

核融合中性子源A-FNS概念設計書

Conceptual design document on Advanced Fusion Neutron Source, A-FNS

March 9, 2021 (Received - March, 2021)

Rokkasho Fusion Institute
六ヶ所核融合研究所

国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構

National Institutes for
Quantum and Radiological Science and Technology

Conceptual design document on Advanced Fusion Neutron Source, A-FNS

National Institutes for Quantum and Radiological
Science and Technology (QST)

Conceptual design document on Advanced Fusion Neutron Source, A-FNS

Date of Publishing: March, 2021
Editing and Publication:

Advanced Fusion Neutron Source Design Group,
Department of Fusion Reactor Materials Research,
Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy Directorate,
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

2-166 Omotedate Obuchi, Rokkasho, Aomori 039-3212, Japan
Tel: +81-(0)175-71-6675 Fax: +81-(0)175-71-6602
e-mail: kasugai.atsushi@qst.go.jp

©2021 National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology. All Rights Reserved.

Printed in Japan
QST-R-19

核融合中性子源 A-FNS 概念設計書

国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構

核融合中性子源 A-FNS 概念設計書

発行年月： 2021 年 3 月

編集発行： 国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構

連絡先： 〒039-3212

青森県上北郡六ヶ所村大字尾駁字表館 2 番地 166

核融合エネルギー部門 六ヶ所核融合研究所

核融合炉材料研究開発部 核融合中性子源設計グループ

TEL: 0175-71-6675 FAX: 0175-71-6602

e-mail: kasugai.atsushi@qst.go.jp

©2021 国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構

Printed in Japan
QST-R-19

Conceptual design document on Advanced Fusion Neutron Source, A-FNS

Atsushi Kasugai, Satoshi Sato, Kentaro Ochiai, Kai Masuda, Masayuki Ohta, Makoto Oyaidzu,
Saerom Kwon, Kazuo Hasegawa, Keishi Sakamoto, Shinichi Ishida

Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy Research and Development Directorate

Rokkasho, Aomori

In the Japanese Project of development of fusion power plant, one of the key milestones is to acquire initial irradiation data on fusion DEMO DT reactor materials by using a fusion neutron source around 2035. Considering the results obtained by the milestone, a decision is to be made whether or not the construction phase of the fusion DEMO DT reactor should be started. In addition to the results by the ITER project, it is required to get the results by the fusion neutron source for accomplishment of the milestones. It is important to verify the reliability, durability, safety and economic aspects of materials to be used in DEMO, to establish standards and criteria for materials, and to build a database for licensing by using the fusion neutron source which can simulate the neutron flux field in DEMO and can perform stable neutron irradiation tests. To meet the requirement, we plan to construct Advanced Fusion Neutron Source (A-FNS) facility at QST in Rokkasho, and have completed the conceptual design.

The A-FNS is composed of a deuteron linear accelerator, a liquid lithium target loop, an irradiation test system, and a post irradiation examination facility. It produces neutrons by nuclear reaction between deuteron and lithium accelerated to 40 MeV. The neutrons generated by the A-FNS have the peak energy with around 14 MeV, which is almost same as that in a fusion DEMO reactor, and we can acquire the irradiation data for a ratio of helium production to dose neutron irradiation damage of about 10. The conceptual design of the irradiation test modules which can perform nine kinds of neutron irradiation tests satisfying the material evaluation conditions such as neutron fluence, irradiation conditions was established by devising the layout of the neutron irradiation area and the irradiation capsules that contain the specimens.

The A-FNS is aiming at developing a neutron source that enables not only the acquisition of irradiation data for fusion reactor materials but also versatile applications for industry and academia by utilizing the huge amount of neutrons generated by the A-FNS. It is expected to apply a wide range of applications in industrial fields such as semiconductor manufacturing and medical and scientific research applications.

Keywords: Neutron Source, A-FNS, Fusion, IFMIF, DEMO reactor

核融合中性子源 A-FNS 概念設計書

春日井 敦、佐藤 聡、落合 謙太郎、増田 開、太田 雅之、小柳津 誠、
権 セロム、長谷川 和男、坂本 慶司、石田 真一

核融合エネルギー部門 六ヶ所核融合研究所
青森県 六ヶ所村

日本の原型炉研究開発ロードマップでは、核融合中性子源を用いた中性子照射試験によって 2035 年頃までに核融合炉材料に関する照射データを取得することを、原型炉移行判断の一つの指標にしている。そのため、核融合原型炉内環境を模擬でき、かつ定常的な中性子照射が可能な「核融合中性子源」によって、原型炉に使われる材料の信頼性、耐久性、安全性、経済性等の検証及びその材料の規格・基準作りと許認可対応のためのデータベース構築を、ITER と並行して実施することが必要である。量研は原型炉構造材料の照射データを取得することを目的として核融合中性子源 A-FNS の概念設計を完了した。

A-FNS は重陽子線形加速器、液体リチウムターゲットループ、照射試験システム、照射後試験施設等から構成され、40 MeV に加速された重陽子とリチウムの核反応により、原型炉材料照射に必要な He 生成と弾き出し損傷との比が 10 程度の、重水素・三重水素の核融合反応で発生する 14 MeV 相当の高エネルギー中性子を発生させることが可能である。今回完了した概念設計では、中性子照射領域のレイアウトと試験片を入れるキャプセルを工夫することで、中性子照射量、照射条件、材料試験の種類等の材料評価条件を満たす 9 種類の中性子照射試験ができる照射試験モジュールの構造の概念を確立した。

A-FNS では、核融合炉材料の照射データ取得に加えて、大量に発生する中性子を利用して産業や学術用の多目的な中性子利用も可能とさせる中性子源を目指している。A-FNS で得られる大強度かつ定常の中性子を用いて、がん治療や検査薬のための医療用アイソトープ製造、農業、半導体製造などの工業分野への応用、医学・科学研究応用など、幅広い利用に道を開くものと期待される。

Contents

Executive Summary.....	i
1 Introduction.....	1
1.1 Background and needfulness on development of fusion neutron source.....	1
1.2 Objective and content of this report.....	8
2 Basic condition	10
2.1 Design requirement.....	10
2.1.1 Basic concept of security for A-FNS	10
2.1.2 Security design requirement	13
2.1.3 Criterion for classification of effective dose rate on radiation controlled area in A-FNS	16
2.2 Basic specification	18
2.3 Composition	19
2.4 Schedule	22
2.4.1 Conceptual design	23
2.4.2 Engineering design.....	23
2.4.3 Construction phase	23
2.5 Annual operation plan	24
2.5.1 Requirement on reliability, availability, maintainability and inspection ability (RAMI) of A-FNS	24
2.5.2 Requirement on failure mode and effective analysis (FMEA) for A-FNS.....	24
2.5.3 Annual operation plan and maintenance.....	24
3 Design on overall facility	26
3.1 Outline	26
3.2 Arrangement of applicable regulations.....	26
3.3 Arrangement of locational conditions.....	29
3.3.1 Site	29
3.3.2 Site preparation.....	29
3.3.3 Road	29
3.3.4 Plan of building arrangement.....	30
3.4 A-FNS main building.....	33
3.4.1 Outline	33
3.4.2 Attitude for seismic design of A-FNS main building.....	33

3.4.3	Design of A-FNS main building	34
3.5	Power receiving plan	37
3.6	Water supply plan.....	38
3.7	Drainage plan	38
3.8	Ventilation plan	39
3.8.1	System function.....	39
3.8.2	System basic composition.....	40
3.9	Tritium processing system.....	41
3.9.1	System overall.....	41
3.9.2	Source term	42
3.9.3	Tritium removal system in gaseous phase	43
3.9.4	Processing system for drainage water containig tritium.....	46
3.9.5	Evaluation of required ventilation flow voulme and required diluted drainage voulme on tritium	46
3.10	Plant Control and Monitoring System	47
3.10.1	General Overview.....	47
3.10.2	Functional Requirements	48
3.10.3	Basic Configuration.....	48
3.11	Security system	55
3.11.1	System security analysis and security system concept.....	55
3.11.2	Security system concept for chemical material.....	56
4	Subsystem design.....	60
4.1	Overall	60
4.2	Accelerator System Design.....	61
4.2.1	General Overview, Functional Requirements and Configuration	61
4.2.2	Injector Subsystem	69
4.2.3	Radio Frequency Quadrupole (RFQ) Subsystem.....	72
4.2.4	Medium Energy Beam Transport (MEBT) Subsystem.....	75
4.2.5	Superconductiong Radi Frequency (SRF) Linac Subsystem.....	77
4.2.6	High Energy Beam Transport (HEBT) Subsystem.....	79
4.2.7	RF Power Subsystem.....	81
4.2.8	Beam Diagnostics.....	82
4.2.9	Accelerator System Ancillaries	83
4.3	Target system design.....	85

4.3.1	Introduction	85
4.3.2	Requirement specification and system composition of Li target system	86
4.3.3	Li target and heat exchange system.....	89
4.3.4	Purification system.....	131
4.3.5	Evaluation of technology readiness level for Li target facility	146
4.3.6	Security measures of Li target facility	148
4.4	Test System Design	164
4.4.1	General Overview, Functional Requirements and Configuration	164
4.4.2	Test Cell (TC).....	175
4.4.3	Blanket Structural Materials Test Module (BSMTM)	190
4.4.4	Blanket Functional Materials Test Module (BFMTM).....	287
4.4.5	Divertor Functional Materials Test Module (DFMTM).....	292
4.4.6	Activated Corrosion Product Module (ACPM)	298
4.4.7	Tritium Release Test Module (TRTM)	309
4.4.8	Creep Fatigue Test Module (CFTM).....	355
4.4.9	Blanket Nuclear Property Test Module (BNPTM)	361
4.4.10	Diagnostic and Control Device Test Module (DCDTM)	369
4.4.11	Neutron Flux Measurement Module (NFMM).....	374
4.4.12	Neutron Application.....	377
4.5	Remote maintenace design.....	404
4.5.1	Remote maintenace system and scenario concept for target assembly	405
4.5.2	Consideration on remote maintenance method for target assem.....	407
4.5.3	Concept of Remote Maintenance and Scenario for Test Modules	416
4.6	Post irradiation examination facility.....	424
4.6.1	Consideration on function of post irradiation examination facility taken into account flow of irradiated material	424
4.6.2	Facility layout	424
4.6.3	System composton of overall faility	425
4.6.4	Equipment list	425
4.6.5	Future tasks	425
4.7	Radioactive material storage bulding.....	432
4.8	Lithium treatment building	437
4.8.1	Overall.....	437
4.8.2	Explosion-proof chamber for burning and aqueous cleaning treatment	438

4.8.3	Lithium processing room	439
4.8.4	Dismantlement processing room for cleaning material.....	439
4.8.5	Flue-gas treatment room	439
4.8.6	Hot mechanical room	440
4.8.7	Neutralization diluting processing room for drainage water	440
4.8.8	Others	440
5	Summary	442
6	Vision for engineering design	447
6.1	Required R&D items for engineering design of A-FNS	447
6.1.1	Task on secureness for facility.....	448
6.1.2	Task on accelerator system.....	448
6.1.3	Task on lithium target system	449
6.1.4	Task on test system	451
6.1.5	Task on remote maintenance	452
6.2	Vision for engineering design of A-FNS.....	453
	Acknowledgment.....	456

目次

エグゼクティブサマリー	i
1 緒言（はじめに）	1
1.1 核融合中性子源開発の経緯と必要性	1
1.2 本報告書の目的と内容	8
2 基本条件	10
2.1 設計要件	10
2.1.1 A-FNS の安全確保の基本的考え方	10
2.1.2 安全設計要件	13
2.1.3 A-FNS 施設放射線管理区域の実効線量分類基準	16
2.2 基本仕様	18
2.3 構成	19
2.4 全体スケジュール	22
2.4.1 概念設計	23
2.4.2 工学設計	23
2.4.3 建設期間	23
2.5 年間運転計画	24
2.5.1 A-FNS の信頼性、可用性、保全性、検査性（RAMI）の要求	24
2.5.2 A-FNS の故障モード及び影響解析（FMEA）の要求	24
2.5.3 年間運転計画とメンテナンス	24
3 施設全体設計	26
3.1 概要	26
3.2 適用法令の整理	26
3.3 立地条件の整理	29
3.3.1 サイト	29
3.3.2 敷地造成	29
3.3.3 道路	29
3.3.4 棟配置計画	30
3.4 A-FNS 本体棟	33
3.4.1 概要	33
3.4.2 A-FNS 本体棟の耐震設計に対する考え方	33
3.4.3 A-FNS 本体棟の設計	34
3.5 受電計画	37

3.6	給水計画	38
3.7	排水計画	38
3.8	機械・空調計画	39
3.8.1	システム機能	39
3.8.2	システム基本構成	40
3.9	トリチウム処理システム	41
3.9.1	システム概要	41
3.9.2	ソースターム	42
3.9.3	気相中トリチウム除去系	43
3.9.4	トリチウム含有廃水処理系	46
3.9.5	トリチウムに関する必要換気流量と必要希釈排水量の評価	46
3.10	監視・制御システム	47
3.10.1	システム概要	47
3.10.2	要求仕様	48
3.10.3	システム構成	48
3.11	安全システム	55
3.11.1	システム安全解析と安全システム概念	55
3.11.2	化学物質に対する安全システム概念	56
4	サブシステム設計	60
4.1	概要	60
4.2	加速器システム設計	61
4.2.1	システム概要、要求仕様とシステム構成	61
4.2.2	入射器サブシステム	69
4.2.3	高周波四重極加速器(RFQ)サブシステム	72
4.2.4	中エネルギービーム輸送(MEBT) サブシステム	75
4.2.5	超伝導高周波線形加速器(SRF Linac)	77
4.2.6	高エネルギービーム輸送(HEBT)サブシステム	79
4.2.7	高周波源サブシステム	81
4.2.8	ビーム診断系	82
4.2.9	付帯設備	83
4.3	ターゲットシステム設計	85
4.3.1	導入	85
4.3.2	Li ターゲットシステムの要求仕様とシステム構成	86
4.3.3	Li ターゲット及び熱交換システム	89

4.3.4	純化システム	131
4.3.5	リチウムターゲット施設の技術成熟度評価	146
4.3.6	リチウムターゲット施設の安全対策	148
4.4	試験システム設計	164
4.4.1	システム概要、要求仕様とシステム構成	164
4.4.2	試験セル	175
4.4.3	ブランケット構造材料試験モジュール	190
4.4.4	ブランケット機能材料試験モジュール	287
4.4.5	ダイバータ機能材料試験モジュール	292
4.4.6	放射性腐食生成物試験モジュール	298
4.4.7	トリチウム放出回収特性試験モジュール	309
4.4.8	クリープ疲労試験モジュール	355
4.4.9	ブランケット核特性試験モジュール	361
4.4.10	計測制御機器照射モジュール	369
4.4.11	中性子束計測モジュール	374
4.4.12	応用利用	377
4.5	遠隔保守システム設計	404
4.5.1	ターゲットアセンブリの遠隔保守システム・シナリオ概念	405
4.5.2	ターゲットアセンブリの遠隔保守方式の検討	407
4.5.3	試験モジュール群の遠隔保守・シナリオ概念	416
4.6	照射後試験施設	424
4.6.1	照射後材料の流れを考慮した照射後材料試験施設の機能の検討	424
4.6.2	施設レイアウト	424
4.6.3	施設全体のシステム構成	425
4.6.4	機器設備リスト	425
4.6.5	今後の課題	425
4.7	放射化物保管棟	432
4.8	リチウム取扱棟	437
4.8.1	概要	437
4.8.2	燃焼/水洗浄処理用防爆室	438
4.8.3	リチウム処理室	439
4.8.4	洗浄物解体処理室	439
4.8.5	排煙処理室	439
4.8.6	ホット機械室	440

4.8.7	廃水中和希釈処理室	440
4.8.8	その他	440
5	まとめ	442
6	工学設計の展望	447
6.1	A-FNS 工学設計に必要な主な R&D 項目	447
6.1.1	施設の安全性に関する課題	448
6.1.2	加速器システムに関する課題	448
6.1.3	リチウムターゲットシステムに関する課題	449
6.1.4	試験システムに関する課題	451
6.1.5	遠隔保守に関する課題	452
6.2	A-FNS 工学設計への展望	453
	謝辞	456

エグゼクティブサマリー

核融合原型炉では、重水素と三重水素との核融合反応によって14 MeVのエネルギーを持つ高速中性子が発生する。プラズマに面する第一壁及び炉内環境は 10^{14} 個/cm²/秒オーダーにも及ぶ14 MeVの核融合中性子の照射を受けることになる。これまでに経験のない過酷な中性子照射環境に長時間曝されることになる炉内機器の材料及び構成要素の劣化を予測することは、核融合原型炉の設計を安全で堅牢なものとするために不可欠である。

高エネルギー中性子の照射を受けた材料は、中性子の衝突によって結晶構造の乱れを生じる「はじき出し損傷」に加えて、核変換によってヘリウムや水素同位体が材料内部にガスとして生成され、特に溶解度の低いヘリウムの蓄積は材料の劣化に大きな影響を及ぼす。このヘリウム生成は原子炉にはなく核融合原型炉で顕著となる現象である。これまで材料照射のための中性子源として使われてきた核分裂炉と核破砕中性子源は、それぞれ、はじき出し損傷量（dpaという単位で表される）又はヘリウム生成量において、それぞれの値は核融合原型炉と同等の強度を有しているが、中性子発生原理の違いに起因してエネルギースペクトルが異なるため、核融合原型炉のはじき出し損傷量とヘリウム生成量の条件を同時に模擬することはできない。

14 MeVの大強度高速中性子を用いた中性子照射試験の必要性は30年以上も前から核融合材料コミュニティの間で議論されてきた。そのための中性子源の主要な要件は、核融合反応による場合と同等のエネルギースペクトルで、かつ、核融合原型炉と同等以上の高い中性子束を発生し、核融合原型炉の設計に必要な材料の予想運用寿命と安全性の評価を可能とする十分な照射体積を提供することである。

IFMIF（International Fusion Materials Irradiation Facility）は、そのような核融合原型炉の材料照射の専用施設として国際エネルギー機関（IEA）のもと日本、欧州、米国、ロシアの4カ国が集まり1980年代に核融合材料開発用中性子源として検討されてきた。その検討の中で概念設計、概念評価、要素技術確証を経て2003年にIFMIF統合設計報告書（CDR）をまとめた。IFMIFは、それぞれが100%デューティ・サイクルで125 mAのビーム電流を供給する2つの40 MeV重陽子線形加速器を使用して、これらの目標のすべてを達成することができる。両方のビームはターゲットとする同一の液体リチウム流に衝突し、 10^{14} 個/cm²/秒オーダーの強い中性子フラックスを提供することができる。

IFMIFの設計活動はその後、2007年に発効した日本と欧州の二国間協定である核融合分野における幅広いアプローチ活動（Broader Approach(BA)活動）（日欧の実施機関は、それぞれ量子科学技術研究開発機構（QST）及びF4E）の主要3事業の1つに引き継がれ、IFMIFの工学設計及び工学実証活動（IFMIF/Engineering Validation and Engineering Design Activity, IFMIF/EVEDA）として現在まで続いている。IFMIF/EVEDAプロジェクトでは、建設サイトに依存しないIFMIF中間工学設計報告書（IFMIF Intermediate Engineering Design Report, IIEDR）を2014年に作成した。IFMIFの目的は、核融合原型炉/発電炉の設計、ライセンス、建設、安全運転に供する材料データの取得であった。プロジェクトの初期から主に核融合材料研究者を中心としてIFMIFの照射条件等の設計を進めてきた。その要件の中でも、商用の核融合発電所の材料に必要とされる目標照射線量レベルとして150 dpaを目標として掲げられた。

日本国内においては、文部科学省の下に設置されている核融合科学技術委員会において、核融合原型炉の推進に向けて、アクションプランを策定し、原型炉段階への移行判断のためのチェック・アンド・レビュー（C&R）項目を列挙し、各項目や機器開発の目標を2017年に定めた。そのなかで原型炉に関わる材料開発

として、炉材料の候補材である低放射化フェライト鋼の20 dpa照射データ、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データを2035年頃までに取得するように定めている。

そのためには、IFMIFの半分程度の中性子束強度を有する核融合中性子源が早期に必要であり、そのアクションプランでは、概念設計の完了後の2021年頃の第1回中間C&Rにおいて工学設計への移行と建設推進判断、工学設計完了後の2025年頃の第2回中間C&Rで核融合中性子源の建設開始判断、及び材料照射データ取得計画の作成を行うこととしている。その核融合原型炉ロードマップに基づく核融合中性子源が「核融合中性子源（A-FNS）」である。

このように国の施策に基づいて、日本として核融合中性子源を検討することとし、核融合材料開発だけにとどまらず、中性子の医療・産業利用も視野に入れた核融合中性子源（A-FNS：Advanced Fusion Neutron Source）の検討を開始した。その基本コンセプトは、加速器系はIFMIFの1ライン分（125 mA）とし、設計はIFMIFの中間工学設計をベースとしている。国際協力で進めるIFMIF/EVEDAの成果を活用し、国内メーカーの技術力を結集してA-FNSの加速器系として再検討することを目指している。ターゲット系はIFMIF/EVEDAの成果を反映させ、液体リチウムの純化系については国際協力で進めるBAフェーズIIにおいてR&Dを実施し、その成果を工学設計の段階で反映させる。試験施設系は核融合材料試験用を中心に原型炉移行判断に必要な試験を行うための9種類のモジュールの検討を行う。ターゲットアSEMBリーのメンテナンスや中性子照射モジュールの交換は高放射線量下での作業となるため遠隔保守システムを採用する。また、産業応用可能な多用途中性子源とする。これらの検討及び設計活動は大学および産業界との連携の下、オールジャパン体制で行うこととしている。

A-FNSはIFMIFと同様、40 MeVの重陽子ビームと液体リチウムターゲットによるd-Li核反応による高速中性子を発生させるが、IFMIFが加速器2系統で総電流250 mAを確保するのに対して、A-FNSは加速器1系統とし、重陽子ビームの電流はCWで125 mAとしている。また初段の加速器については、IFMIF/EVEDAの成果である原型加速器と同じ構成とし、後段の40 MeVまでの加速器を新規で設計する。中性子発生率はリチウムターゲットの背面にあるバックプレートの直後で、中性子強度 6.8×10^{16} 個/秒であり、平均フラックス 6.0×10^{14} 個/cm²/秒としている。A-FNSは14 MeV付近をピークとした高速中性子が発生する。鉄に対する弾き出し損傷量（dpa）に対するヘリウム生成量、いわゆるHe/dpa比は12 - 13程度で、核融合中性子による材料照射条件を模擬できることになる。重陽子ビームのターゲット照射面積（フットプリント）はIFMIF中間設計報告書のパラメータを採用し、縦5 cm、横20 cmとした。A-FNSでは、フルパワーで通年運転した場合10 dpa/年以上の照射量を確保できる見通しであり、材料照射以外にもトリチウム回収試験を中心とした増殖ブランケットに関する照射試験等のアクションプランに示された各種照射試験も実施する。A-FNSによる中性子照射試験については、2018年にQSTがまとめた「A-FNS中性子照射利用計画書」に記載した。

前述したように、日欧でそれぞれ核融合中性子源の構想検討が進んでおり、欧州でも同様にIFMIFの技術をベースとしたDONES（Demo Oriented Neutron Source）という40 MeV-125 mAの重陽子加速器を用いた重水素-リチウム原子核反応を利用する加速器ベースの中性子源の検討が進められている。DONESと比較してA-FNSの特徴は、試験設備として準備している多彩な照射モジュールと産業応用利用を想定していること、遠隔保守方式をIFMIFの設計から大幅に見直したこと、照射後試験設備を併設することが挙げられる。A-FNSがDONESにないこのような機能を持つのは、日本が進める核融合原型炉の建設移行判断に必要な材料照射データをすべて取得することに由来し、A-FNSを材料の中性子照射のセンターオブエクセレンス（COE）と位置づけ、産業応用も視野に入れた全日本及び世界的な拠点として整備したいという希望を持っているためである。

A-FNSは六ヶ所核融合研究所に隣接する敷地に建設することを計画している。広大な未利用の土地の一部に高度な技術を集積した中性子源施設を建設することで、中性子科学、中性子利用の産業集積を呼び込み、技術と知の集積を果たしていく。我々はこれを、中性子利用を幹に様々な応用の枝葉に広がっていく「ニュートロンフォレスト構想」と名付け、自治体及び産業界のバックアップを得ながら進めていくことを計画している。これらの技術はいずれ核融合原型炉に受け継がれ、日本の核融合開発の礎になるものである。

このように従来考えられてきたIFMIFをベースとした核融合炉材料開発とは異なる新しいアプローチは、中性子源の初期段階における照射に関する技術的要件を大幅に緩和でき、IFMIFへの段階的なステップアップへのアプローチの可能性を開くものである。核融合中性子源A-FNSの建設は、核融合原型炉の建設判断に必要な材料データベースの構築に焦点を当てたものであり、核融合材料の研究だけでなく、高速中性子を用いた産業利用分野への応用を可能とするもので、日本の中性子科学の進展に寄与し、産業技術の発展に重要な役割を果たすものである。

核融合中性子源 A-FNS は重陽子ビームとリチウムターゲットによって発生する中性子発生率が最大 6.8×10^{16} 個/秒の加速器駆動の大強度中性子源である。A-FNS の主な目的は日本の原型炉の設計移行判断に必要な材料の照射データベースを構築するために、A-FNS による高エネルギー中性子照射データを取得することである。A-FNS の概念設計においては、現在の量子科学技術研究開発機構六ヶ所核融合研究所の事業と想定し、そのサイトを事業所に付設することを前提として検討を進めた。

