントではない。
 (h)ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明 示されない。
 (a)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d)へルツは周期現象についてのみ、ペタレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。 セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。それシウス度とケルビンの
 (a)やレシウス度はケルビンの特別な名称で、温度器や温度開隔を表す整備はとおらの単位で表しても同じである。
 (b)放射性核種の放射能(activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g)単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM物告2 (CI-2002) を参照。

### 表4.単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

	S	[ 組立単位	
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表 面 張 九	リニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	$rad/s^2$	$m m^{-1} s^{-2} = s^{-2}$
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	$W/m^2$	kg s ⁻³
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^{2} K^{1}$
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^{2} s^{2} K^{1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 s^2$
熱伝導率	「ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電 荷 密 度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
表面電荷	「クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
電東密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
誘 電 卒	コアラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透 磁 率	ペンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 kg s^2 mol^1$
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2 kg s^{-2} K^{-1} mol^{-1}$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
吸収線量率	ダレイ毎秒	Gy/s	$m^{2} s^{3}$
放 射 強 度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	$m^{-3} s^{-1} mol$

表 5. SI 接頭語						
乗数	名称	記号	乗数	名称	記号	
$10^{24}$	<b>э</b> 9	Y	10 ⁻¹	デシ	d	
$10^{21}$	ゼタ	Z	$10^{-2}$	センチ	с	
$10^{18}$	エクサ	Е	$10^{-3}$	ミリ	m	
$10^{15}$	ペタ	Р	$10^{-6}$	マイクロ	μ	
$10^{12}$	テラ	Т	$10^{-9}$	ナノ	n	
$10^{9}$	ギガ	G	$10^{-12}$	ピコ	р	
$10^{6}$	メガ	М	$10^{-15}$	フェムト	f	
$10^3$	+ 1	k	$10^{-18}$	アト	а	
$10^{2}$	ヘクト	h	$10^{-21}$	ゼプト	z	
$10^{1}$	デカ	da	$10^{-24}$	ヨクト	v	

表6.SIに属さないが、SIと併用される単位					
名称	記号	SI 単位による値			
分	min	1 min=60 s			
時	h	1 h =60 min=3600 s			
日	d	1 d=24 h=86 400 s			
度	۰	1°=(π/180) rad			
分	,	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad			
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad			
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²			
リットル	L, 1	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³			
トン	t	$1 t=10^3 kg$			

# 表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で

表され						
名称	記号	SI 単位で表される数値				
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J				
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ^{·27} kg				
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da				
天 文 単 位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m				

## 表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海 里	Μ	1 M=1852m
バーン	b	$1 \text{ b}=100 \text{ fm}^2=(10^{-12} \text{ cm})^2=10^{-28} \text{m}^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位しの粉結的な朋友け
ベル	В	対数量の定義に依存。
デシベル	dB -	

#### 表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値		
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J		
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N		
ポアズ	Р	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s		
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{ m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$		
スチルブ	$^{\mathrm{sb}}$	$1 \text{ sb} = 1 \text{ cd cm}^{-2} = 10^4 \text{ cd m}^{-2}$		
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx		
ガ ル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²		
マクスウエル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{ G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$		
ガウス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T		
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe ≙ (10 ³ /4 π)A m ⁻¹		
(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ▲ 」				

は対応関係を示すものである。

			表	10.	SIに 尾	<b>属さないその他の単位の例</b>
	-	名利	5		記号	SI 単位で表される数値
キ	ユ		IJ	ſ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
$\scriptstyle  u$	$\sim$	ŀ	ゲ	$\sim$	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$
ラ				K	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
$\scriptstyle  u$				Д	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	$1 \gamma = 1 \text{ nT} = 10^{-9} \text{T}$
フ	T.		N	"		1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メー	ートル	采	カラゞ	ット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10 ⁻⁴ kg
ŀ				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
+1	ы		11	_		1 cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J
15	Ц		9		cal	(「IT」カロリー), 4.184J(「熱化学」カロリー)
3	ク			~	u	$1 \mu = 1 \mu m = 10^{-6} m$