核融合中性子源 A-FNS の施設設計に関する基本的な条件として、以下の3項目が重要である。

- ① 原型炉建設移行判断までに必要な照射データが取得可能な中性子源であること。
- ② 中性子応用利用にも利用可能な設計仕様であること。
- ③ 安全設計要件を満たすこと。

A-FNS施設では放射線（粒子線、X線、ガンマ線、中性子線）と放射性物質（トリチウム、Be-7、リチウムループの放射性腐食生成物、放射化物）が発生する。そのため公衆及び放射線業務従事者に放射線障害を及ぼすおそれがないように、施設を設計、製作、維持することを安全設計の目標とし、通常運転時及び緊急時の両方において従事者及び公衆の放射線防護を適切に図る必要がある。

A-FNS は液体リチウムのターゲットのバックプレート直後において、最大中性子発生率は 6.8×10^{16} 個/秒、中性子束は 10^{14} 個/cm²/秒オーダーの性能を有している。中性子スペクトルは照射試料中でのヘリウム生成率（単位：appm）とはじき出し損傷率（単位：dpa）の比（以下、He/DPA）が10から15の範囲であることが要求される。その理由は、重水素とトリチウムとの核融合反応によって発生する14.1 MeV単色中性子による上記の比はほぼ10であるのに対し、15までの範囲を広げているのはヘリウム発生率を多くすることでヘリウムの影響を保守的に評価することができるためである。照射試料片内で中性子フラックスは試料内での中性子散乱が発生するため均一ではなく勾配が生じる。そのため照射された材料のHe/DPAの影響を精度良く調べるためには、中性子束勾配の影響を排除する必要があり、1つの材料試験片中の中性子束勾配を10%以内（材料の照射モジュールの中性子束勾配は15%以内を目標）に抑えることが材料の評価の観点から要求されている。また、75%という高い稼働率を確保するためにも、機器の計画外停止を少なくすること（すなわち機器の高い可動率を確保すること）と照射場へ容易にアクセスできる良好な近接性が求められる。

加速器システムは、大きく分けて以下の4つの機器、ECR イオン源による入射器システム、高周波四重極加速器 (RFQ) システム、超伝導線形加速器 (SRF) システム、高エネルギービーム輸送系 (HEBT) から構成され、5 MW (40 MeV, 125 mA, CW) の重陽子ビームを液体リチウムターゲットに入射する。ビーム照射面積と形状であるビームフットプリントは縦 5 cm×幅 20 cm の 100 cm²とし、HEBT でビームプロファイルをフラットになるように成形する。重陽子ビームは 175 MHz の高周波を用い、初段の 5MeV までを RFQ で加速し、後段の 40 MeV までを SRF で加速する。重陽子ビームは Continuous Wave (CW) モードでターゲットに入射させる。重陽子ビームのエネルギーは 40 MeV であり、発生中性子のエネルギースペクトルの要求仕様を可能な限り精度よくするために、重陽子ビームエネルギーの半値幅 (FWHM) を±0.5 MeV 以内とする。現在日欧の国際協力である BA 活動の IFMIF/EVEDA 事業において原型加速器の実証試験が進められており、その実績を基に加速器の要求仕様を決定する。

ターゲットシステムは5 MWのビーム入熱を除去するために、流速15 m/sの液体リチウム流をターゲットとした 液体リチウムループ方式を採用する。ターゲットシステムの基本構成を図2.3-2に示す。ターゲットに液体リチウムを供給する主循環システム、ビーム熱除去のための熱交換システムならびにリチウム中の不純物の除去と不純物量の監視を行う純化・純度監視システムで構成する。主循環系に関しては IFMIF/EVEDA事業で実施されたりチウムターゲットループ (ELTL) 試験により、ビーム照射領域で流速 15 m/秒での1,300時間の長時間安定運転を達成している。同時にリチウム流表面の安定性を±1 mm以内の精度で監視 (モニタ) する技術も実証しており、すでに仕様要求を満たしているため、ELTLと同様の構成とする。熱交換システムはIFMIF中間工学設計報告書と同様に3次冷却の方式を採用する。純化設備についてはリチウム中の金属や酸素、炭素等を取り除くコールドトラップ、窒素を除去するホットトラップ、水素 (重水素、トリチウムも含む) を取り込む水素トラップで構成されており、リチウムループ主循環系から分岐して常時純化が可能なシステムとする。また監視系については、液体リチウム中の酸素量変化を監視するためモニタ計器であるプラギング計をシステムに組み込む。

A-FNS の照射利用計画は原型炉設計に必要な様々な照射試験を計画しており、その試験内容に合わせたモジュールを検討した。試験システムは中性子発生から遮蔽壁・プラグ周辺までを主な領域とし、主にテストセル (モジュール含む)、アクセスセルで構成される。テストセルの基本的な要求仕様は以下の項目が挙げられる。

- ① 照射計画に必要な照射モジュールの設置が可能であること
- ② 照射モジュールの交換と照射試料の取出し、再装填、照射試験の輸送が可能であること
- ③ リチウムターゲット機器の交換が可能であること
- ④ 照射試験に必要なオンライン計測の設備を適切に設置すること
- ⑤ 照射に必要な電源ケーブル、制御ケーブル、冷却用ガス配管等を設置することが可能であること
- ⑥ テストセル内は中性子等による核発熱による温度上昇があるため、壁面を冷却できる構造とすること。
- ⑦ 液体リチウム漏洩に対し堅牢な構造とすること。
- ⑧ 運転中は負圧維持、停止中はアルゴン雰囲気に加圧するため気密性を保てる構造とすること。

A-FNS の全体構成として施設本体以外に、中性子・ガンマ線の遮蔽体の構成、トリチウム等の放射性物質の閉じ込め機能、動力系、制御系、冷却系、トリチウム処理系、ホット配管等のシステムが必要となる。タ

ターゲット監視制御、Li ループ制御、照射試験制御、管理区域の放射線モニタ、排気系、遠隔保守/安全系と制御・監視、それらを一元的に管理する統合制御システムが必要となる。

原型炉研究開発ロードマップに沿った A-FNS の設計期間から建設完了までの基本的なスケジュールは、工学設計期間では概念設計の内容を基本とし、具体的なサイト条件と法令に係る技術検討、機器・設備リスト、概念設計からの継続箇所の工程系統図（Process Flow Diagram: PFD）ならびに配線計装図（P&ID）を作成する。また設計に関するフィージビリティや設計精度の検証のための R&D も工学設計期間に実施する。サイト整備まで含めた施設全体のコストならびに建設手順詳細と工期詳細を明らかにする。工学設計期間は原型炉研究開発ロードマップにしたがい 2020 年度～2024 年度の 5 年間を目途とする。また、建設期間は機器および建屋、サイトの実施設計開始を起点とする。実施設計活動期間は 2 年間を目途とする。サイト造成を並行して開始する計画である。サイト造成期間は 1～2 年間を目途とする。実施設計活動期間中のサイト造成については埋蔵文化財調査、環境アセスメント、都市計画法、景観法等、造成に関する法令等の手続きを並行して完了させる必要がある。A-FNS 本体棟ならびに関連棟の建屋竣工までに 4 年間、サブシステム等の調整や試運転等に 1 年間が必要となり、建設期間は 2026 年度～2030 年度の 最短でも 5 年間は必要と考えられる。

照射期間は年間を通して8カ月の24時間照射試験期間を見込む。照射の計画停止期間は年間4ヶ月を見込んでおり、停止期間時にメンテナンス、法令点検ならびにモジュール取出し、ターゲットアセンブリの交換等を行う。サブシステムの故障等によって照射期間が不足する場合は照射追加用の調整期間を約1ヶ月設ける。照射試験計画に合わせ、加速器システム、試験施設システムの定格運転を行う。調整期間は、計画停止期間の一部として取り扱うが、年間の照射計画が未達になる可能性がある場合、照射試験期間の裕度として設ける。照射後試験施設（PIE）は点検・保守を除き可能な限り利用することができるように施設の稼働率を最大にすることが望ましい。各機器には厳しい可動率の目標を課しており、計画停止を除いた合計の稼働率は 75%となる。A-FNS施設を安全に運用し、75%の稼働率を実現するためには、定期的なメンテナンスと事前の部品交換等が必要であり、法令点検を含め最低でも3ヶ月程度を見込む必要がある。そのため計画停止を含めた年間の稼働率は約50%にならざるを得ない。A-FNSの安全性、信頼性を確保するためには、RAMI 分析とFMEAを実施し、効率的なメンテナンス計画や方法、ターゲットアセンブリや照射モジュールの交換シナリオを最適化する必要がある。

A-FNS 本体棟及び A-FNS に付設されている関連建屋及び設備等に関する立地条件の整理（サイト造成、構内道路、棟配置計画）について記述し、法令等に基づいた A-FNS 本体棟の基本条件、サイトの受電計画、給水・排水計画、機械・空調計画を記述し、サイト全体の監視・制御ならびに安全について記述した。

A-FNS サイトは、六ヶ所核融合研究所に隣接する南側の敷地を候補地として検討している。敷地の妥当性については、A-FNS に関連する建屋、設備の必要建屋面積ならびに該当する法令に沿って最適化を図る。

A-FNS 本体棟は放射線遮蔽の観点並びにリチウムループの構造上、地階構造とする。地階構造は最深 30 m の深さとなるため残土が極力少なくなるように地形の勾配及び盛り土を利用し、残土を軽減して造成可能な計画を立てることとする。

A-FNS サイト内の棟配置計画を立てるにあたり、始めに A-FNS 施設に関わる常駐人員数を検討した。六ヶ所核融合研究所ならびに那珂核融合研究所の施設規模を参考に運転や保守に必要な人員の評価の結果から常駐者数を約 400 名/日と試算し、その A-FNS 本体棟とその関連施設ならびに常駐者のワークスペースや居室も含めて必要な建屋等を検討した。

A-FNS 本体棟は「加速器エリア」、「試験エリア」ならびに「照射後試験 (PIE) エリア」の 3 つのエリアで構成される。地下 3 階地上 3 階建てであり、本体棟の延床面積は 43,000 m² となり A-FNS サイトで最も大きい建屋となる。中性子源と加速器の位置は敷地境界領域における放射線線量の低減を考慮し地下に設置し、A-FNS サイトのほぼ中央にすることとした。使用電力量は本体棟のみで約 60 MVA であるが、既設の六ヶ所核融合研究所の電力設備 30 MVA があるため、六ヶ所核融合研究所と合わせたサイト全体で 90 MVA の電力まで使用可能とする。最大使用水量は一日当たり 1500 m³ となる。

A-FNS では年間グラムオーダーのトリチウムが発生する。したがって A-FNS において生成するトリチウムの挙動を把握し、法令に則った管理・処理を実施する必要がある。A-FNS では IFMIF の設計(中間報告等)を踏襲し、日本の法令と適合するよう大量トリチウム取扱施設の基準に則り、TPL (トリチウムプロセス施設) 及び ITER を参考にトリチウム除去系の検討を進めた。A-FNS のトリチウム処理システムは可動状態にあるトリチウムを固定等の管理状態下に閉じ込めを行う、あるいは希釈等により管理下で管理基準値以下の濃度・量で排出するための処理を行うシステムであり、気相処理系と廃水処理系に大別される。

ヘリウム再生系と空気循環系については、定常的にループ系外に(排気)放出されるトリチウム全量を希釈排気・希釈排水処理することは可能であるが、高レベルトリチウム処理系から排出されるトリチウム水を全量バッチ処理あるいは定常的に希釈排水することは、希釈水が膨大な量になることから現実的でなく、排出されるトリチウム水量は比較的少量(30 年間の A-FNS 運転で 50 g 以下)であることから、全量を(廃棄)保管し、それ以外について、排出基準値を 15 Bq/cc として排出する方向で今後検討することとする。なお、高レベルトリチウム水は液体の形ではなく、固体安定化处理(コンクリート化等)し固体廃棄物として処理する方向で検討する。

安全システム概念としては、想定起因事象の進展を防ぐために、放射性物質及び放射線が発生する区画に放射性物質閉じ込め障壁を入れ子状かつ多重に設定し、負圧管理をする。この対策だけで事故進展のリスクは大幅に低減される見込みである。さらに、使用する化学物質は放射性物質の可動化や閉じ込め障壁の損傷の原因となる火災を引き起こし得るため、化学物質に対する安全確保の概念を明確化することは、A-FNS の安全システムの概念設計にとって重要である。A-FNS 施設では様々な活性な化学物質が使用される。特筆すべきは消防法において危険物第 3 類と規定されているリチウムを液体で多量に扱う点である。そのほか、試験モジュールにて同じく危険物第 3 類である NaK あるいはその他アルカリ金属が熱媒として使用される。

各種液体アルカリ金属の使用に関する安全に対する基本的な考え方は、①漏洩防止、②適切な使用、③使用後の処理、を適切に行うことである。

加速器システムの役割は、重陽子ビームを生成、加速し、所定の断面形状に整形して液体リチウムターゲットに入射することである。D-Li の核反応で発生する中性子のエネルギースペクトルに対する要求を満たすため、入射する重陽子ビームのエネルギーは 40 MeV である。また、中性子フラックスに対する要求から、125 mA の大電流 CW 重陽子ビームをターゲットに入射する必要がある。年間中性子フルエンスに対する要求から、加速器システムには高い可動率が求められる。計画停止期間を除く可動率 (後述する Beam Availability) の目標値は 87% である。

A-FNS 加速器に要求される 125 mA CW のビーム電流は、従来の陽子／重陽子加速器での達成値を越える高い目標値であり、加速器の最先端技術をもってしか達成しえない。そのような最先端技術の検証のため、IFMIF/EVEDA 原型加速器 (Linear IFMIF Prototype Accelerator: LIPAc) が日欧の国際協力の下、六ヶ所核融合研究所に建設され、IFMIF 開発のための工学実証・工学設計活動 (Engineering Validation and

Engineering Design Activities: EVEDA) が進められてきた。

LIPAcはA-FNS加速器の上流部のプロトタイプとなっている。現在までに、最上流の入射器、それに続く高周波四重極 (Radio Frequency Quadrupole: RFQ) 加速器、中エネルギービーム輸送系 (Medium Energy Beam Transport: MEBT) までの設置を完了し、低デューティ試験において、目標とする125 mAを超える重陽子ビームの5 MeV までの加速に成功している。A-FNS加速器システムの概念設計は、IFMIF加速器の設計と、LIPAcにおいてこれまでに得られた成果に基づいている。

現在LIPAcにおいては、CW運転を目指した高デューティでのビームコミッショニングに向けた準備が進められている。また、後段の超伝導高周波線形加速器 (Super-Conducting Radio Frequency Linear Accelerator: SRF Linac) の設置も2021年度に計画されており、最終的に所期の9 MeVまでの125 mA CW の加速の実証に向けて、EVEDA活動が引き続き進められる。これらの今後予定されているLIPAcの建設や運転から得られる成果も、A-FNS加速器の設計に反映される。さらに、IFMIF加速器の設計の前提となったビームダイナミクスの理解と解析技術を検証し、その高度化に資することもLIPAcの重要な役割の一つであり、今後得られるビームダイナミクス解析の成果もA-FNS加速器の設計に反映される。

IFMIF加速器設計からの変更点として、既にLIPAcでの検証を経て反映されたものもあるが、多くの潜在的な変更の可能性はA-FNS加速器設計には未反映である。今後LIPAcにおいて検証すべき課題、期待される成果や、その結果として必要となるかもしれない代替設計の概念について言及したが、今後5年間で実施する工学設計活動の中で、加速器設計の最適化が図られることになる。

ターゲットシステムに要求される最上位の機能は以下のとおりである。

1. 加速器で生成された定常重陽子ビーム(電流 125 mA、エネルギー40 MeV、CW 運転)を Li ターゲットで受け止める。
2. Li ターゲットにて D+Li 核反応により DT 核融合中性子のエネルギースペクトルを模したエネルギースペクトルを持つ定常中性子を発生させる。

この機能を満たすために、ターゲットシステムは以下の機能を満たす必要がある。

- ① 重陽子ビームの入射に起因する発熱 5 MW (= 125 mA × 40 MeV)を除熱する。
- ② 重陽子ビーム及び中性子による熱的及び核的影響に対して健全性を維持する。

上記の①を満たすのは固体ターゲットでは難しいため、ターゲットは液体流構造とし、循環輸送された熱は熱交換器で除去する。②については、ビーム熱負荷は約 500 MW/m² と予測され、現在人類が技術的に直面している最大定常熱負荷である ITER プラズマダイバータ熱負荷 10 MW/m² よりも約 50 倍大きい。そのため、液体 Li ターゲットを密封構造とすると配管材の熱的な健全性が懸念されるため、ターゲットは片側に自由表面を持つ膜流とする必要がある。

先行設計事例である IFMIF ターゲット設計に基づき、A-FNS 液体リチウムターゲットの概念設計を行った。A-FNS のビーム出力は IFMIF に対して半分である。ターゲット照射領域のサイズについては、IFMIF の半分 (ターゲット熱負荷は IFMIF と同等) と IFMIF と同サイズ (ターゲット熱負荷は IFMIF の半分) の 2 通りの設計オプションを検討している。(照射試験施設設計では後者の照射領域サイズを主オプションとして検討を進めている。) A-FNS 施設全体設計としてどちらのターゲット照射領域のサイズを主オプションとするかは未決であるが、ターゲットシステムの概念設計では前者を主オプションとする。その理由は、

- (1) ターゲット熱負荷が IFMIF と同等であるため、ターゲット Li 流速設計において IFMIF のものを踏襲できる点 (設計パラメータとしては流動が変化するだけ)
- (2) ターゲットの熱設計・流動設計の観点から、高熱負荷オプションのほうが保守側の設計となる点にある。

上記の基本仕様を満たすようなターゲットシステムのシステム概念設計を行った。Li ターゲットシステムの基本系統は、

- ① 重陽子ビームの入射により中性子を発生させるターゲット部
- ② ターゲット部に一定流量かつ、一定温度の液体リチウムを供給する主循環系システム
- ③ ループ内の不純物濃度を制御するための純化系システム

から構成される。このうち、BA Phase I の IFMIF/EVEDA 活動として EVEDA Lithium Test Loop (ELTL) で実験的に実証された部分は、ターゲットアセンブリ（ビーム入射部の Li 膜流）、1 次 Li ループ、純化（不純物除去）系のうち窒素トラップのみである。また、ELTL 試験ではターゲット配管における Li 流にキャビテーションが発生した。これは ELTL 試験当初には予期していなかったものであり、A-FNS 設計ではキャビテーションの影響を緩和する機能を実装する必要がある。

これまでの ELTL 試験の結果を鑑み、A-FNS ターゲットシステムではキャビテーション影響を緩和するような下流配管とクエンチタンクの構造「傾斜直管方式」を採用した高速の噴流を減速させるために、ELTL の下流配管ではエルボ構造を採用していた。しかしこの構造では、A-FNS のように数ヶ月の連続運転を実施した際に、キャビテーションを含む噴流がエルボ部に衝突することで、キャビテーション孔食による不純物生成や下流配管の健全性劣化が懸念される。A-FNS 下流配管は「傾斜直管方式」とすることで、キャビテーションを含む噴流が下流配管に衝突することを防ぐ。

一方で、高速の噴流が減速されずにクエンチタンク（自由表面を持つ Li 液溜め）に流入するため、クエンチタンク内の Li のスロッシングの発生が懸念される。そこで、A-FNS クエンチタンクの気相部に邪魔板を設置し、クエンチタンク上部の真空ポンプへの液体 Li の流入を防ぐ設計とした。

Li 純化系について、A-FNS 設計では IFMIF 設計よりも不純物濃度管理に関する合理化を行った。FMIF の管理値と比較して、A-FNS では特に窒素濃度の管理上限値を 40 倍(400 wppm)と、大きく取ったほか、全水素同位体濃度の上限値も約 8 倍(550 appm)と大幅に緩和している。窒素・水素の管理濃度上限値を緩和したことで、Li ループ運転開始後 4 年程度は窒素・水素トラップなしの運転で不純物管理基準値を満足できる開発技術リスクの高い窒素トラップなしで A-FNS 第一の目標である、ブランケット構造材料への 20 dpa 中性子照射を達成できる見込みとなった。

A-FNS の試験施設は、試験セル、アクセスセル、試験モジュール取扱セル、試験システム補機装置セル、照射後試験施設から構成される。試験セル内に核融合炉材料照射試験用の試験モジュールおよび応用利用の試験モジュールで構成された試験システムを設置し核融合中性子環境下における照射試験を行う。

核融合炉材料照射試験用の試験モジュールに関しては、文部科学省核融合科学技術委員会の「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」の「チェックアンドレビュー項目の見直しについて」及び「アクションプラン」に基づき、核融合中性子源による以下の項目について 2035 年頃の原型炉建設判断までに以下のデータを取得することが求められている。

- ・ 核融合中性子源による低放射化フェライト鋼、並びに、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データを取得。
- ・ 核融合中性子源によるトリチウム挙動評価技術の検証

上記要求に照らし合わせて、A-FNS では以下の核融合炉照射データを取得する。

- ① ブランケット構造材料
- ② ブランケット機能材料
- ③ ダイバータ機能材料
- ④ ブランケット第一壁冷却水配管中の放射性腐食生成物

- ⑤ ブランケット増殖材及び増倍材ペブルからのトリチウム放出回収特性
- ⑥ クリープ疲労特性
- ⑦ ブランケット核特性
- ⑧ 計測制御機器

試験セルは、リチウムターゲット、試験モジュール、及び加速器からのビームダクトを設置し、照射試験を実施する場所である。照射中、隣接するセルや部屋を、コンクリート壁により適切に放射線遮蔽する。また、リチウムが予期せずに漏洩した場合には、試験セルは、コンクリート壁表面に設置したライナーにより、漏洩したリチウムとコンクリートが直接接触することを防ぐことにより第二の障壁となる。その際には、試験セルにおける真空または不活性ガス（アルゴンまたはヘリウム）雰囲気によって、空気とリチウムとの化学反応を避け、リチウム漏洩時の危険性を最小限に抑える。ライナーおよび遮蔽コンクリートは、核発熱を除去するため水冷却する構造とする。

上記①から⑧の照射データを取得するために、以下の9種類の試験モジュールを試験セルに設置して、照射試験を行う。

- (1) ブランケット構造材料照射試験モジュール（構造材モジュール、BSMTM）
- (2) ブランケット機能材料照射試験モジュール（機能材モジュール、BFMTM）
- (3) ダイバータ機能材料照射試験モジュール（ダイバータモジュール、DFMTM）
- (4) 放射性腐食生成物試験モジュール（腐食モジュール、ACPM）
- (5) トリチウム放出回収特性試験モジュール（トリチウムモジュール、TRTM）
- (6) クリープ疲労試験モジュール（クリープモジュール、CFTM）
- (7) ブランケット核特性試験モジュール（核特性モジュール、BNPTM）
- (8) 計測制御機器照射試験モジュール（計測器モジュール、DCDTM）
- (9) 中性子束計測モジュール（中性子束モジュール、NFMM）

上記試験モジュールのうち、核特性モジュール及び中性子束モジュールに関しては、他のモジュールが無い状態で設置し、照射試験を行う。その他のモジュールは、同時に設置し照射試験を行うが、試験位置を共有するモジュールに関しては異なる照射フェーズで試験を行うように照射プランを検討している。照射場の広さはビーム方向に215cm、ビームと直交方向に280cmである。中性子束は 10^{14} n/cm²/s ～ 10^{12} n/cm²/s、中性子はじき出し損傷（鉄）は10 dpa/fpy ～ 10^{-2} dpa/fpy、ヘリウム生成量（鉄）は 10^2 appm/fpy ～ 10^{-1} appm/fpyである。上記（1）～（8）の試験モジュールの照射要求に照らして、（1）～（8）の試験モジュールは高中性子束領域、中間中性子束領域、低中性子束領域の3領域に、各々の試験モジュールを設置する。高中性子束領域には構造材モジュール（BSMTM）、ダイバータモジュール（DFMTM）、機能材モジュール（BFMTM）、腐食モジュール（ACPM）を、中間中性子束領域にはトリチウムモジュール（TRTM）、クリープモジュール（CFTM）を、低中性子束領域には計測器モジュール（DCDTM）を設置する。高中性子束領域に設置する4種類の試験モジュールに関しては、構造材モジュール、ダイバータモジュール、機能材モジュールの照射データを取得後、構造材モジュール、ダイバータモジュール、機能材モジュールの試験モジュールを腐食モジュールに交換して、腐食モジュールの照射データを取得する。ただし、腐食モジュールは長期間の照射試験は不要で、3000時間程度で照射データを取得するため、腐食モジュールによるデータ取得後は構造材モジュール、ダイバータモジュール、機能材モジュールの重照射データ取得に向けて再度照射モジュールを設置する。中間中性子束領域に設置する2種類の試験モジュールに関しては、トリチウムモジュールの照射データを取得後、トリチウムモジュールをクリープモジュールに交換して、クリープモジュールの照射データを取得する。

全ての試験モジュールは、試験セル側壁内に設置する遮蔽プラグと一体化した構造とし、試験モジュールの交換時には、側方アクセスセル内で試験モジュールから全ての配管やケーブルを分離した後、遠隔操作により試験モジュールを遮蔽プラグと一体に水平方向に試験セルから側方アクセスセルへ搬送する。高放射線場で狭隘な空間での試験セル内での配管やケーブルの遠隔継手を排除し、側方アクセスセル内で配管やケーブルの遠隔継手を行う構造である。試験モジュールを側方アクセスセル内へ搬送後、試験モジュール若しくは試験モジュールに装填されている照射キャプセルを試験モジュール取扱セルへ搬送する。試験モジュール取扱セルにて、試験モジュール若しくはキャプセルを解体し、試験片を照射後試験施設へ搬送し、照射後試験を行う。全ての操作は、遠隔操作により行う。

各々の試験モジュールの概要は以下の通りである。

(1) ブランケット構造材料照射試験モジュール (BSMTM)

原型炉ブランケットの構造材料である低放射化フェライト鋼F82Hを核融合中性子照射し、2035年までに20 dpaまでの初期照射データを取得する。BSMTMは最優先の試験モジュールであり、ターゲットから近い高中性子束の位置に設置する。BSMTM内にハニカム円筒型の照射キャプセルを約50体設置し、キャプセル内にF82Hの微小試験片を装填し、照射温度250 °C～550 °Cの条件で照射試験を行う。照射後、試験片を照射後試験施設に搬送し、照射後試験を行う。

(2) ブランケット機能材料照射試験モジュール (BFMTM)

原型炉ブランケットの機能材料（中性子増倍材、トリチウム増殖材）を核融合中性子照射し、照射データを取得する。BFMTMはBSMTMの背後に設置する。BSMTM同様に、ハニカム円筒型の照射キャプセルに中性子増倍材、トリチウム増殖材の試験片を装填し、照射温度300 °C～1000 °Cの条件で照射試験を行う。照射後、試験片を照射後試験施設に搬送し、照射後試験を行う。

(3) ダイバータ機能材料照射試験モジュール (DFMTM)

原型炉ダイバータの機能材料であるCuCrZr、無酸素銅、タングステンを核融合中性子照射し、2035年までに2 dpa～10 dpaまでの照射データを取得する。DFMTMはBSMTMの背後に設置する。BSMTM同様に、ハニカム円筒型の照射キャプセルにCuCrZr、無酸素銅、タングステンの試験片を装填し、照射後、試験片を照射後試験施設に搬送し、照射後試験を行う。

(4) 放射性腐食生成物試験モジュール (ACPM)

原型炉ブランケット冷却水配管F82Hに、高温高压水（300 °C、15 MPa）を流しながら、核融合中性子照射し、水中の放射性腐食生成物をオンラインで測定し、また照射後配管の分析を行い、原型炉安全設計に資する。筐体内に冷却水配管F82Hを6本装填し、照射実験を行う。BSMTM, DFMTM, BFMTMに関する照射データを取得後、BSMTM, DFMTM, BFMTMの試験モジュールをACPMに交換し、照射試験を行う。照射期間は最大3000時間である。

(5) トリチウム放出回収特性試験モジュール (TRTM)

トリチウム増殖材ペブル、中性子増倍材ペブルを充填した円筒型のキャプセルを核融合中性子照射し、キャプセル内にヘリウムパージガスを流し、電離箱等によるオンライン測定により、ヘリウムパージガス中のトリチウム量を測定し、ペブルからのトリチウム放出回収特性を評価する。TRTM内に、トリチウム増殖材ペブル用のキャプセルを8体、中性子増倍材ペブル用のキャプセルを8体、合計16体装填する。各々、照射温度300 °C～1000 °Cの条件で照射試験を行い、トリチウム放出回収特性データを取得する。

(6) クリープ疲労試験モジュール (CFTM)

クリープ疲労試験機を試験セルに設置し、核融合中性子照射中のF82Hのクリープ疲労特性をオンラインで測定する。CFTMの照射試験によりF82Hのクリープ疲労試験を、0.1 dpa/fpyの核融合中

中性子照射環境下で実施することが可能である。試験片の温度領域は250 °C～550 °Cである。TRTMに関する照射データを取得後、TRTMをCFTMに交換し、照射試験を行う。照射期間は数年を想定している。

(7) ブランケット核特性試験モジュール (BNPTM)

原型炉ブランケットモックアップを用いて、核融合中性子照射による核特性実験を行い、中性子束やトリチウム生成率分布を測定し、測定値と計算値を比較することにより、原型炉ブランケット核設計の計算精度を確立する。BNPTMにリチウムペレット、多数の放射化箔を設置し、詳細なトリチウム生成率分布、放射化反応率分布データを取得する。放射化反応率は中性子スペクトルの指標となる。照射期間は数時間～数日である。

(8) 計測制御機器照射試験モジュール (DCDTM)

原型炉で使用する計測機器、制御機器の核融合中性子照射試験を行い、これらの機器の耐放射線性を評価する。DCDTMを用いて以下の照射データを取得する。

- ① 磁気計測用の磁気プローブの照射試験
- ② ケーブルの照射試験
- ③ 真空窓材の耐用年数評価
- ④ トムソン散乱計測での多層膜反射鏡の照射試験
- ⑤ 光ファイバーの耐放射線評価
- ⑥ ミラー材の照射試験

(9) 中性子束計測モジュール (NFMM)

全ての照射試験用の試験モジュールと同一の形状の中性子束計測モジュールを用意し、実際の照射試験と同じ位置に設置して照射データを取得する。NFMMには放射化箔、リチウムペレットを多数設置し、詳細な放射化反応率分布、トリチウム生成率分布データを取得し、照射実験条件の確定に資する。

A-FNSは大強度の中性子源であり、核融合炉研究だけでなく産業面での利用も期待されている。応用利用の検討にあたっては、核融合利用に影響を与えないように、応用利用のための試料の設置や取り出しのためにビームを止めるようなことがないように設計する必要がある。また、応用利用のための試料や装置を設置することによって、核融合利用の照射に用いる中性子場に大きな影響がないようにしなくてはならない。核融合炉研究に関わる照射試験のスケジュールを保ちつつ、応用利用を実施することを前提として検討を行った。A-FNSでの応用利用として、以下の4種類の照射を検討している。

(A) 多目的 RI 生成モジュール

核医学診断で最も用いられている^{99m}Tcの親核である⁹⁹Moを製造するためのモジュールを設置し、医療用のRIなどを製造することを検討している。また、⁹⁹Mo以外にも、例えば、⁶⁷Cuなどの将来的に需要が見込まれる医療用RIを製造することも可能である。医療用RIの需要の動向としては、治療と診断が同時に行えるセラノスティクス（Theranostics＝治療 Therapeutics＋診断 Diagnostics）と呼ばれる手法が主流になりつつある。⁶⁷Cuは、放出する平均エネルギー141 keVのβ線を用いてガン治療を行うとともに、同時に放出する185 keVのγ線を用いた診断が行うことが可能であるため、将来有望な医療用RIとして期待されている。

本モジュールでは、生成される核種の半減期などを考慮し、任意の時間での試料の挿入と取出しを行うこととしているため、ビームを止める必要がなく、核融合炉材料照射試験に関する照射の全体計画にはほとんど影響を与えない（正確には、数%程度のフラックスの減少があるため、減少に相当する

時間を余分に照射する必要がある)。本モジュールは、リチウムターゲットと核融合炉材料照射試験モジュールの間に設置する。核融合炉材料照射において、モジュール内に配置されるキャプセル中での照射損傷量の勾配を少なくするため、リチウムターゲットから核融合炉材料照射試験モジュールを数 cm 程度離して設置することになっている。この隙間部分に、本モジュールを設置し、高エネルギー中性子による高フラックス（全中性子束で 10^{14} n/cm²/s のオーダー）での照射を行うことを検討している。薄いサンプルを設置しても大量製造ができることから、下流の中性子場に与える影響を極力少なくでき、他の核融合関係の実験との共存が可能である。照射時間としては、⁹⁹Mo の場合で数日程度である。また、本モジュールにて、放射化箔を用いた中性子計測に用いることも検討している。

(B) 低エネルギー中性子照射モジュール

試験セルの壁の中に、グラフィイト等で囲んだ領域を作り、その中で低エネルギー中性子照射を実施するためのモジュールを設置する。本モジュールでは、中性子核変換ドーピング（NTD: Neutron Transmutation Doping）法を用いたシリコン半導体製造の実施を検討している。また、工業用 RI として需要の高い ⁶⁰Co と ¹⁹²Ir の製造を検討している。また、照射量などを考慮して任意の時間で試料の挿入と取出しを行うことが可能な設計とすることを想定するため、ビームを止める必要はなく、核融合炉研究関係の照射計画には影響しない。

(C) 多目的利用ビーム孔システム

遮蔽コンクリートを貫通したビーム孔を設置し、ビーム孔を通して出てくる中性子を利用した照射や分析等を実施することを検討している。A-FNS は加速器ベースではあるが、核融合炉材料照射を長期間（数か月）連続して行うことを想定しており、そのような観点からは、原子炉と同様な定常中性子源とみなすことができる。定常中性子源は中性子の強度が強いために、中性子イメージングによる高速動画撮影の分野でメリットがあると考えられる。注意点としては、中性子源で発生する中性子のエネルギーが原子炉よりも高いために、モデレータの設計検討が必要である。また、ターゲットで d-Li 反応に付随して発生するガンマ線の強度が強いことを考慮する必要がある。もう一つの利用法としては、A-FNS の特徴の 1 つでもあるリチウムターゲットにて発生する高速中性子を減速せずにそのまま用いる方法である。20 MeV 以上の核データの測定や検証など、基礎的な中性子工学研究などでの需要がある。また、ソフトエラーの実験や高速中性子イメージングを行うことも可能である。ビーム孔は、試験セル内部での照射とは独立しているため、内部に置かれた試験モジュールの照射計画には影響しない。

(D) 液体気体ループ照射システム

中性子による RI 製造は有効な手段であり、生成された RI の崩壊によって放出されるガンマ線や陽電子を常時利用可能な測定室があれば、それらのガンマ線や陽電子を用いて様々な照射や分析を行うことが可能である。ループ状の配管を設置しその配管に液体もしくは気体を流して、試験セル内の配管部分において照射を行い、その配管を通じて照射された液体もしくは気体を試験セル外部の測定室に引き出して、測定室にてガンマ線や陽電子の照射を行うことを検討している。本モジュールはループ状の配管である。ループは、液体もしくは気体の漏洩を防ぐため、二重管構造とする。本モジュールは常時設置型のモジュールであり、使用に関してビームを止める必要がないため、試験セル内における他の試験モジュールの照射計画には影響しない。

テストセル内機器であるターゲットアセンブリと試験モジュールは、年 1 回程度の保守交換を行うことを見込んでいる。テストセル内の空間線量率は、1 年間の連続運転を仮定した場合、中性子運転停止後約 1 日後においてでさえも数 1000 Sv/h を超過する見込みであり、保守作業のためにテストセルに作業者が立ち入ることはできないと見込まれる。そのため、テストセル内機器の遠隔保守システムを設計する必要がある。

A-FNS テストセル内機器の遠隔保守システムの設計を実施するにあたり、先行設計実績として IFMIF の遠隔保守システムが挙げられる。しかし、ターゲットアセンブリと高フラックス試験モジュールにはクリアランスが 2mm しかない IFMIF のテストセル内の遠隔保守設計には以下のような技術難度があった。

- I. ターゲットアセンブリの遠隔保守設計は試験モジュール設計に大きく依存する。クリアランスがほとんどないため、ターゲットアセンブリを設置する/取り出しするには、前もって全ての試験モジュールを取り出す必要がある。
- II. ターゲットアセンブリ自体と試験モジュール自体の設計だけでなく、それぞれの遠隔保守システム設計の取合いが複雑に干渉する。そのため、ひとつの設計変更が他の設計変更に複雑に影響し、自己矛盾のない設計が難しい。
- III. ターゲットアセンブリと試験モジュール（重量数 100 kg~数トン）の遠隔保守はクレーンで吊り上げ/吊り下げて取出し/取付けを行うが、位置精度 ± 1 mm が要求される。この要求精度は工学的に極めて厳しい。

A-FNS 概念設計では、ターゲットアセンブリと試験モジュールそれぞれについて、上記のような技術的難度を回避するような遠隔保守システム概念設計を行った。

A-FNS の TA 遠隔保守システム概念設計の基本方針としては、「TA は試験モジュールに隣接するが、TA 遠隔保守の独立性・モジュール性を高める」ことである。

このためには TA 遠隔保守方式を以下の方針で検討した。

1. TA と試験モジュールの間のクリアランスを適切に確保する。
2. TA 遠隔保守機器を試験モジュール側ではなくビームダクト側から TA にアクセスさせ、遠隔保守機器と試験モジュールとの干渉を回避する。

TA の上方からのアクセス方式を A-FNS ターゲットアセンブリ遠隔保守方式概念の主要案とすることとした。中性子照射量の勾配を 15%以内にするようにターゲットアセンブリと試験モジュールのクリアランスを 50mm 広げる方針で設計をしている。これは照射試験からの照射均一性を向上させると言う要求を満たすだけでなく、ターゲットアセンブリの遠隔保守性を向上させることにもつながる。

IFMIF 試験モジュールの遠隔保守の技術的難度として、試験モジュールの数 10 本の冷却管と数 100 本の電気ケーブル（ヒーター、熱電対）をテストセル内で遠隔的に接続/切断する必要がある点が挙げられる。

そこで A-FNS 概念設計では、テストセル内での冷却管とケーブルの継手を排除した「遮蔽プラグ一体型水平交換方式」を新たに考案し、これを採用した。基本的考え方は以下のとおりである。

- I. 試験セル内における試験モジュールの He 冷却配管、ケーブル類の遠隔継手を排除
- II. He 配管、ケーブル類を遮蔽プラグに貫通させ、外側の「側方アクセスセル」にルーティング
- III. He 配管・ケーブル類の継手は、比較的線量が低く、かつ試験セルよりも広い側方アクセスセルにて実施
- IV. 試験モジュールとターゲットシステムはそれぞれ可動式遮蔽プラグと一体構造とし、遮蔽プラグと一緒に試験セルと側方アクセスセルの間を水平移動

照射後試験施設（PIE）は、主として加速器と液体 Li ループを含むターゲット設備および照射設備で構成される材料照射施設に併設された施設であり、照射後材料の各種強度試験、特性試験、分析、などを行うことを目的とした施設である。すなわち PIE は、ターゲットアセンブリ(TA)材料を含む、材料照射施設で中性子を照射された材料を受け取り、その評価のための各種試験・分析を行う施設であり、材料照射施設と PIE は、設備上も運用上も独立した施設であることが望ましい。たとえば、何らかの不具合により材料照射施設が停止状態にあっても、PIE はその影響を受けることなく運用できることが要求される。よって、電力

システムをはじめとした各種ユーティリティ系統、換気空調系統の独立性が要求されるが、一方、照射後材料の受け渡しという観点で、材料照射施設とのインターフェースが発生する。

ターゲットアセンブリ(TA)材料は照射試験施設内で粗切断された材料の試験片への加工から PIE で行うこととし、照射モジュールについてはキャプセル分解から PIE にて行うこととしている。これにより、キャプセル分解、試験片取出し、および NaK 洗浄、同洗浄液の管理・処置を一括して PIE にて行うこととなる。

施設全体として空調設備が非常に重要であり、UPS と非常用ディーゼル発電機で長期停電時にも空調が正常に動作し続け、PIE の建物の負圧維持が行われ、放射線漏洩が発生させないようにしなければならない。

核融合中性子源A-FNS概念設計書は、A-FNSの必要性、施設・設備ならびに機器等の要求仕様、A-FNS照射試験計画を明確にすることを目的とし、「全体設計」と「サブシステム」を中心に概念設計をまとめたものである。一方で、A-FNSの工学設計移行にあたり注意すべきこと、残されたR&Dや設計項目については今後の課題となっている。A-FNSは日本が進める核融合原型炉に関する材料の中性子照射データを取得するとともに、多岐にわたる医療を含む産業応用への利用にも役立てたいと考えている。したがって、必ずしも日欧共通課題だけが今後解決すべき課題だけではなく、異なる中性子照射試験を同時に行う可能性があるため実現可能性を十分に精査し、設計に反映させなければならない。概念設計では中性子照射利用計画に従ったモジュールの概念設計を実施したが、次の段階として照射モジュールや中性子ビームポート等のシステムインテグレーションを具体的に検討し、A-FNSの工学的成立性を検証する必要がある。遮蔽設計や全体設計にも深くかわる事項であるため、総合的な設計を進める必要がある。全体スケジュールは原型炉移行判断である2035年を基準にいわば遡及的なスケジュールとして検討した。一方で全体設計でも述べられている受電や給水計画は電力会社や自治体を持つ計画とすり合わせる必要があるため、このスケジュールを維持するためには、より実施項目をブレイクダウンし、建設合理化も含めた検討を行わなければならない。これらは工学設計の初期の段階で確定する必要がある。

本書は概念設計の基本となる内容を網羅し、今後、工学設計への展開を図るためのガイドラインとなる。2021 年の第1回中間チェック・アンド・レビュー(C&R)をもって、工学設計活動に移行する計画である。

A-FNS工学設計活動を円滑に進めるためには、概念設計書に加え、以下の項目についてあらかじめ計画することが必要であると考えます。

- ① 各サブシステムに関する機器等の技術項目の整理と課題抽出
- ② 工学設計に必要な技術開発
- ③ 工学設計活動に必要なコスト評価
- ④ 工学設計活動における組織・体制
- ⑤ 外的要因による工学設計の効率化・合理化・リスクの整理
- ⑥ 廃止措置計画

これらの項目は「A-FNS工学設計活動計画書」として今後まとめる。

1 緒言（はじめに）

1.1 核融合中性子源開発の経緯と必要性

核融合中性子源の必要性

核融合原型炉では、重水素（D：デューテリウム）と三重水素（T：トリチウム）との核融合反応によって 14 MeV のエネルギーを持つ高速中性子が発生する。プラズマに面する第一壁及び炉内環境は 10^{14} 個/cm²/秒 オーダーにも及ぶ 14 MeV の核融合中性子の照射を受けることになる。これまでに経験のない過酷な中性子照射環境に長時間曝されることになる炉内機器の材料及び構成要素の劣化を予測することは、核融合原型炉の設計を安全で堅牢なものとするために不可欠である。

高エネルギー中性子の照射を受けた材料は、中性子の衝突によって結晶構造の乱れを生じる「はじき出し損傷」に加えて、核変換によってヘリウムや水素同位体が材料内部にガスとして生成され、特に溶解度の低いヘリウムの蓄積は材料の劣化に大きな影響を及ぼす。このヘリウム生成は原子炉にはなく核融合原型炉で顕著となる現象である。これまで材料照射のための中性子源として使われてきた核分裂炉と核破砕中性子源は、それぞれ、はじき出し損傷量（dpa という単位で表される）又はヘリウム生成量において、それぞれの値は核融合原型炉と同等の強度を有しているが、中性子発生原理の違いに起因してエネルギースペクトルが異なるため、核融合原型炉のはじき出し損傷量とヘリウム生成量の条件を同時に模擬することはできない（図1-1）。

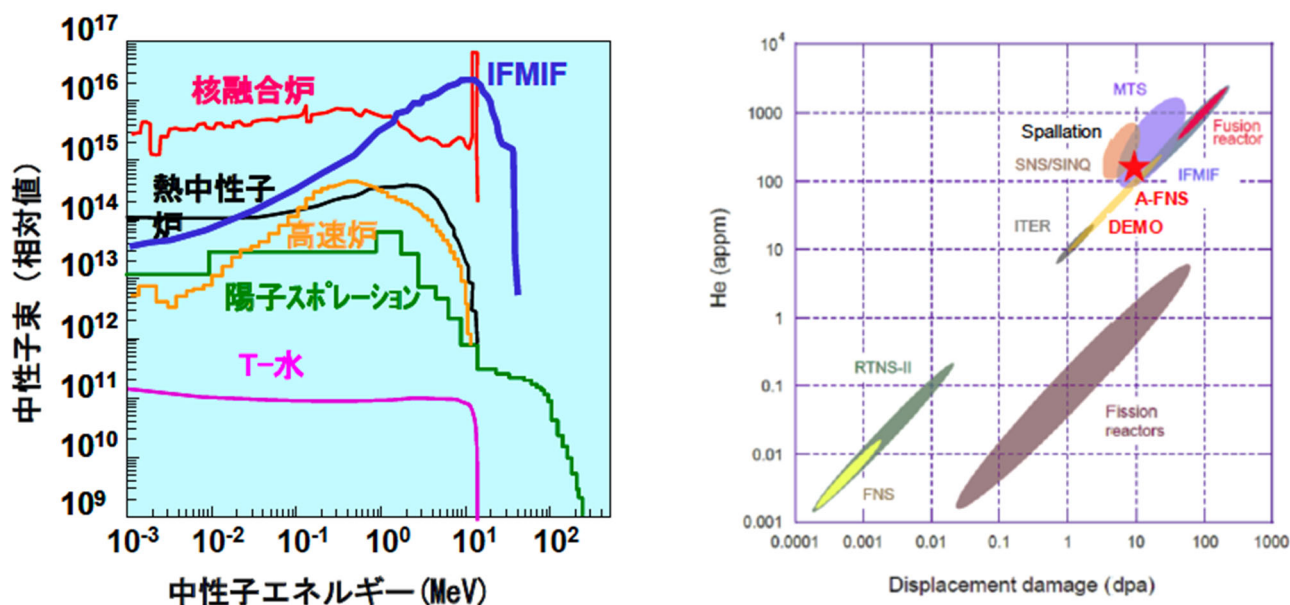


図1-1 様々な中性子源のエネルギースペクトルの違い（左図 [1-1]）とはじき出し損傷量とヘリウム生成量の関係（右図 [1-2], [1-3]）

はじき出し損傷とヘリウム生成の材料特性への影響の間には相乗効果があることが定性的には知られているが、残念ながら核融合原型炉の工学設計に必要な定量的な知見は十分には得られていない。加えて、核発熱、応力、腐食などの要因も複合して発生する材料劣化の複雑なメカニズムを完全に理解し、記述することは極めて困難である。これまで使われてきた材料照射施設（核分裂炉、核破砕中性子源、イオンビーム照射

装置等)は、それぞれ利点を有し、今後もこれまでと同様に中性子照射による材料への影響の理解に大きな役割を担っていくことには変わりはないが、これら既存施設とは異なり核融合原型炉に特有のエネルギースペクトルを有する中性子束を発生し、実際の核融合原型炉第一壁周辺の環境を模擬できる中性子照射施設が必要とされている。

エネルギースペクトルの観点で最も理想的なのは重水素(D)と三重水素(T)の核融合反応を用いた中性子源であるが、従来の原理に基づくDT中性子源の延長では、必要とされる中性子束と照射体積を得ることは困難である。ITERでさえも中性子発生量は低く、核融合原型炉のための材料照射試験はできない。はじき出し損傷とヘリウム生成の比及び量の両方において核融合原型炉内環境を模擬でき、かつ定常的な中性子照射が可能な「核融合中性子源」によって、原型炉に使われる核融合原型炉材料の信頼性、耐久性、安全性等の検証及び原型炉に必要な核融合材料の規格・基準作りと許認可対応のためのデータベース構築を、ITERと並行して実施することが必要とされている。

IFMIFとA-FNS計画の経緯とA-FNSのミッション

14 MeVの大強度高速中性子を用いた中性子照射試験の必要性は30年以上も前から核融合材料コミュニティの間で議論されてきた。そのための中性子源の主要な要件は、核融合反応による場合と同等のエネルギースペクトルで、かつ、核融合原型炉と同等以上の高い中性子束を発生し、核融合原型炉の設計に必要な材料の予想運用寿命と安全性の評価を可能とする十分な照射体積を提供することである。

IFMIF(International Fusion Materials Irradiation Facility)は、そのような核融合原型炉の材料照射の専用施設として国際エネルギー機関(IEA)のもと日本、欧州、米国、ロシアの4カ国が集まり1980年代に核融合材料開発用中性子源として検討されてきた。その検討の中で概念設計、概念評価、要素技術確証を経て2003年にIFMIF統合設計報告書(CDR)をまとめた。IFMIFは、それぞれが100%デューティ・サイクルで125 mAのビーム電流を供給する2つの40 MeV重陽子線形加速器を使用して、これらの目標のすべてを達成することができる。両方のビームはターゲットとする同一の液体リチウム流に衝突し、 10^{14} 個/cm²/秒オーダーの強い中性子フラックスを提供することができる。

IFMIFの設計活動はその後、2007年に発効した日本と欧州の二国間協定である核融合分野における幅広いアプローチ活動(Broader Approach(BA)活動)(日欧の実施機関は、それぞれ量子科学技術研究開発機構(QST)及びF4E)の主要3事業の1つに引き継がれ、IFMIFの工学設計及び工学実証活動(IFMIF/Engineering Validation and Engineering Design Activity, IFMIF/EVEDA)として現在まで続いている。IFMIF/EVEDAプロジェクトでは、建設サイトに依存しないIFMIF中間工学設計報告書(IFMIF Intermediate Engineering Design Report, IIEDR)を2014年に作成した。IFMIFの目的は、核融合原型炉/発電炉の設計、ライセンス、建設、安全運転に供する材料データの取得であった。プロジェクトの初期から主に核融合材料研究者を中心としてIFMIFの照射条件等の設計を進めてきた。その要件の中でも、商用の核融合発電所の材料に必要とされる目標照射線量レベルとして150 dpaを目標として掲げられた。

日欧の核融合エネルギー計画では、核融合発電炉を実施する前に、実験炉ITER、原型炉を建設し段階を踏んで検証しつつ核融合発電炉を実現することを目指している。中性子照射下における材料開発は核融合発電炉のみならず、原型炉を早期に建設し、核融合エネルギーの早期実現のために行うべき重要なステップの1つであると日欧で認識されている。

日本国内においては、文部科学省の下に設置されている核融合科学技術委員会において、核融合原型炉の推進に向けて、アクションプランを策定し、原型炉段階への移行判断のためのチェック・アンド・レビュー

(C&R) 項目を列挙し、各項目や機器開発の目標を2017年に定めた。そのなかで原型炉に関わる材料開発として、炉材料の候補材である低放射化フェライト鋼の20 dpa照射データ、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データを2035年頃までに取得するように定めている。

そのためには、IFMIFの半分程度の中性子束強度を有する核融合中性子源が早期に必要であり、そのアクションプランでは、概念設計の完了後の2021年頃の第1回中間C&Rにおいて工学設計への移行と建設推進判断、工学設計完了後の2025年頃の第2回中間C&Rで核融合中性子源の建設開始判断、及び材料照射データ取得計画の作成を行うこととしている（表1-1）。2018年にはアクションプランに基づいたロードマップ（図1-2）が核融合科学技術委員会によって検討され、一次まとめとして整理された。このロードマップには「核融合中性子源（A-FNS）」について、下記のようにまとめられている。

- 1) 原型炉開発には、炉内中性子環境を模擬し、材料データ取得が不可欠である。
- 2) 日欧でそれぞれ核融合中性子源の構想検討が進んでいる（日：A-FNS, 欧：DONES）。
- 3) 第2回中間C&Rで建設移行を判断する。
- 4) IFMIF/EVEDAの成果を活かし、国際協力を得ながら、A-FNS構想を具体化すること。

表1-1 文科省 核融合科学技術委員会 「核融合原型炉研究開発の推進にむけて」より、アクションプランに基づいたチェック・アンド・レビュー項目 [1-4]

平成29年12月18日
核融合科学技術委員会

チェック・アンド・レビュー項目(案)

項目	第1回中間C&Rまでの達成目標	第2回中間C&Rまでの達成目標	原型炉段階への移行判断
① ITERによる自己加熱領域での燃焼制御の実証	・ITERの技術目標達成計画の作成。	・ITER支援研究のITER技術目標達成計画への反映。	・ITERによるQ=10程度以上の(数100秒程度以上)維持と燃焼制御の実証。
② 原型炉を見据えた高ベータ定常プラズマ運転技術の確立	・ITER支援研究と定常高ベータ化準備研究の遂行とJT-60SAIによる研究の開始。	・JT-60SAIによる高ベータ非誘導電流駆動運転の達成。 ・ダイバータを含む統合シミュレーションのJT-60SAI等による検証。 ・JT-60SAIによる原型炉プラズマ対向壁と整合したダイバータ研究計画の作成。	・ITERによる非誘導電流駆動プラズマの実現、及びITER燃焼制御の知見を踏まえた統合シミュレーションにより、非誘導定常運転の見通しを得る。 ・JT-60SAIによる原型炉プラズマ対向壁と整合した無衝突領域での安定な高ベータ($\beta_N = 3.5$ 以上)定常運転領域の実証。
③ ITERによる統合化技術の確立	・ITER超伝導コイルなど主要機器の製作技術の確立とJT-60SAIの建設による統合化技術基盤の確立。	・ITERの運転開始。 ・ITERの機器製作・据付・調整に関わる統合化技術の取得。	・ITERの運転・保守を通じた統合化技術の確立。安全技術の確認。
④ 原型炉に関わる材料開発	・低放射化フェライト鋼の原子炉照射データを80dpaレベルまで取得し、核融合と類似の中性子照射環境における試験に供する材料を調達。 ・核融合中性子源の概念設計の完了。	・原子炉照射による80dpaまでの低放射化フェライト鋼の重照射データの検証を完了。 ・原子炉照射によるブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射実験の評価、及びリチウム確保技術の原理実証。 ・核融合中性子源の建設開始、及び材料照射データ取得計画の作成。	・構造設計基準策定 ・パイロットプラント規模でのリチウム確保技術の確立。 ・核融合中性子源による低放射化フェライト鋼、並びに、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データ取得。
⑤ 原型炉に関わる炉工学技術開発	・ダイバータ開発指針の作成。 ・超伝導コイル要素技術等、原型炉に向けて早期着手を必要とする炉工学開発計画の作成。 ・コールド試験施設によるブランケット設計に必要なデータの取得。	・JT-60SAI、LHD等によるプラズマ対向特性を含むダイバータ関連データの取得。 ・超伝導コイル、ダイバータ、遠隔保守、加熱・電流駆動、燃料システム、計測・制御等の中規模またはプラント規模の炉工学開発計画の作成、並びに、これらの開発試験施設の概念設計の完了。 ・発電ブランケットの基盤技術整備、並びにITER-TBM 1号機製作と実機での安全性確認試験の完了。	・開発試験施設での成果およびITER、JT-60SAI等の実績を踏まえた、超伝導コイル、ダイバータ、遠隔保守、加熱・電流駆動、燃料システム、計測・制御等の原型炉工学設計を裏付ける炉工学技術の確立。 ・ITERによるトリチウム回収及び核融合中性子源によるトリチウム挙動評価技術の検証。
⑥ 原型炉設計	・原型炉の全体目標の策定。 ・原型炉概念設計の基本設計。 ・炉心、炉工学への開発要請の提示。	・炉心、炉工学技術の開発と整合をとり、高い安全性を確保し経済性の見通しにも配慮した原型炉概念設計の完了。 ・工学設計の技術基盤確立に向けた炉心、炉工学開発課題の策定と開発計画の作成。	・社会受容性と実用化段階における経済性の見通しを得て、炉心・炉工学技術の開発と整合をとった原型炉工学設計の完了。 ・安全規制・法令規制の方針策定。
⑦ 社会連携	・アウトリーチヘッドクォータの設置。 ・アウトリーチ活動推進計画の立案	・アウトリーチ活動の推進と社会連携活動の実施。	・原型炉建設・運転に向けた社会連携活動の実施。

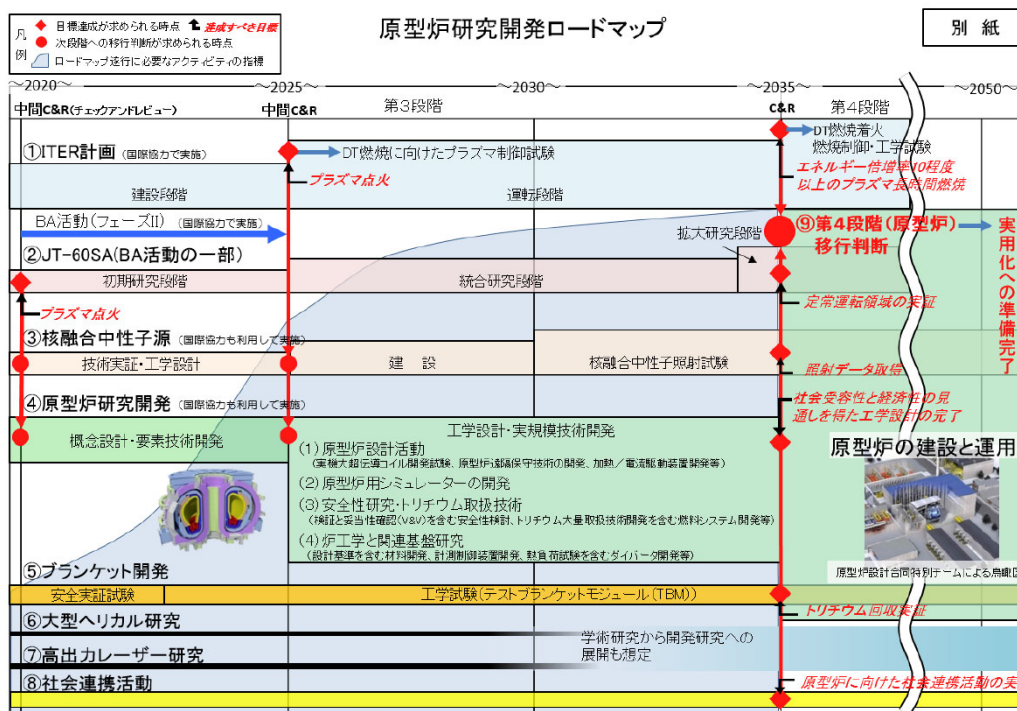


図1-2 文科省科学技術委員会「原型炉研究開発ロードマップについて（一次とりまとめ）」から原型炉研究開発ロードマップ [1-5]

A-FNS計画の概要

このように国の施策に基づいて、日本として核融合中性子源を検討することとし、核融合材料開発だけでなくとどまらず、中性子の医療・産業利用も視野に入れた先進的な核融合中性子源A-FNS (Advanced Fusion Neutron Source) の検討を開始した。その基本コンセプトは、加速器系はIFMIFの1基分 (125 mA) とし、設計はIFMIFの中間工学設計をベースとしている。国際協力で進めるIFMIF/EVEDA原型加速器の試験成果を活用し、国内メーカーの技術力を結集してA-FNSの加速器系として再検討することを目指している。ターゲット系はIFMIF/EVEDAの成果を反映させ、液体リチウムの純化系については日欧の国際協力で2020年度から進めるBAフェーズIIにおいてR&Dを実施し、その成果をA-FNSの工学設計の段階で反映させる。試験施設は核融合材料試験用を中心に原型炉移行判断に必要な試験を行うための9種類の照射試験モジュールの検討を行う。ターゲットアセンブリのメンテナンスや中性子照射モジュールの交換は高放射線量下での作業となるため遠隔保守システムを採用する。また、産業応用可能な多用途中性子源とする。これらの検討及び設計活動は大学及び産業界との連携の下、オールジャパン体制で行うこととしている。

A-FNSはIFMIFと同様、40 MeVの重陽子ビームと液体リチウムターゲットによるd-Li核反応による高速中性子を発生させる。初段の加速器については、IFMIF/EVEDAの成果である原型加速器と同じ構成とし、後段の40 MeVまでの加速器の設計についてもIFMIF中間設計をベースとする。中性子発生率はリチウムターゲットの背面にあるバックプレートの直後で、中性子強度 6.8×10^{16} 個/秒であり、平均中性子束 6.0×10^{14} 個/cm²/秒としている。A-FNSは14 MeV付近をピークとした高速中性子を発生する。鉄に対するはじき出し損傷量 (dpa) に対するヘリウム生成量の比、いわゆるHe/dpa比は12~13程度で、DT反応の核融合中性子による材料照射条件を模擬できることになる。重陽子ビームのターゲット照射面積 (フットプリント) はIFMIF中間設計報告書のパラメータを採用し、縦5 cm、横20 cmとした。A-FNSでは、フルパワーで計画

停止期間を考慮せず通年運転した場合10 dpa/年以上の照射量を確保できる見通しであり、材料照射以外にも核融合ブランケットの機能材料からのトリチウム放出回収試験を中心とした増殖ブランケットに関する照射試験等の核融合原型炉のアクションプランに示された各種照射試験も実施する。A-FNSによる中性子照射試験については、2019年にQSTがまとめた「A-FNS中性子照射利用計画書 [1-6]」に記載した。

前述したように、日欧でそれぞれ核融合中性子源の構想検討が進んでおり、欧州でも同様にIFMIFの技術をベースとしたDONES (Demo Oriented Neutron Source) という40 MeV-125 mAの重陽子加速器を用いたd-Li原子核反応を利用する加速器ベースの中性子源の検討が進められている。DONESと比較してA-FNSの特徴は、試験設備として準備している多彩な照射モジュールと産業応用利用を想定していること、遠隔保守方式をIFMIFの設計から大幅に見直したこと、照射後試験設備を併設することが挙げられる。A-FNSがDONESにないこのような機能を持つのは、日本が進める核融合原型炉の建設移行判断に必要な材料照射データをすべて取得しようとするに由来し、A-FNSを材料の高エネルギー中性子照射のセンターオブエクセレンス (COE) と位置づけ、さらに産業応用も視野に入れた全日本及び世界的な拠点として整備したいという希望を持っているためである。

A-FNSの意義

核融合材料の中性子照射の観点から言えば、これまで長年にわたって蓄積されてきた原子炉による照射データ及び核破砕中性子源による10 dpa以上の高温の照射データとモデリング研究の進展から、核融合原型炉構造材料に関しては、ヘリウム効果が30-50 dpaまでは顕著には現れないという予測がなされるようになってきた。図1-3に照射による低放射化フェライト鋼の延性率低下の予測を示す[1-7]。これまでの核分裂試験炉での中性子照射実験から、低放射化フェライト鋼の延性率は10%程度から硬化する傾向があり、ヘリウム脆化の影響があっても7%程度の延性率を維持していることが分かり、核分裂中性子照射と核融合中性子照射の差が10dpaから現れることが報告されている。この予測を検証するために、A-FNSの第一の目的は、低放射化フェライト鋼F82Hの中性子照射試験をA-FNSによって20 dpaまで実施し、核分裂中性子と核融合中性子の相関を調べることで重要である。これは20 dpaまでヘリウム効果が顕著に現れないと実証できれば、その照射量までの核分裂炉による中性子照射データを活用できることを示している。原型炉建設の許認可のためには、構造材料の14 MeVの核融合中性子特有の影響、特に核変換生成したヘリウムや水素の各種特性への影響を事前に核融合関連条件で定量的に評価しておく必要があり、この実証試験のためのテストマトリックスによるデータベースを完成させることが重要であり、核融合原型炉構造材料の20 dpaまでの照射データを、パルス照射ではなく核融合炉内環境と同じように定常的な照射によって取得することが、A-FNSの初期試験の目的として挙げられる。

前述したように、核融合材料の要求仕様は、炉の安全設計、構造設計基準と整合している必要があり、そのためには微小試験片技術、非照射の材料標準仕様の規格策定が急務と言える。A-FNSではブランケットの構造材料である低放射化フェライト鋼F82Hの特性を中心にデータを取得するが、これまで考えられてきた材料評価に関するモデルを検証するツールとしての役割も持っている。

A-FNSは原子炉と同等の量の中性子を連続的に発生させることができ、加速器を止めれば中性子の発生は止まるという子固有の安全性を持つ。また核燃料を利用しないため、使用済み燃料等の高レベル放射性廃棄物が発生しないため、中性子照射施設として原子炉から置き換わる可能性を秘めている。また、原子炉による照射と比較して制御性、アクセス性に優れた A-FNS を用いて、材料の照射基礎過程に関する研究を行うことには学術的にも非常に魅力的であると言える。

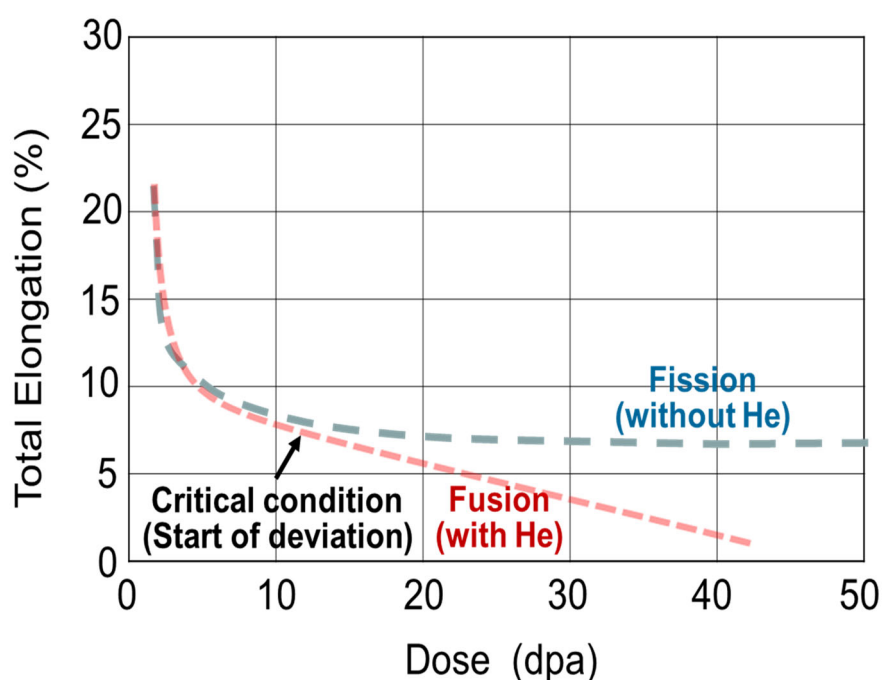


図1-3 照射による低放射化フェライト鋼の延性率低下の予測 [1-7]

求められる中性子強度はIFMIFの半分ではあるが、加速器への要求はIFMIFにおけるそれらと基本的に同じである。加速器に限って言えば、A-FNSの成功は、IFMIFの加速器の成立性を実証することと同じであると言っても過言ではない。

IFMIF及びA-FNSの加速器に要求される125 mA 連続動作 (CW) のビーム電流は、従来の陽子／重陽子加速器での達成値を越える高い目標値であり、最先端の加速器技術をもってしか達成しえない。そのような最先端技術の検証のため、IFMIF/EVEDAにおいて、低エネルギー部のプロトタイプとも言える原型加速器 (Linear IFMIF Prototype Accelerator: LIPAc) の建設が六ヶ所核融合研究所において、日欧のBA活動のもと進められている。未到大電流による強い空間電荷効果の制御に加えて、ビームダイナミクスにおけるもう一つの大きな課題として、重陽子ビームによる放射化を避けるために、原型加速器の後段の超伝導加速器においては 10^{-7} /mオーダーの極めて低いビーム損失率を達成する必要がある。そのため、エミッタンスあるいは輝度のような従来のビーム特性の指標では全く計れないような、ビームハローと呼ばれる微量の周辺成分に至るまで理解し、制御する必要がある。これらのビーム科学上の挑戦に加えて、求められる可動率もIFMIFの加速器と同じ高いものであり、A-FNS加速器の成功がもたらす加速器工学上の意義も小さくない。

将来の核融合原型炉には、現在の核分裂炉と同様に、発電のみならず中性子科学や産業にも利用可能な強力中性子源としての期待も寄せられると予想される。

A-FNSは六ヶ所核融合研究所に隣接する敷地に建設することを計画している。広大な未利用の土地の一部に高度な技術を集積した中性子源施設を建設することで、中性子科学、中性子利用の産業集積を呼び込み、技術と知の集積を果たしていく。我々はこれを、中性子利用を幹に様々な応用の枝葉に広がっていく「ニュートロンフォレスト」(中性子の森)と名付け、自治体及び産業界のバックアップを得ながら進めていくことを計画している (図1-4)。また将来的には、ニュートロンフォレストから中性子産業応用が民間企業に展開され、中性子産業を基盤とする新たな産業基盤が形成されることが期待できる (図1-5)。

ニュートロンフォレスト構想

核融合材料の研究だけでなく、高速中性子を用いた産業利用分野への応用を可能とするもので、日本の中性子科学の進展にも寄与し、産業技術の発展に重要な役割を果たす



図1-4 ニュートロンフォレスト構想

A-FNSは、運用あるいは計画されている加速器中性子源の中でも特異な、将来の核融合原型炉と同等の中性子のエネルギースペクトルと強度、連続的な照射を有する「核融合中性子源」である。加速器中性子源としては高い平均出力を活かした社会貢献を果たしつつ、将来の核融合原型炉を見据えた核融合中性子利用技術の研究開発においても大きな役割を果たすと期待される。これらの開発される技術はいずれ核融合原型炉に受け継がれ、日本の核融合開発の礎になるものである。

このように従来考えられてきたIFMIFをベースとした核融合原型炉材料開発とは異なる新しいアプローチは、中性子源の初期段階における照射に関する技術的要件を大幅に緩和でき、IFMIFへの段階的なステップアップへのアプローチの可能性を拓くものである。核融合中性子源A-FNSの建設は、核融合原型炉の建設判断に必要な材料データベースの構築に焦点を当てたものであるが、核融合材料の研究だけでなく、高速中性子を用いた産業利用分野への応用を可能とするもので、日本の中性子科学の進展にも寄与し、産業技術の発展に重要な役割を果たすものである。



図1-5 中性子産業を基にした新たな産業基盤の創出

1.2 本報告書の目的と内容

本概念設計書は、2021年頃の第1回中間チェック・アンド・レビューを行うことを前提に、A-FNSの工学設計をスタートさせるために必要な基本内容を網羅することを目標とした。

概念設計書は図表を含めると400ページを超えるものとなっている。そのためA-FNSの概要と設計の要点をまとめたエグゼクティブサマリーを本設計書の最初に準備した。

本概念設計書は、概念設計の集大成として基本計画や基本的な考え方、各サブシステムの概念設計について記述している。

第2章には、A-FNSの設計に不可欠な基本条件として、設計要件、基本仕様、機器構成、全体スケジュール、運転シナリオ、年間運転計画を記載する。

第3章では施設全体設計として、A-FNSプラントの概要、立地条件の整理、A-FNS本体棟、受電計画、給水計画、排水計画、機械空調計画、監視制御システム、安全システムのプラント全体の構成について説明する。

第4章では、A-FNSの各サブシステムの概念設計について説明し、第5章では、まとめを記載する。

最後に第6章では、今後の工学設計に向けた展望について言及する。

参考文献

- [1-1] 杉本昌義、高エネルギー加速器セミナーOHO, <http://accwww2.kek.jp/ofo/OHOtxt/OHO-2005/xt-2005-5.pdf>
- [1-2] J. Knaster, A. Moeslang and T. Muroga, Materials research for fusion, NATURE PHYSICS, VOL 12, MAY 2016, 424.
- [1-3] K.Ochiai, et al., Nuclear Fusion, in press.

- [1-4] https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/__icsFiles/afieldfile/2019/02/18/1400137_01.pdf
- [1-5] https://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/__icsFiles/afieldfile/2018/11/08/1408259_1.pdf
- [1-6] 六ヶ所核融合研究所 [著],量子科学技術研究開発機構 編 量子科学技術研究開発機構 2019 (QST-R ; 12), https://repo.qst.go.jp/?action=pages_view_main&active_action=repository_view_main_item_detail&item_id=76385&item_no=1&page_id=13&block_id=21
- [1-7] Takeo Muroga and Hiroyasu Tanigawa, Japanese Fusion Materials Development Path to DEMO, Fusion Science and Technology, 72 (2017) pp. 389~397.

2 基本条件

核融合中性子源 A-FNS は重陽子ビームとリチウムターゲットによって発生する中性子発生率が最大 6.8×10^{16} 個/秒の加速器駆動の大強度中性子源である。A-FNS の主な目的は日本の原型炉建設段階である「核融合研究開発第 4 段階」への移行判断に必要な材料の照射データベースを構築するために、A-FNS による高エネルギー中性子照射データを取得することである。A-FNS の概念設計においては、国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構の事業と想定し、六ヶ所核融合研究所に付設することを前提として検討を進めた。A-FNS 概念設計活動では、サイト造成、サイト内レイアウト、インフラ、安全、制御・監視及び法令・条例等、事業全体に係る設計（第 3 章「全体設計」）と、主要システムである加速器、ターゲット、テストセル、アクセスセル等の試験施設等の設計（第 4 章「サブシステム設計」）とに大別し、概念設計を進めた。本章は「全体設計」と「サブシステム設計」を検討する上で必要な設計条件、基本仕様、A-FNS の構成、設計フェーズから建設完成までの全体スケジュール、A-FNS の年間運転計画案について述べる。

2.1 設計要件

核融合中性子源 A-FNS の施設設計に関する基本的な条件として、以下の 2 項目が重要である。

- ① 原型炉建設移行判断までに必要な照射データが取得可能な中性子源であること。
- ② 安全設計要件を満たすこと。

上記条件①は原型炉研究開発ロードマップにおいて 2035 年頃の原型炉建設段階である「核融合研究開発第 4 段階」への移行判断時期までに核融合ブランケットの構造材料である低放射化フェライト鋼の照射データを取得するという要求に起因する。現段階では初期の目的である 20 dpa までの核融合中性子による照射材料データの取得を 2035 年頃に取得する計画であるため、2030 年頃の材料照射開始が必要になる。日本の原型炉設計は 2035 年から本格的な設計活動フェーズを計画しており、その後も重照射データを積み上げながら設計の確度を上げていくことが重要であるため、A-FNS は 2035 年以降も低放射化フェライト鋼の照射を継続していくことが必要となる。日本の原型炉設計の計画としては低放射化フェライト鋼照射の他にもブランケット、ダイバータ、制御・計測に中性子照射計画が必要との認識から、様々な照射試験計画を検討しているため、A-FNS は原型炉への移行判断に必要な初期照射データだけでなく、核融合材料等の重照射を行うため約 30 年間の運転を設計の目安とすることとした。

2.1.1 A-FNS の安全確保の基本的考え方

2.1.1.1 安全確保の目標

A-FNS 施設は、多くの中性子を発生させる放射線発生装置であり、副次的に発生するトリチウム等の放射性物質が発生することから、「公衆及び放射線業務従事者（以下、従事者）にこれらによる放射線障害を及ぼすおそれがないように措置を講ずる（施設を設計、製作し、維持）」ことを安全確保の目標とする。

2.1.1.2 安全確保の原則

安全確保の目標を満足するよう、平常時にあっては ALARA の精神に則り放射線障害の防止に努めること。また、事故の発生を防止する措置を講じるとともに、深層防護の原則に従い事故の発生を仮定し、その影響を緩和できる措置を講じること。

- ① 平常時において、環境中への放出放射性物質及び施設から直接放出される放射線による公衆の実効線量当量が、国の定める法的限度を超えないように措置することはもとより、ALARA の精神に従い、これらに起因する公衆の実効線量当量を合理的に達成できる限り低減すること。

また、従事者の実効線量当量については、国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告に従い、任意の 5 年間の平均で年あたり 20mSv、すなわち 100mSv/5 年を超えないように管理する。

- ② 事故の発生を防止するため、放射性物質を内蔵するリチウムループやトラップ機器等については、十分な構造強度を確保、維持する。

また、想定外の放射性物質の異常な放出を伴うような事故時においても、公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないよう、コンファインメント施設を設けて放出放射性物質の環境への異常な放出を防止すること。

2.1.1.3 安全設計の基本的な方針

安全確保の原則に従い、以下を安全設計の基本的な方針とする。

(1) 平常時における放射線防護

平常時における公衆及び従事者に対する放射線防護のため、施設には放射線遮蔽、換気、並びに適切な浄化・希釈性能を有する排気設備及び排水設備を備えるとともに、トリチウム等の放射性物質を内蔵する機器等の使用・環境上の条件を考慮して、それらからの漏洩を制限する。

また、危険時の措置の事前対策を行い、組織・資材等の整備、訓練を実施すること。

この基本方針に基づき、安全設計において以下を考慮すること。

- ① 施設で発生する放射線に対して、適切な放射線遮蔽を備え、作業区域及び敷地周辺での放射線量率を適切に低減する設計であること。
- ② 放射性物質を内蔵する機器等からの放射性物質の漏洩防止、放射性物質による汚染の拡大の防止、作業雰囲気中の放射性物質濃度、周辺環境への放射性物質の放出量及び周辺環境での放射性物質濃度の低減を図る設計であること。
- ③ 従事者に対して適切な放射線管理を実施するため、被ばく線量、汚染状況等の監視、除染等のための放射線管理施設を備えること。これらは、必要に応じ遠隔での操作が可能な設計であること。なお、トリチウムに対する放射線管理は、六ヶ所核融合研究所原型炉 R&D 棟等の既存の施設における実績を参考にすること。

A-FNS 施設で講じた施策により、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないことを確認するために、以下の評価を行うこと。

公衆への放射線被ばくを合理的に達成できる限り低く維持する設備の性能の妥当性を確認するため、排気・排水に伴う放射性物質の放出に起因する年間実効線量当量及び施設から放出される放射線（直接放射線及びスカイシャイン放射線）による年間の線量が ALARA の精神に基づき目標値を設定する。

なお、工学設計時においては、排気・排水に伴う放射性物質の放出に起因する年間実効線量当量の評価に際しては、通常運転時及び保守・補修に伴い放出する全ての放射性核種及び放出経路を考慮する。

(2) 事故の発生防止

放射性物質を内蔵する機器等にあつては、その構造的健全性を確保するとともに、内蔵される放射性物質が機器等の外部に異常に放出することを防止すること。

なお、放射性物質を内蔵する機器等の設計、製作及び検査については、それらの構造強度を確保する上で適切と認められる規格・基準等によること。

この基本方針に基づき、安全設計において以下を考慮すること。

- ① 放射性物質を内蔵する機器等の材料の選定、設計、製作及び検査は、適切と認められる規格・基準等に従い行うこと。
- ② 放射性物質を内蔵する機器等は、適切な耐震性を確保するとともに、試験機器の使用条件等を考慮し、想定される荷重に対してもその構造健全性を維持できる設計であること。
- ③ 放射性物質を内蔵する機器等を構成する機器の構造健全性維持を確認できるよう、試験・検査が可能な設計であること。

(3) 事故の影響の緩和（コンファインメント施設）

放射性物質の異常な放出を伴うような事故を仮定しても、放射性物質の環境への異常な放出を防止できるよう、コンファインメント施設を設けること。コンファインメント施設は、放射性物質を内蔵する機器等の破損等により放射性物質が機器等の外部に放出した場合に、当該機器を取り囲む区画（コンファインメント区画）を周囲から適切に隔離し、この区画内を負圧に維持するとともに、区画内の雰囲気を浄化し、排気筒から環境へ放出することにより、公衆に過度な放射線被ばくをもたらすおそれを十分小さくできる設計であること。

この基本方針に基づき、安全設計において以下を考慮すること。

- ① コンファインメント施設は、放射性物質の放出に伴い流出する流体等の条件を考慮し、必要な放射性物質の除去機能を確保できる設計であること。
- ② コンファインメント施設は、事故時において、商用電源の利用を期待しえない場合においても、その機能及び性能が損なわれないよう、非常用電源設備からの給電が可能な設計であること。
- ③ コンファインメント施設は、事故時において、コンファインメント区画内の負圧を可能な限り確保し、放射性物質の放出経路を制限できる設計であること。
- ④ コンファインメント施設は、想定すべき地震力と事故の組み合わせに対しても放射性物質の除去機能が損なわれないよう、十分な耐震性を確保した設計であること。
- ⑤ コンファインメント施設は、動的機器の多重化を図り、起動失敗等の故障を仮定しても、放射性物質の除去機能が損なわれない設計であること。
- ⑥ コンファインメント施設は、事故の状況を把握するために必要な情報を監視できる事故時監視計装設備を有する設計であること。

A-FNS 施設で講じた施策の妥当性を確認するために、以下の評価を行うこと。

技術的見地からみて放射性物質の放出が最大となる事故を放出経路毎に想定し、深層防護の観点から事故時の影響緩和機能を担うコンファインメント施設の性能の妥当性を確認すること。

事故の代表的な事象については、内蔵する放射性物質の量及びその放出の駆動力を考慮して選定すること。

影響評価に当たっては、試験機器の使用条件、化学反応、放出放射性物質の形態・性状、放出経路・移行率、除去系の性能、拡散条件等を十分に検討し、妥当な保守性を加味した解析条件とするとともに、動的機器の故障の仮定、商用電源が利用できない場合等も考慮すること。

また、漏洩トリチウム等による火災・爆発の可能性についても併せて評価すること。

なお、公衆の放射線被ばくの評価にあたっては、必要に応じ直接放射線及びスカイシャイン放射線による線量を加算すること。

想定する事故及びその影響評価にあたっては、以下に留意すること。

- ① 影響評価に用いるトリチウム、放射化ダスト等の放射性物質の量は、試験装置としての運転上の柔軟性を確保するため保守的な値とすること。
- ② 影響評価にあたっては、A-FNS 施設の安全上の特徴を踏まえ、安全確保を目的に設置する施設以外の施設であっても、その施設の信頼性等を考慮した上で、安全機能として取り扱うことも妥当とする。

(4) 火災に対する考慮

A-FNS 施設は、火災発生の防止を設計の基本とするが、万一に備え、火災検知及び消火、並びに火災による影響の軽減の方策を適切に組み合わせて、火災によっても A-FNS 施設の安全性が確保できるよう設計すること。

この基本方針に基づき、安全設計において以下を考慮すること。

- ① 火災により放射性物質を内蔵する機器等の健全性が損なわれない設計であること。特に、トリチウムを保管・貯蔵する容器等の耐火性及び当該容器等を収納する部屋等の耐火性・不燃性が確保できる設計であること。
- ② 万一の事故発生に備え、放射性物質を内蔵する機器等は、隔離弁等により、トリチウム放出（或いは空気の流入）を制限し、かつ、機器等の周囲は必要に応じ不活性化や真空化を図る設計であること。
- ③ 事故時において、放出するトリチウムを含む水素同位体による火災が万一発生した場合でも、コンファインメント施設の放射性物質の除去機能が損なわれない設計であること。

(5) 品質保証に対する考慮

放射性物質を内蔵する機器等及びコンファインメント施設の所要の信頼性を確保すること。

なお、動的機器を海外調達する場合には、我が国特有の条件である耐震性の要求を適切に反映させる必要がある。

2.1.2 安全設計要件

A-FNS施設では放射線（粒子線、X線、ガンマ線、中性子線）と放射性物質（トリチウム、Be-7、リチウムループの放射性腐食生成物、放射化物）が発生する。そのため公衆及び放射線業務従事者（以下、従事者）に放射線障害を及ぼすおそれがないように施設を設計、製作、維持することを安全設計の目標とし、通常運転時及び緊急時の両方において従事者及び公衆の放射線防護を適切に図る必要がある。

そこで、A-FNS の安全確保の基本的考え方に基づき、A-FNS 設計における安全設計要件として以下を定義する。

- 1 ハザードを制御するような堅牢な設計によって事故を防止すること。

2 想定起因事象の影響を低減すること。

この要件を実現するために必要な要求機能は以下のようにまとめられる。

- 閉じ込め障壁と付随するシステムにより放射性物質を閉じ込め、放射性物質の放出から作業従事者、公衆及び環境を防護すること。
- 放射線による外部被ばくを低減すること。

上記の要求機能をさらにブレイクダウンすると、表 2.1-1 のようにまとめられる。

表 2.1-1 安全設計要件を実現するために要求される安全機能

1	安全機能	ブレイクダウン
1-1)	放射性物質の閉じ込め	建屋区画による閉じ込め障壁、及び換気空調系と液体処理系
1-2)	放射線被ばくの制限	区画レベルに応じた作業条件の設定
2	安全機能の補助機能	
2-1)	閉じ込め機能と遮蔽機能を有するシステムの保護	3a) 火災からの防護及び影響低減
2-2)	補助機能	4a) 安全機能を実装する機器の補機 (電源供給、計装制御、換気空調、等) 4b) プラントの状態監視

表 2.1-1 の安全機能のうち放射性物質の閉じ込めについては、放射性物質が内在する機器（例：リチウムターゲット、リチウムループ、照射試験モジュール）には閉じ込め障壁の機能は付与しないものとする。むしろ放射性物質内在機器を設置している区画自体に閉じ込め機能を付与する。また、そのような区画の雰囲気制御する換気空調系や、区画から放出される放射性物質を含む廃液の処理系にも閉じ込め機能を付与する。

上記の安全設計要件の構築の手順、及び注釈を以下に記載する。まず、A-FNSは青森県上北郡六ヶ所村に建設する計画であるため、A-FNS に係るプラントシステムの設計は、我が国の関連法規に適合しなければならない。A-FNS ではトリチウム等の放射性物質が発生し、危険物第3類に分類されるリチウムを大量に使用することから、概念設計段階で特に考慮すべき安全に関わる法令としては、

- 放射性同位元素等の規制に関する法律（RI 規制法、旧称：放射線障害防止法）及びその下部法規
- 消防法及びその下部法規

が挙げられる。さらに、上記の法規に従うだけでなく、合理的に達成可能な限り安全性を高めるよう設計要件を定めるべきである。そのためには、放射線安全の国際標準である IAEA 安全標準に適合するよう安全設計要件を定義することが適切であろう。このことから、IAEA 安全標準に準拠しつつ、RI 規制法と消防法、及びこれらの下部法規に適合するよう、安全設計要件を構築した。結果的に本要件は IFMIF 中間工学設計のものと同一となった。これは IAEA 安全標準に沿ったものである。我が国の法規との適合性に関して、2018 年から 2019 年にかけて段階的に放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（障防法）が、放射性同位元素等の規制に関する法律（RI 法）に改正されたが、これは IAEA 安全標準の考え方を取り入れ、危険時の備えを義務付けるものである。これは表 2.1-1 の安全機能 No 1, No 2 に対応する。一方、消防法においてリチウムは、危険物第3類（自然発火性物質及び禁水性物質）に分類されている。リチウムが水分と反応し火災を引き起こす恐れがあるが、火災から閉じ込め障壁の健全性を確保し放射性物質の飛散を防止する必要がある。A-FNS ではリチウム以外に NaK 等の液体金属を用いる可能性があるが、NaK はリチウムよ

りも発火性が高いため、もし NaK を使用することになれば、この防火対策も必要である。火災防止、すなわち消防法への適合は、表 2.1-1 の安全機能の補助機能 2-1) で確保する。

通常運転時の A-FNS 施設における可動性放射性物質としては、トリチウム及びベリリウム7が主たるものである。トリチウム及びベリリウム7に関しては、年間環境放出総量をトリチウム0.1 gと等価な 3.7×10^{13} Bq/y 以下に保つ必要があると考えられる。

A-FNS 施設は、放射性物質を内蔵する機器等から放射性物質が異常に放出される事故時の公衆の放射線被曝を十分に低く抑えるためには、放出放射性物質を除去・低減するコンファインメント施設を設ける必要がある。また、放射性物質を内蔵する機器等に関しては、使用環境上の条件を考慮し、その健全性を確保するとともに、内蔵する放射性物質が機器等の外部に異常に放出されることを防止する必要がある。なお、構造健全性を維持するために必要に応じて圧力逃がし機構を設けることが要求され、圧力逃がし機構は、放射性物質を内蔵する機器等の過圧時に確実に動作し、異常な過圧を適切に防止することが要求される。

A-FNS 施設の安全性を確保するために必要な機能について、それらの故障がもたらす結果に基づき、IFMIF で検討された以下の3つの安全重要度クラスに割り当てる。

SIC-1： A-FNS 施設に安全をもたらし、維持するために機能する構造物、系統、機器

SIC-2： SIC-1 ではないが、事象あるいは事故を防ぎ、検出するあるいは軽減するために使用される構造物、系統、機器

SR ： SIC ではないが、放射線安全性に関連する構造物、系統、機器

A-FNS 施設で発生する可能性がある事象や事故を上記の安全重要度で分類した結果を表 2.1-2 に示す。

表 2.1-2 発生想定事象及び事故の安全重要度分類

施設	No	事象	リスク	リスク ランク	安全重要 度分類
試験施設	1	モジュールからの NaK 漏洩	テストセル内での放射 性核種放出を伴う火災 リスク	重大	SIC-2
リチウム ループ	2	ターゲットアセンブリ からの漏洩、破裂	テストセル内での放射 性核種放出を伴う火災 リスク	重要	SIC-1
加速器	3	RF 窓破損	放射能汚染の放出	許容不可	SIC-1
加速器	4	真空機器破損	水素による火災あるい は爆発リスク	重要	SIC-1
加速器	5	冷却機器破損	放射性冷却水の放出	重要	SIC-1
加速器	6	不活性ガス漏洩	オゾン爆発	重要	SIC-2
加速器	7	ビームダクトリーク	リチウム-酸素反応に よる火災リスク	重大	SIC-1
一般施設	8	電源損失	主要閉じ込め機能停止	重大	SIC-1
一般施設	9	圧力逃がし機能喪 失	従事者汚染 公衆に影響を与える放 出	許容不可	SIC-1
一般施設	10	浄化機能喪失	トリチウム放出	許容不可	SIC-1
加速器	11	ビーム異常事象	リチウム蒸気とのビー ム散乱とそれによる後 壁の破裂	重大	SIC-2
リチウム ループ	12	リチウムループエリ アでのリチウム放出	リチウム火災	重大	SIC-2
リチウム ループ	13	有機冷却材切断	余分な放射化	マイナー	SR
リチウム ループ	14	3 次冷却系の冷却 水喪失	余分な放射化	マイナー	SR
照射後試 験施設	15	生体遮へいの喪失 あるいは換気機能 停止	汚染と外部被ばく	重要	SIC-1
試験施設	16	遠隔操作システム 故障	メンテナンスのための 被ばく 故障による閉じ込め系 の破断	マイナー	SR
一般施設	17	液体放射性廃棄物 処理系の故障	汚染物質の環境への 放出	重大	SIC-2
一般施設	18	気体放射性廃棄物 処理系の故障	汚染物質の環境への 放出	重大	SIC-2
一般施設	19	PPS の故障	従事者の被ばく	重要	SIC-1
一般施設	20	火災警報器の故障	火災	重大	SIC-2

2.1.3 A-FNS 施設放射線管理区域の実効線量分類基準

A-FNSでは、放射性同位元素等の規制に関する法律により放射線管理区域を設定する。法律に基づき、管理区域の設定基準として、外部放射線に関わる線量に関しては、実効線量が3ヶ月あたり1.3 mSvを超える区域を管理区域として設定する。管理区域内の実効線量に応じて、管理区域を4種類の区域に分類する。表2.1-3に管理区域の分類基準を示す。表2.1-3に示すように、以下の4種類の区域に分類する。

- (1) 放射作業従事者が常時立ち入り可能な管理区域（グリーンゾーン）
- (2) 立ち入り制限区域（イエローゾーン）
- (3) 緊急時を除いた立ち入り禁止区域（オレンジゾーン）
- (4) 立ち入り禁止区域（レッドゾーン）

A-FNS施設内での管理区域で、保守、制御、計測等で放射作業従事者の常時立ち入りが必要な区域はグリーンゾーンに設定し、グリーンゾーンで設定した実効線量を満足するように遮蔽設計を実施する。一時的な制御や計測、保守等で限られた時間内での立ち入りが必要な区域はイエローゾーンに設定し、これらの区域に対しては、イエローゾーンで設定した実効線量を満足するように遮蔽設計を実施する。グリーンゾーンやイエローゾーンで設定した実効線量を超える区域に関しては、オレンジゾーン若しくはレッドゾーンとして設定し、これらの区域に対しては、立ち入り禁止区域となる。但し、オレンジゾーンに関しては、緊急時には、限られた時間内で立ち入り可能とする。液体リチウムターゲットによる中性子発生源及び照射試験モジュールが設置され照射試験を実施する試験セル内においては、加速器運転時及び停止時とも、試験セル内の実効線量は非常に高く、レッドゾーンとなる。

グリーンゾーンでは、遮蔽壁、防護つい立てその他の遮蔽構造体、局所排気装置若しくは放射性物質のガス、蒸気若しくは粉じんの発散源を密閉する設備を設けて、外部放射線による実効線量と空気中の放射性物質による実効線量との合計を1週間につき1 mSv以下に設定する。A-FNS管理区域のグリーンゾーンでの作業時間を40時間と想定した場合に1 mSvを超えないエリアとする。空間線量の実効線量率が25マイクロSv/h以下となるように設計する。

イエローゾーンでは、実効線量が5年間につき100 mSvを超えず、かつ、1年間につき50 mSvを超えないように区域設定する。イエローゾーンに関するA-FNSの基準値としては、実効線量が毎時2 mSv以下の区域とし、実効線量に応じて作業時間を制限する。例えば、毎時2 mSvの区域では、作業時間は1年間で最大で25時間、5年間で最大で50時間を制限とし、毎時1 mSvの区域では、作業時間は1年間で最大で50時間、5年間で最大で100時間を制限とし、毎時0.1 mSvの区域では、作業時間は1年間で最大で500時間、5年間で最大で1000時間を制限とする。

オレンジゾーンでも、イエローゾーン同様に実効線量が5年間につき100 mSvを超えず、かつ、1年間につき50 mSvを超えないよう区域設定とする。但し、オレンジゾーンは、緊急時を除いて立ち入り禁止区域である。オレンジゾーンに関するA-FNSの基準値としては、実効線量が毎時100 mSv以下の区域とし、実効線量に応じて、作業時間を制限する。例えば、毎時100 mSvの区域では、作業時間は1年間で最大で0.5時間、5年間で最大で1時間を制限とし、毎時50 mSvの区域では、作業時間は1年間で最大で1時間、5年間で最大で2時間を制限とし、毎時10 mSvの区域では、作業時間は1年間で最大で5時間、5年間で最大で10時間を制限とする。

表 2.1-3 A-FNS 施設放射線管理区域の分類基準

区分	色	摘要	実効線量
非管理区域		誰でも立入り可	法令値：3 月あたり 1.3 mSv 以下 A-FNS での基準値：毎時 0.6 μ Sv 以下
常時立ち入り可能な管理区域	緑	従事者は常時立入り可 非従事者は原則立入り不可	法令値：1 週間につき 1 mSv 以下 A-FNS での基準値：毎時 0.6 μ Sv 以上、25 μ Sv 以下
立入り制限区域	黄	従事者は一時的な制御や計測、保守等で限られた時間内での立ち入りが可	法令値：5 年間につき 100 mSv を超えず、かつ、1 年間につき 50 mSv を超えない区域 A-FNS での基準値：毎時 25 μ Sv 以上、2 mSv 以下
緊急時を除いた立入り禁止区域	オレンジ	従事者と非従事者ともに立入り不可 ただし緊急時の場合に限り従事者は一時的に立入り可	法令値：5 年間につき 100 mSv を超えず、かつ、1 年間につき 50 mSv を超えない区域 A-FNS での基準値：毎時 2 mSv 以上、100 mSv 以下
立入り禁止	赤	いかなる場合においても従事者と非従事者ともに立入り不可	A-FNS での基準値：100 mSv 以上

2.2 基本仕様

表 2.2-1 に A-FNS の低放射化フェライト鋼照射に対する基本的な設計要求仕様を示す。A-FNS は液体リチウムのターゲットのバックプレート直後において、最大中性子発生率は 6.8×10^{16} 個/秒、中性子束は 10^{14} 個/cm²/秒オーダーの性能を有し、上節 2.1 で述べた 2035 年までに照射損傷率（はじき出し損傷率）20 dpa までの初期の材料データ取得を目指している。中性子スペクトルは照射試料中でのヘリウム生成率（単位：appm）とはじき出し損傷率（単位：dpa）の比（以下、He/DPA）が 10 から 15 の範囲であることが要求される。その理由は、重水素とトリチウムとの核融合反応によって発生する 14.1 MeV 単色中性子による上記の比はほぼ 10 であるのに対し、15 までの範囲を広げているのはヘリウム発生率を多くすることでヘリウムの影響を保守的に評価することができるためである。照射試料片内で中性子フラックスは試料内での中性子散乱が発生するため均一ではなく勾配が生じる。そのため照射された材料の He/DPA の影響を精度良く調べるためには、中性子束勾配の影響を排除する必要があり、1 つの材料試験片中の中性子束勾配を 10%以内（材料の照射モジュールの中性子束勾配は 15%以内を目標）に抑えることが材料の評価の観点から要求されている。ここでの稼働率は低放射化フェライト照射に対する 1 年間に対する実際の照射試験期間の割合を示している（2.5 節参照：加速器やターゲットシステム等のサブシステム固有の可動率とは異なる）。高稼働率を確保するためにも機器の計画外停止を少なくすること（すなわち機器の高い可動率を確保すること）と照射場へ容易にアクセスできる良好な近接性が求められる。

表 2.2-1 低放射化フェライト鋼照射に対する A-FNS の設計要求仕様

項目	A-FNS
中性子束/容積	中性子発生率： $6.8 \times 10^{16} \text{n/秒}$ （バックプレート直後） 中性子束： $10^{14} \text{n/cm}^2/\text{s}$ オーダー（バックプレート直後） 鉄における照射損傷速度 ($1.5 \times 10^{-7} \text{dpa/s}$)
中性子スペクトル	第一壁の中性子環境を模擬（PKAスペクトル、 <u>dpa</u> 、 <u>He</u> 、 <u>H</u> 生成量） $10 < \text{He生成率/DPA} < 15$
中性子照射量	5 <u>dpa</u> /年間（4年間で20dpa）（試験片の試験部範囲で）
中性子束勾配	10%以内（1試験片内）（照射モジュールの試験部では15%以内を目標）
稼働率	75%（計画停止を除く） （*稼働率は加速器やターゲットの機器の固有稼働率で表記）
接近性	実験・計測のための照射場への接近が良好であること
その他	A-FNS利用計画が効率的に実施できること

2.3 構成

本節では、A-FNS の各サブシステムの構成概要について述べる。図 2.3-1 に A-FNS の主要機器構成図を示す。また表 2.3-1 は A-FNS サブシステムの基本設計パラメータを示す。

加速器システムは、大きく分けて以下の4つの機器、ECR イオン源による入射器システム、高周波四重極加速器（RFQ）システム、超伝導線形加速器（SRF）システム、高エネルギービーム輸送系（HEBT）から構成され、5 MW（40 MeV, 125 mA, CW）の重陽子ビームを液体リチウムターゲットに入射する。ビーム照射面積と形状であるビームフットプリントは縦 5 cm×幅 20 cm の 100 cm^2 とし、HEBT でビームプロファイルをフラットになるように成形する。重陽子ビームは 175 MHz の高周波を用い、初段の 5MeV までを RFQ で加速し、後段の 40 MeV までを SRF で加速する。重陽子ビームは Continuous Wave（CW）モードでターゲットに入射させる。重陽子ビームのエネルギーは 40 MeV であり、発生中性子のエネルギースペクトルの要求仕様を可能な限り精度よくするために、重陽子ビームエネルギーの半値幅（FWHM）を $\pm 0.5 \text{ MeV}$ 以内とする。現在日欧の国際協力である BA 活動の IFMIF/EVEDA 事業において原型加速器の実証試験が進められており、その実績を基に加速器の要求仕様を決定する。

ターゲットシステムは5 MWのビーム入熱を除去するために、流速15 m/sの液体リチウム流をターゲットとした 液体リチウムループ方式を採用する。ターゲットシステムの基本構成を図2.3-2に示す。ターゲットに液体リチウムを供給する主循環システム、ビーム熱除去のための熱交換システムならびにリチウム中の不純物の除去と不純物量の監視を行う純化・純度監視システムで構成する。主循環系に関しては IFMIF/EVEDA事業で実施されたりチウムターゲットループ（ELTL）試験により、ビーム照射領域で流速 15 m/秒での1,300時間の長時間安定運転を達成している。同時にリチウム流表面の安定性を $\pm 1 \text{ mm}$ 以内の精度で監視（モニタ）する技術も実証しており、すでに仕様要求を満たしているため、ELTLと同様の構成とする。熱交換システムはIFMIF中間工学設計報告書と同様に3次冷却の方式を採用する。純化設備についてはリチウム中の金属や酸素、炭素等を取り除くコールドトラップ、窒素を除去するホットトラップ、水素（重水素、トリチウムも含む）を取り込む水素トラップで構成されており、リチウムループ主循環系から分岐して常時純化が可能なシステムとする。また監視系については、液体リチウム中の酸素量変化を監視する

ためモニタ計器であるプラグング計をシステムに組み込む。

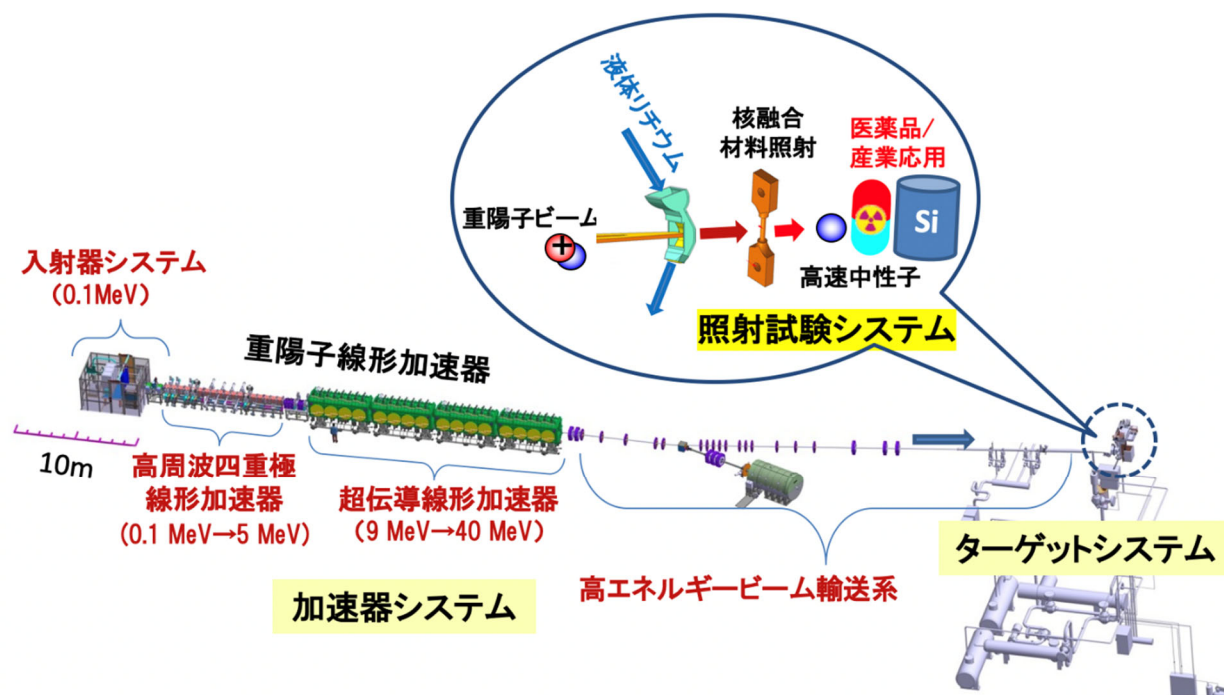


図2.3-1 A-FNS主要機器構成図

表2.3-1 A-FNSサブシステムの基本設計パラメータ

項目	A-FNS
加速器システム	加速ビーム:定常運転 D^+ ; ビーム試験用 H^+ 高周波リニアック1式で構成 175MHz CW出力モジュール 40MeV/125mAのビーム加速 ビームフットプリント:幅20cm、高5cm、 エネルギー:40 MeV / ± 0.5 MeV FWHM、 デューティ: CW (調整・起動時パルス)
ターゲットシステム	ジェットサイズ:厚0.025m、幅0.26m、流速:15m/s (10-20 m/s可変)、 ビーム照射前の温度250° C Li中不純物:トリチウム< 8 wppm, 初期4年間 N < 400 wppm, 4年以降<10wppm C, O <10 wppm ノズル/背面壁で1 μ m/年、その他の部位で50 μ m/30年
照射試験システム	ブランケット構造材料試験モジュール ブランケット機能材料試験モジュール ダイバータ機能材料試験モジュール 放射性腐食生成物試験モジュール トリチウム放出回収特性試験モジュール クリープ疲労試験モジュール ブランケット核特性試験モジュール 計測制御機器照射モジュール 中性子束計測モジュール 応用利用モジュール (4種類)

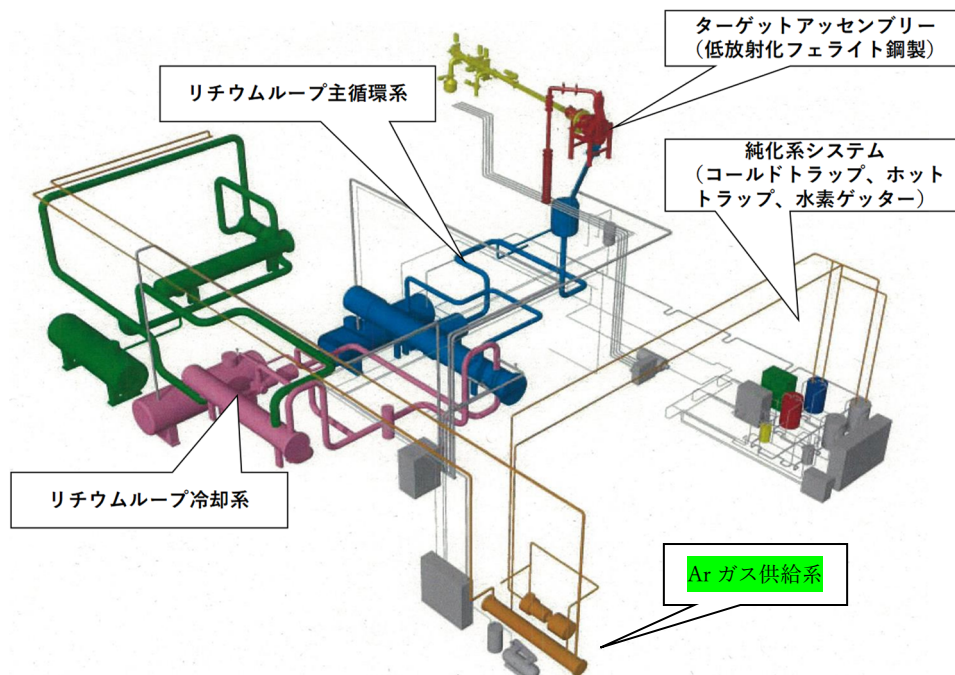


図2.3-2 ターゲットシステムの基本構成

A-FNSの照射利用計画は原型炉設計に必要な様々な照射試験を計画しており、その試験内容に合わせたモジュールを検討している（4.4 節参照）。試験システムは中性子発生から遮蔽壁・プラグ周辺までを主な領域とし、主にテストセル（モジュール含む）、アクセスセルで構成される。テストセルの基本的な要求仕様は以下の項目が挙げられる。

- ① 照射計画に必要な照射モジュールの設置が可能であること
- ② 照射モジュールの交換と照射試料の取出し、再装填、照射試験の輸送が可能であること
- ③ リチウムターゲット機器の交換が可能であること
- ④ 照射試験に必要なオンライン計測の設備を適切に設置すること
- ⑤ 照射に必要な電源ケーブル、制御ケーブル、冷却用ガス配管等を設置することが可能であること
- ⑥ セストセル内は中性子等による核発熱による温度上昇があるため、壁面を冷却できる構造とすること。
- ⑦ 液体リチウム漏洩に対し堅牢な構造とすること。
- ⑧ 運転中は負圧維持、停止中はアルゴン雰囲気に加圧するため気密性を保てる構造とすること。

材料照射試験は中性子照射後、試料を取り出し照射後試験施設（PIE 施設：第 4.6 節参照）に輸送し様々な材料試験を行うため、適切な取出し方法の検討と、テストセルから PIE 施設まで試験片を輸送する設備が必要となる（①と②）。低放射化フェライト鋼製のターゲットアセンブリのバックプレート直後の中性子平均フラックスは 6.0×10^{14} 個/cm²/秒であり、20 dpa/fpy 以上の中性子に曝されるためアセンブリ材料の健全性の観点から年 1 回程度の交換を想定している（③）。また周囲のコンクリート壁は核発熱するため適切な冷却が必要となる。（⑥）。トリチウム放出回収特性試験や計測制御機器照射モジュールはトリチウム回収量や計測機器性能のオンライン測定が必要である（④）。照射モジュール等は所定の温度で照射することが予想されるためヒータ等の電源設備やモニタのための制御ケーブルライン、冷却用ヘリウムガス配管等の引

き回しが必要となる(⑤)。またコンクリート壁に囲まれたテストセル内は、万が一ターゲットアセンブリから液体リチウムの漏洩が発生したとしても堅牢な構造が必要とされ(⑦)、運転中の負圧の維持及び停止中のアルゴン雰囲気加圧のため気密性を保てる構造でなければならない(⑧)。

A-FNS の全体構成を図 2.3-3 に示す。中性子・ガンマ線の遮蔽体の構成、トリチウム等の放射性物質の閉じ込め機能、動力系、制御系、冷却系、トリチウム処理系、ホット配管等のシステムが必要となる。ターゲット監視制御、Li ループ制御、照射試験制御、管理区域の放射線モニタ、排気系、遠隔保守/安全系と制御・監視、それらを一元的に管理する統合制御システムが必要となる。

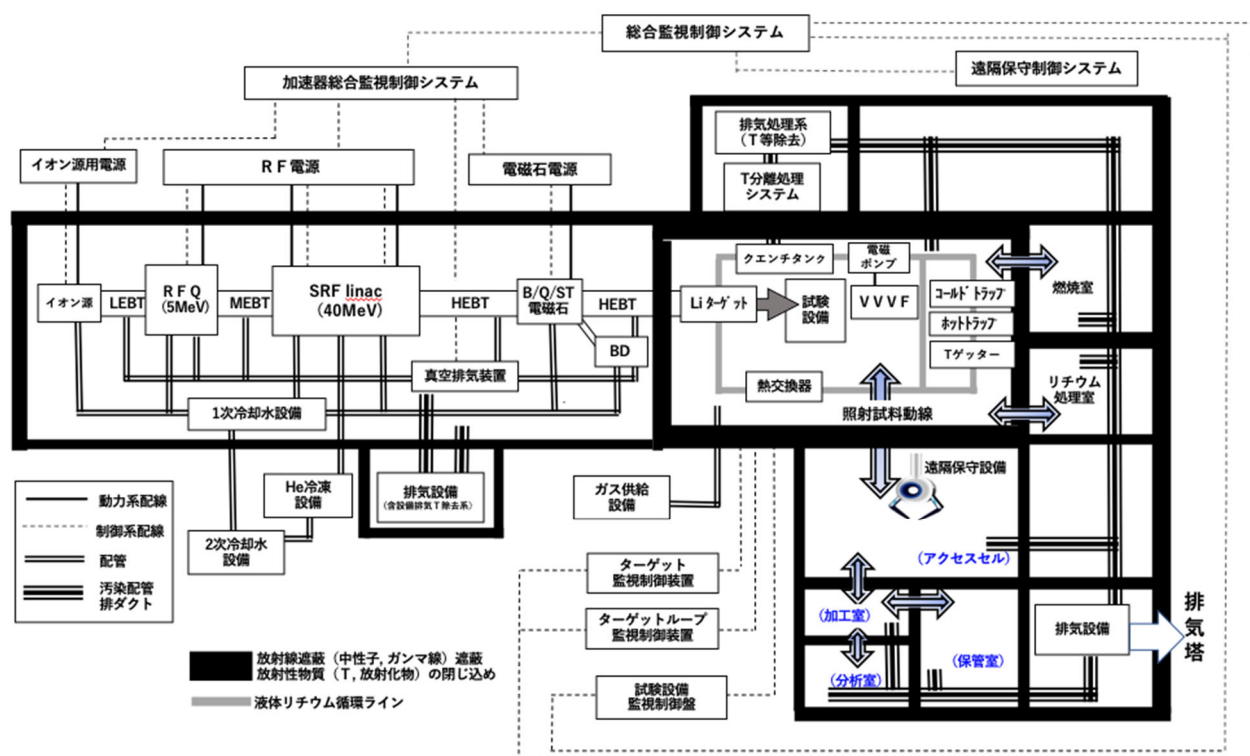


図 2.3-3 A-FNS 全体構成

2.4 全体スケジュール

本節では原型炉研究開発ロードマップに沿った A-FNS の設計期間から建設完了までの基本的なスケジュールを以下の期間(フェーズ)ごとに述べる。表 2.4-1 に全体スケジュールの概要を示し、以下にそれぞれの内容を説明する。

表 2.4-1 全体スケジュールの概要

フェーズ	期 間	概 要
概念設計	4年 2016~2019	A-FNSによる中性子源利用計画と計画に必要な施設設計要件、ならびにサブシステムの基本仕様について纏める。具体的なサイトを設定しインフラ整備の概念検討を含める。
工学設計	5年 2020~2024	工学設計期間では概念設計の内容を基本とし、具体的なサイト条件と法令に係る技術検討、機器・設備リスト、概念設計からの継続箇所の工程系統図（Process Flow Diagram: PFD）ならびに配線計装図（P&ID）を作成する。工学設計において必要なR&Dの実施も含む。
建設	5年 2025~2029	実施設計活動期間後にサイト造成を開始する。電力供給に関する整備（送電線の整備）、A-FNS本体棟ならびに関連棟の建屋竣工とサブシステム等の輸送、据付、調整等で計5年を想定する。

2.4.1 概念設計

概念設計期間では主に A-FNS による中性子源利用計画と計画に必要な全体設計の要件、ならびにサブシステムの基本仕様についてまとめた。A-FNS の概念設計は基本コンセプトや機器や設備の基本概念に加えて、具体的なサイトの条件検討も含めた。また施設全体の工期概要の検討を行った。概念設計期間は 2016 年度～2019 年度の 4 年間であった。

2.4.2 工学設計

工学設計期間では概念設計の内容を基本とし、具体的なサイト条件と法令に係る技術検討、機器・設備リスト、概念設計からの継続箇所の工程系統図（Process Flow Diagram: PFD）ならびに配線計装図（P&ID）を作成する。また設計に関するフィージビリティや設計精度の検証のための R&D も工学設計期間に実施する。サイト整備まで含めた施設全体のコストならびに建設手順詳細と工期詳細を明らかにする。工学設計期間は原型炉研究開発ロードマップにしたがい 2020 年度～2024 年度の 5 年間を目途とする。

2.4.3 建設期間

建設期間は機器および建屋、サイトの実施設計開始を起点とする。実施設計活動期間は 2 年間を目途とする。サイト造成を並行して開始する計画である。サイト造成期間は 1～2 年間を目途とする。実施設計活動期間中のサイト造成については埋蔵文化財調査、環境アセスメント、都市計画法、景観法等、造成に関する法令等の手続きを並行して完了させる必要がある。A-FNS 本体棟ならびに関連棟の建屋竣工までに 4 年間、サブシステム等の調整や試運転等に 1 年間が必要となり、建設期間は 2026 年度～2030 年度の 最短でも 5 年間は必要と考えられる。

2.5 年間運転計画

2.5.1 A-FNS の信頼性、可用性、保全性、検査性（RAMI）の要求

RAMI（信頼性、可用性、保全性、検査性）分析は、機器の運転と保守に対する機器設計の技術的なリスク管理のために使用される。A-FNS 施設に対する RAMI の目標は、可用性の観点で与えられる。A-FNS 施設の可用性の最終目標は、計画停止を除き年間 75%稼働し、照射モジュール位置で年間最大 10 dpa/fpy（照射実効体積 60 cc）を実現することにある。そのためには、サブシステムの固有の稼働率を検討し、メンテナンスの計画を確立しなければならない。

すでに、RAMI への要求については、IFMIF 中間工学設計報告書で検討しているので、A-FNS 施設においても同様の考えとする。IFMIF 中間工学設計報告書で示されているサブシステムの固有の可動率の目標値を表 2.5-1 に示す。機器の可動率の合計は 75%となる。

表 2.5-1 サブシステムの固有の可動率の目標値

施設	可動率
試験施設	96%
ターゲット施設	94%
加速器施設	87%
一般施設	98%
中央制御棟	98%
合計	75%

2.5.2 A-FNS の故障モード及び影響解析（FMEA）の要求

FMEA（Failure Modes and Effects Analysis; 故障モード及び影響解析）は、設計の不完全な点を見出すために、装置に起こりえる故障モード(状態)を予測し、その不具合による装置への影響を解析する手法である。信頼性が求められる設備や機器において、どの機器のどの部分に、どのような弱点をもっているかを系統的に検討し、致命的な欠陥を有する機器のコンポーネントを識別し、欠陥や弱点を等級別に整理し、必要に応じて部品の変更、回路や機構の改善など、設計を変更して、故障等を未然に防止することができるとされている。A-FNSにおいてもサブシステムごとにFMEAを実施し、機器の故障確率と部品交換頻度等を分析し、メンテナンス計画にフィードバックさせることが求められる。

2.5.3 年間運転計画とメンテナンス

A-FNSの定常運転における年間運転計画を以下に述べる。図2.5-1は検討した月毎の施設年間運転計画案を示す。

年度	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
	1/4期			2/4期			3/4期			4/4期		
中性子照射試験	照射期間			計画停止期間			照射期間			調整期間		
	照射運転			定期メンテナンス			照射運転					
	照射運転			定期メンテナンス			照射運転					
	照射運転			点検保守・ターゲット交換、モジュール交換			照射運転					
	定格（定期検査・保守含む）											

図2.5-1 定常運転の年間運転計画案

照射期間は年間を通して8カ月の24時間照射試験期間を見込む。照射の計画停止期間は年間4ヶ月を見込んでおり、停止期間時にメンテナンス、法令点検ならびにモジュール取出し、ターゲットアセンブリの交換等を行う。サブシステムの故障等によって照射期間が不足する場合は照射追加用の調整期間を約1ヶ月設ける。照射試験計画に合わせ、加速器システム、試験施設システムの定格運転を行う。調整期間は、計画停止期間の一部として取り扱うが、年間の照射計画が未達になる可能性がある場合、照射試験期間の裕度として設ける。照射後試験施設（PIE）は点検・保守を除き可能な限り利用することができるように施設の稼働率を最大にすることが望ましい。

以上のように、各機器には厳しい可動率の目標を課しており、計画停止を除いた合計の稼働率は75%となる。A-FNS施設を安全に運用し、75%の稼働率を実現するためには、定期的なメンテナンスと事前の部品交換等が必要であり、法令点検を含め最低でも3ヶ月程度を見込む必要がある。そのため計画停止を含めた年間の稼働率は約50%にならざるを得ない。A-FNSの安全性、信頼性を確保するためには、RAMI分析とFMEAを実施し、効率的なメンテナンス計画や方法、ターゲットアセンブリや照射モジュールの交換シナリオを最適化する必要がある。

参考文献

- [2-1] THE INTERNATIONAL FUSION MATERIALS IRRADIATION FACILITY INTERMEDIATE ENGINEERING DESIGN REPORTS The IFMIF/EVEDA Integrated Project Team.
- [2-2] IFMIF Comprehensive Design Report IFMIF International Team.

3 施設全体設計

3.1 概要

本章ではA-FNSの建屋（以下「A-FNS本体棟」という。）及びA-FNSに付設されている関連建屋及び設備等に関する立地条件の整理（敷地（サイト）造成、構内道路、棟配置計画）について記述し、法令等に基づいたA-FNS本体棟の基本条件、サイトの受電計画、給水・排水計画、機械・空調計画を記述し、サイト全体の監視・制御ならびに安全について記述する。

3.2 適用法令の整理

A-FNS並びにA-FNSサイト内に設置される設備に対して適用される可能性が考えられる法規類については、既存加速器施設や化学プラントの事例に基づき検討した。法律、政令、省令、告示ごとに分類整理した法体系を表3.2-1に示す。主な法律は以下のものが想定される。

- ・ 都市計画法
- ・ 建築基準法
- ・ 消防法
- ・ 高圧ガス保安法
- ・ 放射性同位元素等の規制に関する法律
- ・ 電波法
- ・ 労働安全衛生法
- ・ 環境影響評価法（環境アセスメント）

また、六ヶ所村に建設される場合は、上記の法律に加え、下記の開発指導要領が考慮される。

- ・ 六ヶ所村開発指導要綱（平成25年1月21日）

A-FNSでは放射線発生装置が設置され、放射線や放射性物質を発生する施設であるため、「原子力基本法」が適用される。しかしながら、核原料物質及び核燃料物質の取り扱い並びに原子炉の利用は行われなため、「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）は適用されず、「放射性同位元素等の規制に関する法律」（以下「RI法」という）が適用されることになる。従って、A-FNSの建設に当たっては、RI法に基づき許可申請を行い、基準への適合性を確認するための審査が規制当局により行われることになる。この審査で、技術基準への適合性が確認されれば許可が得られ、規制当局による施設検査に合格した後に使用できることになる。

今後は設計の進捗に合わせて、具体的な適用条項を詳細に検討していく必要がある。

表3.2-1 A-FNS施設並びにA-FNS施設内に設置される設備に係わる法令体系

法律	政令	規則	告示
原子力基本法 (昭 30. 法 186)	核燃料物質、核原料物質、 原子炉及び放射線の定義に 関する政令 (昭 32. 政令 325)		
放射性同位元素等の規制に関 する法律 (昭 32. 法 167)	放射性同位元素等の規制に 関する法律施行令 (昭 35. 政令 259)	放射性同位元素等の規制に 関する法律施行規則 (昭 35. 総令 56)	放射線を放出する同位元素の数量 等を定める件 (平 12. 科告 5)
		放射性同位元素等車両運搬 規則 (昭 52. 運令 33)	放射性同位元素等の工場又は事業 所における運搬に関する技術上の 基準に係る細目等を定める告示 (昭 56. 科告 10)
		放射性同位元素等の事業所 外運搬に係る危険時におけ る措置に関する規則 (昭 56. 運令 22)	放射性同位元素等の工場又は事業 所の外における運搬に関する技術 上の基準に係る細目等を定める告 示 (平 2. 科告 7)
原子力損害の賠償に関する法 律 (昭 36. 法 147)	原子力損害の賠償に関する 法律施行令 (昭 37. 政令 44)	原子力損害の賠償に関する 法律施行規則 (昭 37. 総令 5)	
原子力損害賠償補償契約に関 する法律 (昭 36. 法 148)	原子力損害賠償補償契約に 関する法律施行令 (昭 37. 政令 45)		
放射線障害防止の技術的基準 に関する法律 (昭 33. 法 162)			
労働安全衛生法 (昭 47. 法 57)	労働安全衛生法施行令 (昭 47. 政令 318)	労働安全衛生規則 (昭 47. 労令 32)	プレス機械又はシャーの安全装置 構造規格 (昭 53. 労告 102)
		ボイラー及び圧力容器安全 規則 (昭 47. 労令 33)	電気機械器具防爆構造規格 (昭 44. 労告 16)
		クレーン等安全規則 (昭 47. 労令 34)	クレーン又は移動式クレーンの過 負荷防止装置構造規格 (昭 47. 労告 81)
		有機溶剤中毒予防規則 (昭 47. 労令 36)	動力プレス機械構造規格 (昭 52. 労告 116)
		電離放射線障害防止規則 (昭 47. 労令 41)	ボイラー構造規格 (平 15. 厚告 197)
		酸素欠乏症等防止規則 (昭 47. 労令 42)	小型ボイラー及び小型圧力容器構 造規格 (昭 50. 労告 84)
		粉じん障害防止規則 (昭 54. 労令 18)	簡易ボイラー等構造規格 (昭 50. 労告 65)
		機械等検定規則 (昭 47. 労令 45)	圧力容器構造規格 (平 15. 厚告 196)
		事務所衛生基準規則 (昭 47. 労令 43)	クレーン構造規格 (平 7. 労告 134)
		特定化学物質障害予防規則 (昭 47. 労令 39)	移動式クレーン構造規格 (平 7. 労告 135)
		鉛中毒予防規則 (昭 47. 労令 37)	デリック構造規格 (昭 37. 労告 55)
		ゴンドラ安全規則 (昭 47. 労令 35)	エレベータ構造規格 (平 5. 労告 91)
			簡易リフト構造規格 (昭 37. 労告 57)
			建設用リフト構造規格 (昭 37. 労告 58)
			ボイラー及び第 1 種圧力容器の製 造許可基準 (昭 47. 労告 75)
			クレーン等製造許可基準 (昭 47. 労告 76)
			ゴンドラ構造規格 (平 6. 労告 26)

労働基準法 (昭 22. 法律 49)		労働基準法施行規則 (昭 22. 厚令 23)	労働基準法施行規則別表第 1 の年少者労働基準規則第八条第三十三号の業務に係る使用者が講ずべき個別的措置の基準第五項、第六項及び第七項の規定に基づく有害性が高度、中度、低度な有害物(昭 35. 労告 1)
高圧ガス保安法 (昭 26. 法 204)	高圧ガス保安法施行令 (平 9. 政令 20)	容器保安規則 (昭 41. 通令 50)	製造施設の位置を、構造及び設備並びに製造の方法等に関する技術基準の細目を定める告示 (昭 50. 通告 291)
		冷凍保安規則 (昭 41. 通令 51)	高圧ガス設備等の耐震性能を定める告示(平 30. 経告 220)
		液化石油ガス保安規則 (昭 41. 通令 52)	
		一般高圧ガス保安規則 (昭 41. 通令 53)	
		コンビナート等保安規則 (昭 61. 通令 88)	
		特定設備検査規則 (昭 51. 通令 4)	
消防法 (昭 23. 法 186)	消防法施行令 (昭 36. 政 37)	消防法施行規則 (昭 36. 自令 6)	
	危険物の規制に関する政令 (昭 34. 政令 306)	危険物の規制に関する規則 (昭 34. 総令 55)	危険物の規制に関する技術上の基準の細目を定める告示 (昭 49. 自告 99)
電気事業法 (昭 39. 法 170)	電気事業法施行令 (昭 40. 政令 206)	電気事業法施行規則 (平 7. 通令 77)	
		電気設備に関する技術基準を定める省令 (平 9. 通令 52)	
電波法 (昭 25. 法 131)	電波法施行令 (平 13. 政令 245)	電波法施行規則 (昭 25. 電波監理委員会規則 14)	
		無線設備規則 (昭 25. 電波監理委員会規則 18)	
建築基準法 (昭 25. 法 201)	建築基準法施行令 (昭 25. 政令 338)	建築基準法施行規則 (昭 25. 建令 40)	
工場立地法 (昭 34. 法 24)	工場立地法施行令 (昭 49. 政令 29)	工場立地法施行規則 (昭 49. 大・厚・農・通・運令 1)	
航空法 (昭 27. 法 231)	航空法施行令 (昭 27. 政令 421)	航空法施行規則 (昭 27. 運令 56)	
港湾法 (昭 25. 法 218)	港湾法施行令 (昭 26. 政令 4)	港湾法施行規則 (昭 26. 運令 98)	
農地法 (昭 27. 法 229)	農地法施行令 (昭 27. 政令 445)	農地法施行規則 (昭 27. 農令 79)	
海岸法 (昭 31. 法 101)	海岸法施行令 (昭 31. 政令 332)	海岸法施行規則 (昭 31. 農・運・建・令 1)	
道路法 (昭 27. 法 180)	道路法施行令 (昭 27. 政令 479)	道路法施行規則 (昭 27. 建令 25)	
都市計画法 (昭 43. 法 100)	都市計画法施行令 (昭 44. 政令 158)	都市計画法施行規則 (昭 44. 建令 49)	
港則法 (昭 23. 法 174)	港則法施行令 (昭 40. 政令 219)	港則法施行規則 (昭 23. 運令 29)	
環境基本法 (平 5. 法 91)			
環境影響評価法 (平 9 法 81)	環境影響評価法施行令 (平 9 政令 346)	環境影響評価法施行規則 (平 10 総 37)	
大気汚染防止法 (昭 43. 法 97)	大気汚染防止法施行令 (昭 43. 政令 329)	大気汚染防止法施行規則 (昭 46. 厚・通令 1)	
水質汚濁防止法 (昭 45. 法律 138)	水質汚濁防止法施行令 (昭 46. 政令 188)	水質汚濁防止法施行規則 (昭 46. 総・通令 2)	

廃棄物の処理及び清掃に関する法律 (昭 45. 法 137)	廃棄物の処理及び清掃に関する法律施行令 (昭 46. 政令 300)	廃棄物の処理及び清掃に関する法律施行規則 (昭 46. 厚令 35)	
悪臭防止法 (昭 46. 法 91)	悪臭防止法施行令 (昭 47. 政令 207)	悪臭防止法施行規則 (昭 47. 総令 39)	
振動規制法 (昭 51. 法 64)	振動規制法施行令 (昭 51. 政令 280)	振動規制法施行規則 (昭 51. 総令 58)	
騒音規制法 (昭 43. 法 98)	騒音規制法施行令 (昭 43. 政令 324)	騒音規制法施行規則 (昭 46. 厚・農・通・運・建令 1)	
海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律 (昭 45. 法 136)	海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律施行令 (昭 46. 政令 201)	海洋汚染等及び海上災害の防止に関する法律施行規則 (昭 46. 運令 38)	
毒物及び劇物取締法 (昭 25. 法律 303)	毒物及び劇物取締法施行令 (昭 30. 政令 261)	毒物及び劇物取締法施行規則 (昭 26. 厚令 4)	
災害対策基本法 (昭 36. 法 223)	災害対策基本法施行令 (昭 37. 政令 288)		
原子力災害対策特別措置法 (平 11 法 156)	原子力災害対策特別措置法施行令 (平 12 政令 195)		
石油コンビナート等災害防止法 (昭 50. 法 84)	石油コンビナート等災害防止法施行令 (昭 51. 政令 129)	石油コンビナート等における特定防災施設等及び防災組織等に関する省令 (昭 51. 自令 17)	
工業用水法 (昭 31. 法 146)	工業用水法施行令 (昭 32. 政令 142)	工業用水法施行規則 (昭 32. 通令 22)	
河川法 (昭 39. 法 167)	河川法施行令 (昭 40. 政令 14)	河川法施行規則 (昭 40. 建令 7)	
計量法 (平 4. 法 51)	計量法施行令 (平 5. 政令 329)	計量法施行規則 (平 5. 通令 69)	
作業環境測定法 (昭 50. 法 28)	作業環境測定法施行令 (昭 50. 政令 244)	作業環境測定法施行規則 (昭 50. 労令 20)	

3.3 立地条件の整理

3.3.1 サイト

A-FNS サイトは、六ヶ所核融合研究所に隣接する南側の敷地を候補地として検討している。図 3.3.1-1 の黄色部分は量研で A-FNS の建設候補地としているエリアである。敷地の妥当性については、A-FNS に関連する建屋、設備の必要建屋面積ならびに該当する法令に沿って最適化を図る。また、A-FNS サイトと六ヶ所核融合研究所についてはひとつの事業所であることを前提とする。

3.3.2 敷地造成

A-FNS 本体棟は放射線遮蔽の観点並びにリチウムループの構造上、地階構造とする。地階構造は最深 30 m の深さとなるため残土が極力少なくなるように地形の勾配及び盛り土を利用し、残土を軽減して造成可能な計画を立てることとする。

3.3.3 道路

サイト内の道路については A-FNS 本体棟を始めとする各建屋と設備の建設並びに機器等の搬入搬出に十分な道路スペースを確保する。また、A-FNS サイト完成後は常駐者並びに外来者も併せて普通車 500 台が収容可能な駐車スペースを検討するため、円滑な車移動が可能な道路整備を行うこととする。



図 3.3.1-1 六ヶ所核融合研究所と A-FNS サイト候補地の位置関係（黄色が A-FNS サイト候補地）

3.3.4 棟配置計画

A-FNS サイト内の棟配置計画を立てるにあたり、始めに A-FNS 施設に関わる常駐人員数を検討した。表 3.3.4-1 は A-FNS に必要な常駐人員の内訳を示す。六ヶ所核融合研究所ならびに那珂核融合研究所の施設規模を参考に運転や保守に必要な人員の評価の結果から常駐者数を約 400 名/日と試算し、その A-FNS 本体棟とその関連施設ならびに常駐者のワークスペースや居室も含めて必要な建屋等を検討し、その配置計画を行った。表 3.3.4-2 に A-FNS サイトに必要な建屋等の検討結果を、図 3.3.4-1 にサイト内建屋配置結果を示す。

表 3.3.4-1 A-FNS に必要な常駐人員の内訳

A-FNSに必要な人員（既存の六ヶ所研は含まない）

給水：工水 1500 m ³ /d・上水 40 m ³ /d、使用全電力：60MVA		
	人数	内訳
研究職	110	核融合工学（40）、加速器関連（20）、ターゲット（20）、応用利用（30）
技術管理職	85	保安管理（25）、工務（25）、技術（25）、IT・情報（10）他
事務職等	75	庶務・企画（30）、経理・契約（15）、広報（5）、ユーザーズオフィス（5）、国際（5）、食堂・売店職員、保育士、運転手、保健師、他（15）
国内ユーザー	80	大学（40）、外部研究機関（20）、メーカー（20）
国際ユーザー	40	大学（20）、研究機関（20）
その他	10/日	来客等
合計	400	1日の常駐者を400名程度で想定

表 3.3.4-2 A-FNS サイトに必要な建屋等の検討結果

[illegible]

3.4 A-FNS 本体棟

3.4.1 概要

3.4 節は核融合中性子源 A-FNS の本体棟に関する建屋条件について記述する。A-FNS 本体棟は「加速器エリア」、「試験エリア」ならびに「照射後試験 (PIE) エリア」の 3 つのエリアで構成される。地下 3 階地上 3 階建てであり、本体棟の延床面積は 43,000 m² となり A-FNS サイトで最も大きい建屋となる。中性子源と加速器の位置は敷地境界領域における放射線線量の低減を考慮し地下に設置し、A-FNS サイトのほぼ中央にすることとした。使用電力量は本体棟のみで約 60 MVA であるが、既設の六ヶ所核融合研究所の電力設備 30 MVA があるため、六ヶ所核融合研究所と合わせたサイト全体で 90 MVA の電力まで使用可能とする。最大使用水量は一日当たり 1500 m³ となる。PIE エリアの設計条件の詳細は 4.6 節に記述する。

3.4.2 A-FNS 本体棟の耐震設計に対する考え方

原子炉等規制法の体系では、耐震設計に関する具体的な規定があるが、RI 法体系では具体的な規定は見られない。例えば、原子炉等規制法体系の「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」では、「第四条 地震による損傷の防止」で耐震設計要求が記載されている。RI 法体系でも大量に放射性物質を取り扱う施設では、公衆に対する安全を図るため、耐震設計を考慮する必要があると考えられる。放射性同位元素等の規制に関する法律施行規則の「第十四条の七 使用施設の基準」で、RI 使用施設は地崩れ及び浸水のおそれの少ない場所に設置することが規定されており、この規定の延長線として耐震設計を読みとるものと考えられる。例えば、「トリチウム大量取扱施設安全審査専門家検討会報告書」（昭和 60 年 8 月科技庁）では、安全対策に係る指針 2（自然災害に対する考慮）の解説の中で、「使用施設及び貯蔵施設においては、その取扱量に応じて、施設建物の耐震性を確保するものとする」とされている。A-FNS には RI 法体系が適用されることが考えられるが、ここでは原子炉施設に対する下記の耐震設計の指針である「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成 18 年 9 月 19 日原子力安全委員会決定）（以下「耐震設計指針」と記す）を準用して A-FNS 本体棟の耐震性を予備的に評価する。

耐震設計指針で規定している耐震重要度分類は下記のとおりである。

S クラス： 自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの

B クラス： 上記において、影響が比較的小さいもの

C クラス： S クラス、B クラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの

A-FNS は放射線発生施設及び RI 製造施設としての認可を想定しているため耐震重要度分類クラス B での建屋とした。建屋構造は主に RC（鉄筋コンクリート）構造であり、構造上軽量化が必要な箇所においては S（鉄骨）構造を採用する。ただし、今後詳細に検討する敷地境界までの距離、サイト選定やサイト内での配置検討、Be-7 や H-3 以外の核種による被ばく線量の重畳等の評価によっては、S クラスとして設計検討を進める方が適切であると判断することも考えられる。

3.4.3 A-FNS 本体棟の設計

IFMIF 中間設計報告書をもとに A-FNS 本体棟を検討した。A-FNS 本体棟の平面概念図を図 3.4.3-1 に、垂直概念図を図 3.4.3-2 に示す。また、図 3.4.3-3 には A-FNS 本体棟内部のレイアウトを示す。A-FNS 本体棟は主に加速器エリア、試験エリア及び照射後試験エリア（PIE）の 3 つのエリアで構成されており、それらのエリアは本体棟と一体（照射後試験施設のエリアについては電源系や空調系を本体棟から分離する可能性もある）とする。A-FNS 本体棟は地下 3 階地上 3 階建てで、長さ約 195 m、最大幅約 112 m、地上からの地下深さ約 30m、地上からの最大高さ約 18 m で、延べ床面積 43,000 m² と想定している。放射線遮蔽とリチウムターゲット&ループの構造の観点から加速器エリアと試験エリアは地階構造である。

使用電力は IFMIF の中間設計報告書から加速器 1 台分の運転に必要な電気を省いた値が 57.7 MVA であることから 60 MVA の供給が必要となる。ただし、A-FNS は PIE 施設を付設することを計画しているため、PIE の消費電力や照射モジュールに必要な電力等を今後追加して積算する必要がある。

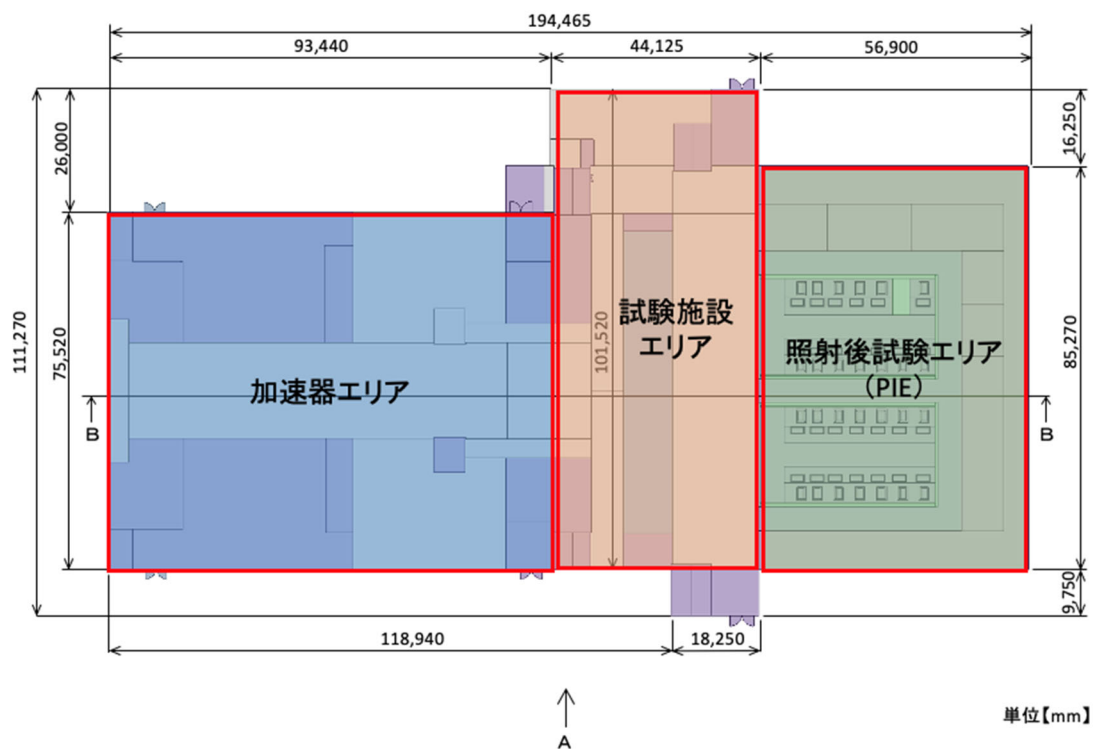
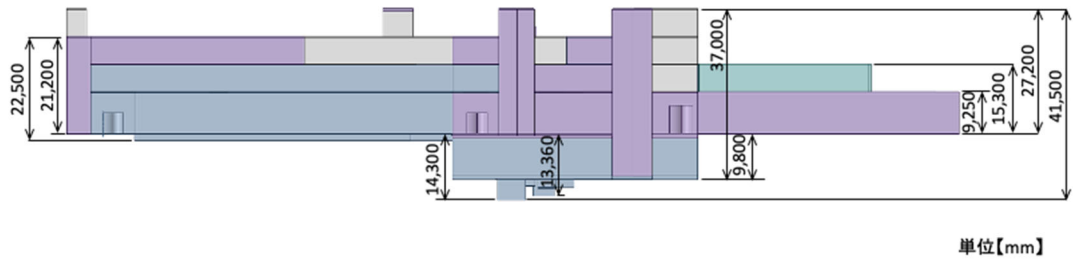


図 3.4.3-1 A-FNS 本体棟平面寸法概念

建屋外形寸法(立面 A矢視)



階層レベル寸法(断面 B-B矢視)

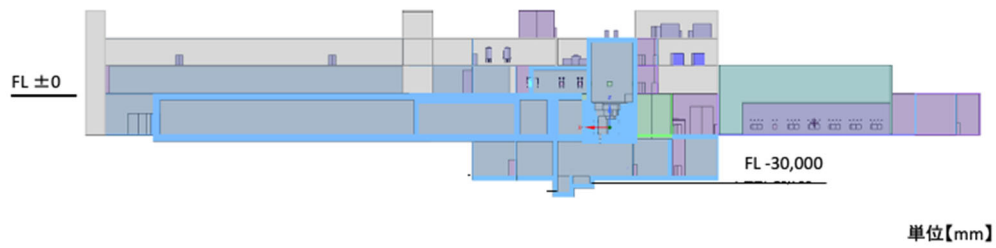


図 3.4.3-2 A-FNS 本体棟垂直概念

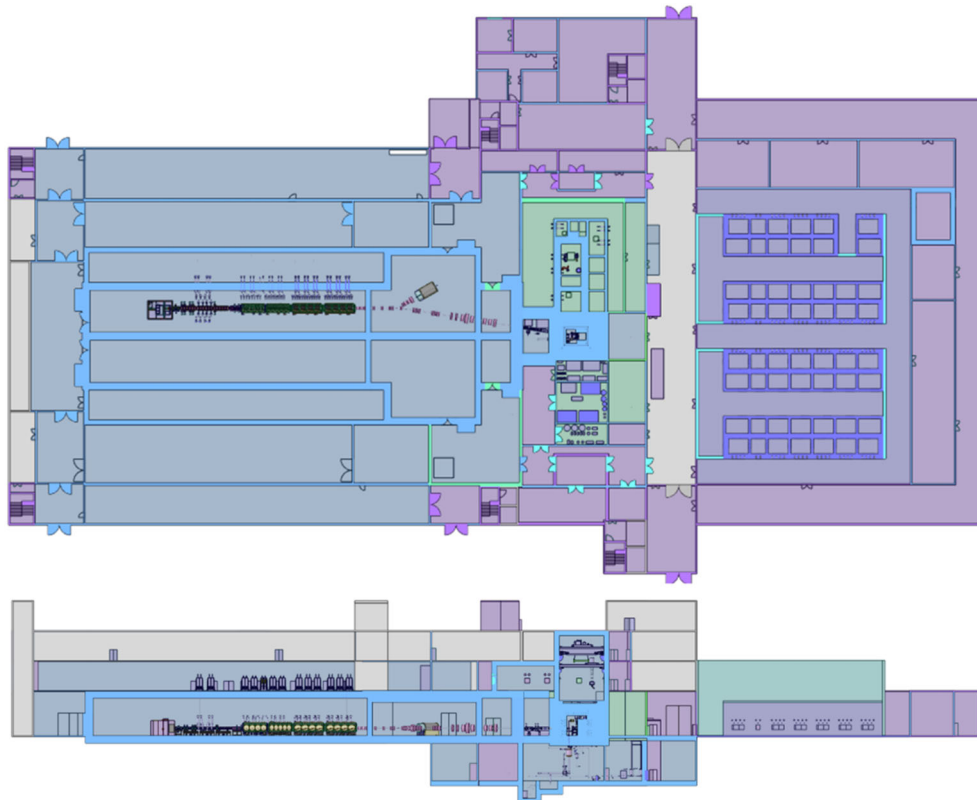


図 3.4.3-3 A-FNS 本体棟平面と各機器のレイアウト

表 3.4.3-1 に A-FNS 本体棟建屋の基本条件を纏める。

表 3.4.3-2 に各エリアの階層における必要な設備等を示す。地下の加速器エリアには加速器本体とそれに関わる機器設備が設置される。加速器の組立、定期メンテナンスあるいは故障時の復旧作業を能率よく対応させるために、地下エリアは十分なスペースを確保することが必要であるため、加速器 2 台分が収納可能なスペースを確保し、1 台分のスペースは加速器を組み立て調整・試験を行うためのエリアとする。これはこれまでの六ヶ所核融合研究所における IFMIF/EVEDA 原型加速器試験での経験において、機器の組み立てスペースが確保されていなかったため非常に苦労したことに基づくものであり、十分な広さを持つ組み立てエリアが不可欠である。試験エリアはターゲットシステム、テストセルと関連するシステム、アクセスセル、遠隔保守システム、遮蔽設備等、多種の機器や設備が設置される。IFMIF では垂直方向からの遠隔層操作を検討したが、A-FNS では、照射利用項目の増加、応用利用に係る設備の検討、ターゲット交換技術の再検討から水平引き抜きによるテストセルとアクセスセルの設計にも対応できるように空間を確保する。照射後試験施設エリアは建設面積約 6000 m² 程度であり、1 F に試料に関するホットセル設備がある操作室と実験・分析エリア、試料等の保管エリア及び非管理区域で構成される。試験エリアと照射後試験エリアは建屋構造一体とするが、ホット空調システムは PIE ユーティリティエリアに独立に設ける。

表 3.4.3-1 A-FNS 本体棟建屋の基本条件

項目	概要	備考
建屋構造	地階構造 地下 3 階から 3 階で延床面積は 43,000 m ² 加速器エリア、試験エリア、照射後試験 エリア (PIE) で本体棟とする。	空調は加速器、試験、 照射後試験で別空調を 基本とする。
耐震重要度分類	クラス B	
建屋構造	RC (鉄筋コンクリート) 構造 又は S (鉄骨) 構造	
使用電力量	57.7 MVA (最大 60 MVA)	PIE、試験施設は別途消 費電力の算定が必要
使用水量	2 次冷却水 1500 m ³ /日 (工業用水)	

表 3.4.3-2 各エリアの階層における必要な機器と区域

エリア	階	必要な機器とエリア
加速器エリア	B1F	加速器本体（イオン源、LEBT、RFQ、MEBT、SRF、BD、HEBT 他）、1 次冷却設備、機材・設備の搬出入スペース、メンテナンススペース、機器一時保管スペース、ターゲット表面診断システムスペース、真空設備、ターゲットアッセンブリーメンテナンスエリア、ケーブル、配管、空調ダクト 等
	1F	高周波電源設備、高圧電源設備制御機器、機材・設備の搬出入スペース、ケーブル、配管 他
	2F	電源設備、HVAC 設備、ケーブル、配管、空調ダクトスペース、機材・設備の搬出入スペース 他
試験エリア	B3F ～ B1F	リチウムターゲットループシステム（ダンプタンク、電磁ポンプ、配管、計器、他）、照射オンライン配管、ターゲットアッセンブリー一式、クエンチタンク、テストセル内機器、アクセスセル、試験モジュール取扱いセル、遮蔽壁、遮蔽体、電源設備、冷却設備、ガス設備、消火設備 他
	1F	アクセスセル、汚染検査室 他
	2F	ホット機械室（Nuclear HVAC フィルタ）エリア 他
	3F	ホット機械室（Nuclear HVAC ブロア）エリア 他
照射後試験 エリア	1F	ホットセル、操作室、低レベル廃棄物保管エリア、ホット実験エリア、ホット分析エリア、汚染検査室、非管理区域（監視制御室、ユーティリティエリア、更衣室、事務エリア）

3.5 受電計画

A-FNSの受電計画について述べる。A-FNSは六ヶ所核融合研究所の事業として運営することを前提とするため、六ヶ所核融合研究所とA-FNSサイトを一元化した新規の受電設備が必要となる。現在の六ヶ所核融合研究所の受電設備は東北電力ネットワーク株式会社の六ヶ所変電所からの66 kV送電を利用した30 MVAの受電設備である。A-FNSでは加速器システム1式、液体リチウムターゲットシステムの運用を考えているため、60 MVAの利用を計画している。そのため既設の六ヶ所核融合研究所の受電容量と合わせて90 MVAの新特高受電所の設備が必要となる。図3.5-1にこれまでに検討したA-FNSサイトを含む新特高受変電計画の概要を示す。特高二回線、最大電圧変動率±7%の条件で受電する。

受電計画の検討に先立ち、東北電力ネットワーク株式会社に供給設備の検討を依頼した。154 kV供給と66 kV供給の優位性を比較検討した結果、66 kV供給が合理的であるとした回答を得た。六ヶ所変電所からの154 kV供給ラインが、日本原燃の再処理施設の専用ラインとなっており、154 kV供給ラインを使うためには六ヶ所変電所の大幅な増力工事と特高送電線、高圧鉄塔が別途必要になることに加え、工期が94ヶ月かかると試算された。一方、66 kV供給ラインの場合は変電所の増力コストを最小限に抑え、工期も36ヶ月まで短縮することが可能であることが示された。そのため、現在のA-FNSの受電計画においては66 kV受電でも電力容量ができることが示されたため、66 kV受電を主案として検討を進める。ただし今後の検討において、将来の拡張性や使用する機器の電力容量が大幅に増加すると判断した場合は、154 kV受電の可能性を検討す

る。

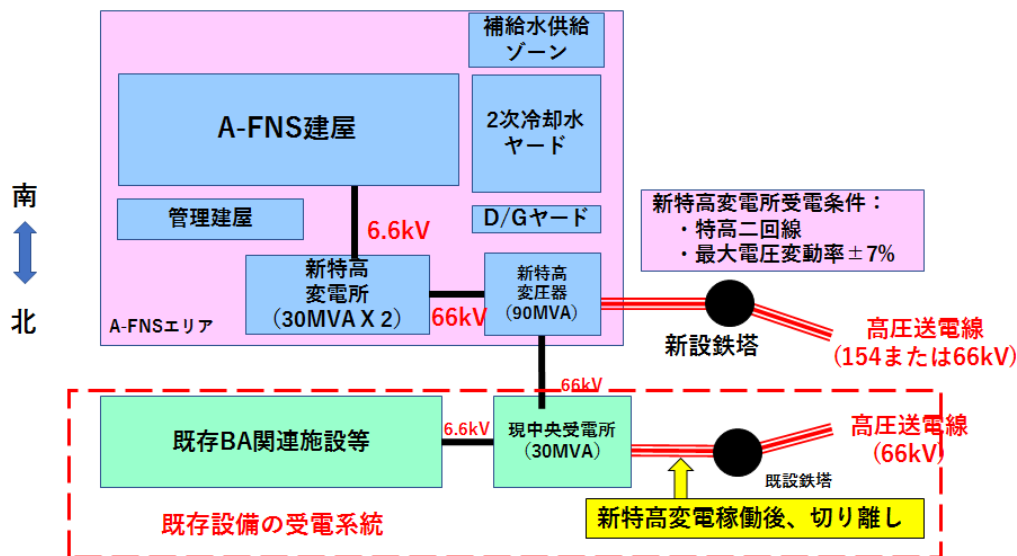


図3.5-1 A-FNSサイトを含む六ヶ所核融合研究所の新特高受変電計画

3.6 給水計画

A-FNS サイトの給水計画について述べる。給水については、(1) 六ヶ所村が供給する工業用水を使う、(2) 鷹架沼からの取水を行う、(3) 井戸を掘る、の3方式を検討した。運用年数30年間とし、トータルコスト、メンテナンス、水質等を総合的に評価した結果、六ヶ所村から上水及び工業用水を受水し、A-FNS施設の各建屋及び設備等に供給する方式が一番適していると判断し、本方式を採用することとした。

A-FNS サイトの屋内に上水受水槽等、地下に工業用水受水槽を設ける。A-FNS 本体棟ならびに関係する建屋の工水、上水の使用量を以下に記述する。A-FNS 本体棟は IFMIF で想定する使用量を参考に約 1,000 m³と算出した。その他関連する施設等の使用水量を最大 500 m³/日と想定し、最大 1500 m³/日の工水の使用量とした。上水については常駐者を 400 名の想定から 40 m³/日とした。A-FNS だけで 1,500 m³/日の工業用水を確保するためには、現在の六ヶ所村の工業用水の供給能力(2,500m³/日、すでに 1,500 m³/日を企業に供給中)では不足するため、新規に工業用水用の取水設備(ポンプ場と井戸)を水源に増設する必要がある。六ヶ所村の試算によれば、調査検討、長期事業計画作成、設備設計、工事期間を合わせ約 6 年かかるとされた。そのため、A-FNS の建設判断がされた場合は直ちに検討に着手する必要がある。

また消防水利と工業用水を併用も可能とすることとした。既設の六ヶ所核融合研究所では、上水・工水用 100 A と消防水利用 150 A にて六ヶ所村から水の供給を受けている。100 A の供給水の引き込みでは A-FNS 計画にて想定される水量を確保することが困難であるため、新たに給排水配管を敷設することを検討している。

3.7 排水計画

A-FNS施設全体の各建屋及び設備等からの生活排水及び実験排水を管理する。六ヶ所核融合研究所では、サイト内の側溝から出た雨水についてはそのまま排水管を通し鷹架沼に放出し、生活排水及び実験排水につ

いては、合併浄化槽での処理を介して、排水管を通し鷹架沼に放出している。放射性の排水と化学薬品を含む排水については、法令基準以下に希釈し pH 管理・中和を確認した上で放出している。A-FNS についても同様な措置を講じ、各実験施設から排出する排水は、生活排水、実験排水、雨水排水の 3 系統に分け、このうち生活排水、実験排水は一般排水処理設備及び合併浄化槽で処理する。排水処理施設で処理した排水は、水質監視を行い法令で定める値以下であることを確認して既設放流管に接続あるいは新設し、既設の六ヶ所核融合研究所の排水と同様に、実験排水は放射性同位体を含む可能性があるほか、リチウム等の混入によりアルカリ性を呈する可能性を有するため、中和したのちに法令基準以下まで希釈し、放射性同位体濃度についても希釈の上、充分な管理の元、排水処理施設で処理したのちに鷹架沼に放流する。1 日の排水処理量は最大約 1,600 m³/日となる。A-FNS サイト排水処理設備フロー概念図を図 3.7-1 に示す。放射線管理区域から排出される放射性物質を含む実験排水については、各棟において処理されたのちに実験排水系統に排出することになる。第 4 章の放射化物管理の節においても後述するが、A-FNS から出る放射性廃液を全て希釈して排出しようとする、供給水の給水能力以上の水量で希釈しなければならないことがわかっており、希釈するためには海洋放出しか方法がないことがわかった。海洋放出を避けるため、放射性廃液はバッチ処理とし、低濃度の廃液のみを希釈して排水管を通し鷹架沼に放出することを検討している。

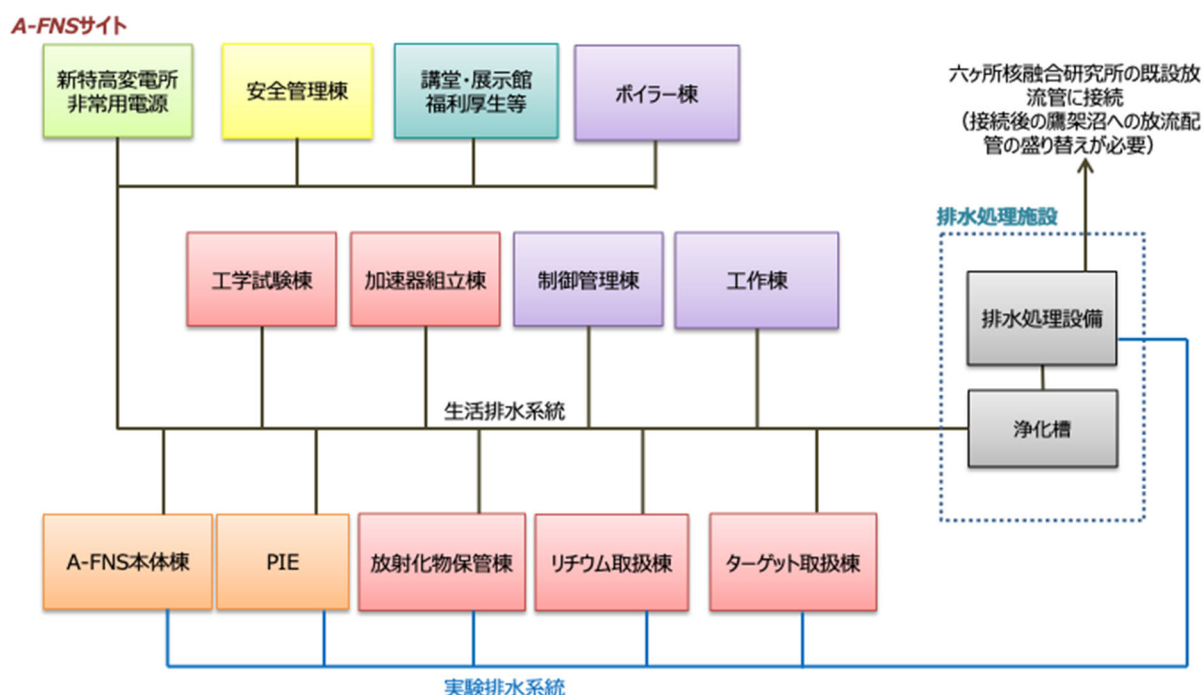


図 3.7-1 A-FNS サイト排水処理設備フロー概念図

3.8 機械・空調計画

A-FNS 本体棟の空調換気設備に関する一般的な基本的な条件を述べる。なおトリチウム処理システムに関するシステムについては別途 3.9 節で述べる。

3.8.1 システム機能

空調換気設備には次の機能が要求される。

(1) 外気処理

施設、装置に供給する外気は、機器の安全性を確保するため外気中に含まれる粉塵及び塩分粒子等をフィルタ等により除去し、定められた給気量を確保する。

(2) 排気処理

施設外部環境へ放出する排気は、放射性物質を十分に除去できる高性能フィルタ等を介して行い、建屋から排出される排気中の放射性物質希釈のため、定められた排気量を確保する。

(3) 負圧維持

放射性物質の施設外部への漏えいを防止するため、管理区域内の気圧を大気圧に対して負圧となるように維持する。

(4) 温度、湿度環境の維持

施設内における作業等及び設備機器等に対し、適切な温度、湿度環境を維持する。

施設内で取扱う材料のため（リチウムのような液体金属、その中の空気や湿気と反応する可能性があるリチウムループ領域）、運転中いくつかの部屋は不活性ガス雰囲気（アルゴン）に保たれる。希ガス環境の純度の供給と制御は、サービスガスシステム（SGS）の範囲に含まれる。

空調換気設備は、アルゴン浄化装置によって制御されるアルゴン供給及び浄化システムと連動して、メンテナンス目的のための「切替モード」操作の要求に応じて、対象となる部屋に空気／アルゴンを供給する。

これらの機能を持つよう空調換気の機器構成設計を行い、詳細を確定する。管理区域内で想定される作業内容に応じて、個別にグローブボックスなどの局所排気設備を設置することが考えられるため、今後設置する機器を明確にする必要がある。

3.8.2 システム基本構成

管理区域及び非管理区域における空調系統の基本的な機器構成を以下に示す。

(1) 管理区域

管理区域に関する負圧維持のため、差圧発信機からの信号により負圧調整用ダンパを自動操作して供給風量を制御することにより行う。また、排気量維持のため、排気系の排気風量発信機からの信号を基に、排気量調整用ダンパを自動制御し、排気量の調整を行う。

給気系統及び排気系統の機器構成を以下に示す。

1) 給気系

- ① 外気取入口
- ② 外気除塵フィルタ（プレフィルタ）
- ③ 除塩フィルタ
- ④ 自動ダンパ（制御）
- ⑤ エアハンドリングユニット
- ⑥ 差圧発信機

2) 排気系

- ① プレフィルタ
- ② HEPA フィルタ
- ③ 自動ダンパ（制御）

- ④ 風量調整ダンパ
- ⑤ 排風機
- ⑥ 風量センサ
- ⑦ 逆流防止ダンパ
- ⑧ スタック

(2) 非管理区域

非管理区域においては負圧管理を行う必要が無いため、先に示した給排気量の維持や清浄な空気の導入、温度・湿度管理が主な機能となる。非管理区域での給気系及び排気系の機器構成を以下に示す。

1) 給気系

- ① 外気取入口
- ② 外気除塵フィルタ（プレフィルタ）
- ③ 除塩フィルタ
- ④ 風量調整ダンパ
- ⑤ エアハンドリングユニット

2) 排気系

- ① 風量調整ダンパ
- ② 排風機
- ③ 逆流防止ダンパ
- ④ 排気ガラリ

(3) 熱源システム

冷温水発生装置は、エアハンドリングユニットの加熱コイル、冷却コイル、及び再加熱コイルに温度調整された冷水及び温水を供給する。

3.9 トリチウム処理システム

3.9.1 システム概要

A-FNS では、4.7 節に述べる通り、年間グラムオーダーのトリチウムが発生する。したがって A-FNS において生成するトリチウムの挙動を把握し、法令に則った管理・処理を実施する必要がある。A-FNS では IFMIF の設計(中間報告等)を踏襲し、日本の法令と適合するよう大量トリチウム取扱施設の基準に則り、TPL（トリチウムプロセス施設）及び ITER を参考にトリチウム除去系の検討を進める。放射性同位元素の規制に関する法律（RI 法）関連法令で定められたトリチウムに関する日本の規制についてまとめたものを表 3.9-1 に示す。

A-FNS のトリチウム処理システムは可動状態にあるトリチウムを固定等の管理状態下に閉じ込めを行う、あるいは希釈等により管理下で管理基準値以下の濃度・量で排出するための処理を行うシステムであり、気相処理系と廃水処理系に大別される。なお、リチウム中に生成するトリチウムのリチウムからの回収系は 4.3.4 項記載のリチウム純化系に記載する。

表3.9-1 放射性同位元素の規制に関する法律関連法令で定められたトリチウムに関する日本の規制

トリチウムの化学形	実効線量係数 (mSv/Bq)		濃度限度 (Bq/cm ³)		
	吸入	経口	作業環境の 空气中 (1週間の平均値)	排気中 (3ヶ月の平均値)	排液又は 排水中 (3ヶ月の平均値)
元素状水素	1.8×10^{-12}		1×10^4	7×10^1	
メタン	1.8×10^{-10}		1×10^2	7×10^{-1}	
水	1.8×10^{-8}	1.8×10^{-8}	8×10^{-1}	5×10^{-3}	6×10^1
有機物(メタン以外)	4.1×10^{-8}	4.2×10^{-8}	5×10^{-1}	3×10^{-3}	2×10^1
上記を除く化合物	2.8×10^{-8}	1.9×10^{-8}	7×10^{-1}	3×10^{-3}	4×10^1

3.9.2 ソースターム

A-FNSにて発生するトリチウムのソースタームは下記のように考えられる。

- (1) ターゲット: リチウムと重水素や中性子との反応
- (2) 加速器空洞内: 漏洩重水素によるd-d反応
- (3) 冷却水: 冷却水中酸素と中性子による反応
- (4) 加速器: 加速器構造材と重水素や中性子との反応
- (5) テストセル: テストセル構造材と中性子との反応
- (6) テストモジュール: モジュール構造材や試験体と中性子との反応

上記トリチウムソースタームからのトリチウム生成速度については未計算の部分も多いが、(1)のターゲットが生成するトリチウムの大部分を占めると考えられるため、また、その他のソースタームからのトリチウムが別途処理を必要とする特殊な化学形となることは予想されていないことから、暫定的に(1)のみをトリチウムのソースタームとし、処理系の検討を実施した。なお、(1)のトリチウム生成速度及びループ系外への移行速度については、4.3.6.2にて検討した。A-FNSにおけるトリチウム移行と処理の概念図を図3.9-1に示す。

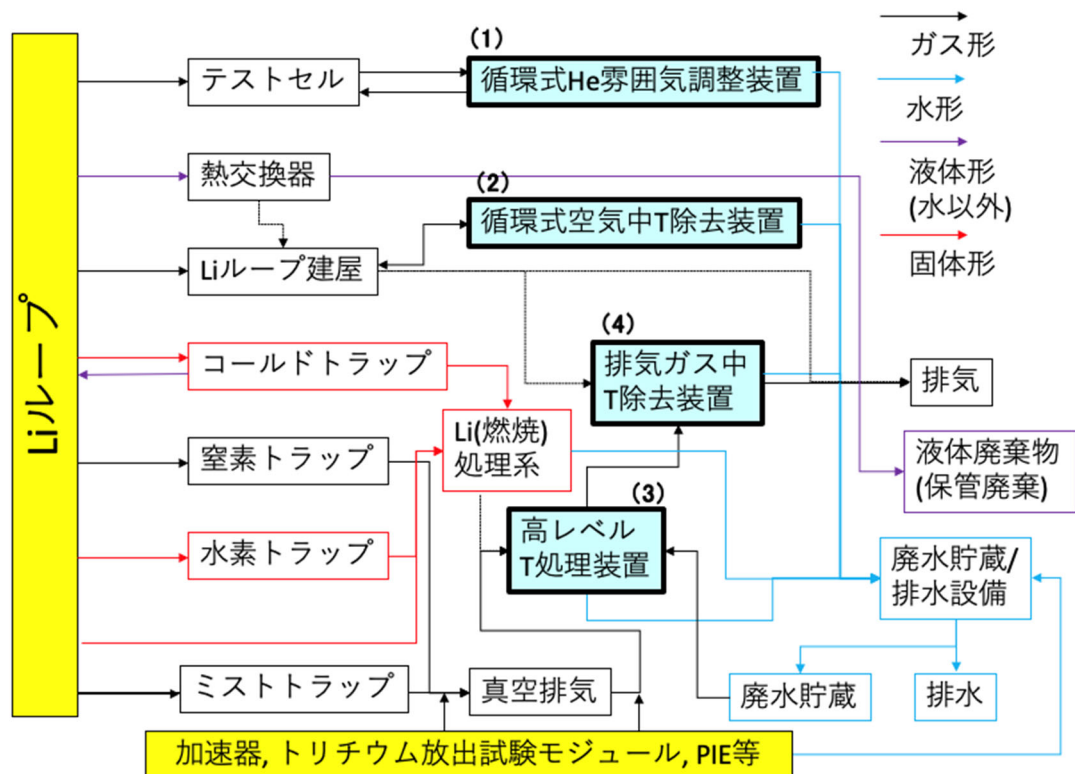


図3.9-1 A-FNSにおけるトリチウム移行と処理の概念図

3.9.3 気相中トリチウム除去系

気相中のトリチウム除去系は以下の通りとする。

- (1) 不活性ガス精製系（循環式He雰囲気調整装置）
- (2) 循環式空気中トリチウム除去系（循環式空気中T除去装置）
- (3) 高レベル排ガストリチウム処理系（高レベルT処理装置）
- (4) 排気系トリチウム除去系（排気ガス中T除去装置）

3.9.3.1 不活性ガス精製系

不活性ガス精製系の主目的は不活性ガス中に混入する大気成分等の不純物を除去することとなるが、同時にトリチウムも除去する。トリチウムの除去方式は触媒酸化・乾燥塔方式とし、トリチウムを除去した後にガススイング方式等により不活性ガス中の空気成分を除去する。なお、精製した不活性ガスはバッファタンクを通して再度供給される。A-FNSで使用する不活性ガスはヘリウム(He)とアルゴン(Ar)が想定されるが、その精製系の概念は同じであるため、その一例としてA-FNSのテストセルの循環式He雰囲気調整装置の概念図を図3.9-2に示す。

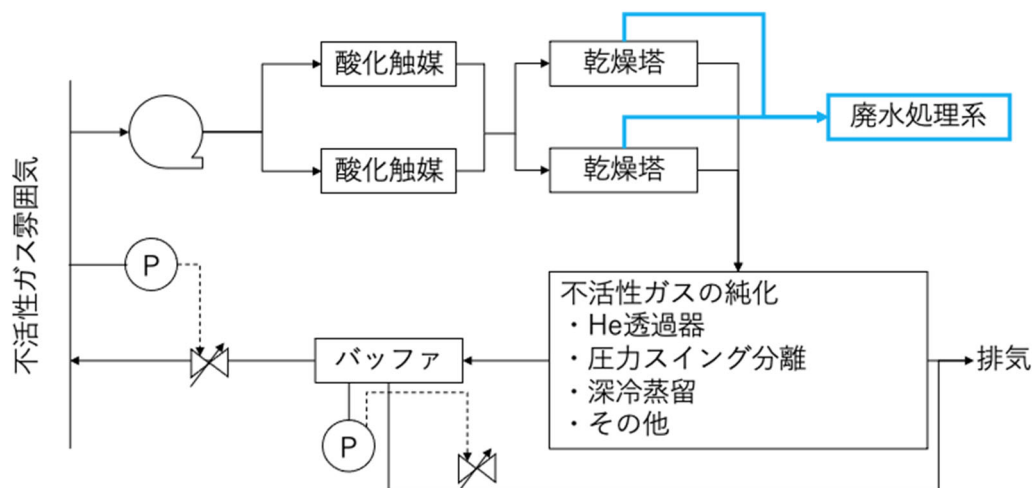


図3.9-2 A-FNSのテストセルの循環式He雰囲気調整装置の概念図

3.9.3.2 循環式空気中トリチウム除去系

リチウムループセル等、透過等によりトリチウム濃度上昇の見込まれる空間に関し、基本的には換気によりその空間中のトリチウム濃度の低減を図るが、リチウムループ機器の交換等、トリチウムが放出される作業時には積極的にトリチウムを除去する必要がある。また、何らかの事象によりトリチウム濃度が高くなることも想定される。当該空間中の空気を循環しながらトリチウムを除去する必要がある。ただし、負圧維持のための排気は停止できない。このシステムは、再度同じ空間にトリチウム除去した空気を戻すことを想定するため、禁水であるリチウムループセルに必須のシステムである関係上、湿式除去システムが適さないため、3.9.3.1と同様、触媒酸化・乾燥塔方式によるトリチウム除去システムとする。A-FNSのリチウムループ建屋用循環式空気除去系の概念図を図3.9-3に示す。

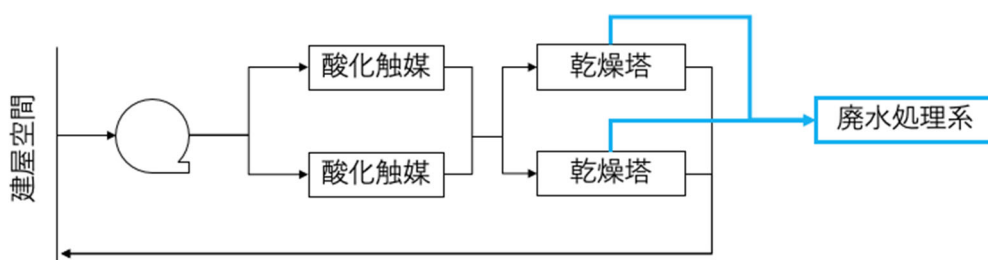


図3.9-3 A-FNSのリチウムループ建屋用循環式空気除去系の概念図

3.9.3.3 高レベル排ガス(高濃度)トリチウム処理系

A-FNS は各所に真空排気システムを有し、その多くでトリチウムが蓄積・排出される。リチウム系の排気システムから排出されるトリチウムの非放射能が非常に高くなることが予想されるため、湿式のトリチウム除去系は適さない。また、ガス中に十分な酸素が存在しないことから、触媒酸化も適さない。そのため、酸化塔・乾燥塔方式によるトリチウム除去システムとし、貯留槽・処理槽を設け、トリチウム除去後のガス

を再度処理槽に戻すラインを敷設し、濃度をモニタしながらバッチ式に循環処理し、十分トリチウム濃度が低下したことを確認した後に排気するシステムとする。なお、酸化塔の再生のための酸素供給ラインを敷設するほか、排気系内のトリチウム滞留防止のため、高真空排気系と荒引ポンプとの間に Ar ガスを導入できるようにしておく。A-FNS 高レベル排ガストリチウム処理系の概念図を図 3.9-4 に示す。

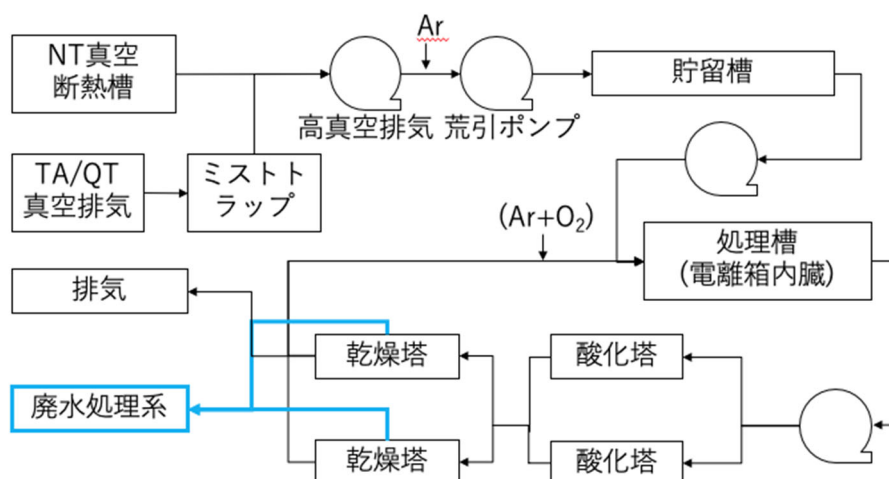


図3.9-4 A-FNS高レベル排ガストリチウム処理系の概念図

3.9.3.4 排気系トリチウム除去系

リチウムループセル等、透過等によりトリチウム濃度上昇の見込まれる空間に関し、基本的には換気によりその空間中のトリチウム濃度の低減を図るが、何らかの事象によりトリチウム濃度が高くなることも想定される。特に多量のトリチウムが放出された際、3.9.3.2記載の循環式空气中トリチウム除去系では対応が困難になる場合がある。特に予期しない空間中トリチウム濃度の急上昇はリチウム漏洩も懸念され、リチウムヒュームの発生等も同時に生じることとなる。そのような場合に備え、アルカリヒュームに対応できる大容量のワンスルー型トリチウム除去系も備える必要がある。これは湿式である同位体交換スクラバ式のトリチウム除去系が適しており、水貯留槽を設け、スクラバシステム内の水を循環させながらトリチウム・アルカリヒューム含有空気をワンスルーで通気し、排気するシステムとする。A-FNSのテストセル用排気系トリチウム除去装置の概念図を図3.9-5に示す。

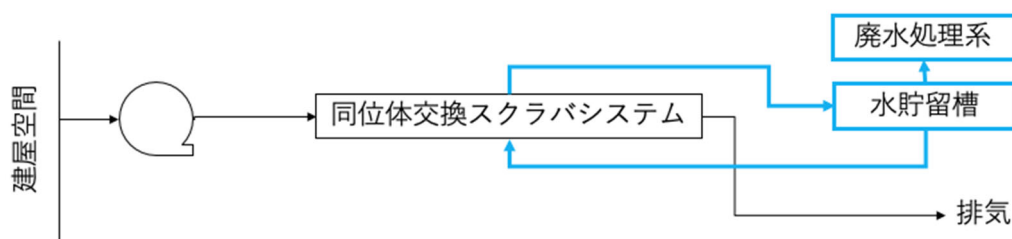


図3.9-5 A-FNSのテストセル用排気系トリチウム除去装置の概念図

3.9.4 トリチウム含有廃水処理系

A-FNS管理区域内にて生じる廃水中にはトリチウムの含有が想定される。トリチウムはリチウムループ系外に移行し、He 再生系、空気循環系、高レベル T 処理系については水としてモレキュラーシーブに固定され、定期的に再生水が発生する。

さらに、リチウム等の化学物質の混入も生じる。そのため、廃液は想定されるトリチウム濃度に応じて H(高濃度)、M(中濃度)、L(低濃度)、LL(極低濃度=排出基準以下)に分類し、貯留する。また、リチウム等の混入も想定する必要があるため、H、M、L はそれぞれ 2 系統必要となる。また、LL は中和希釈槽を設けるため 3 系統以上必要とする。H、M はそれぞれ貯留保管とし、L に貯留された廃水は濃度を測定し、LL タンクに移送し、中和・希釈・排水する。

3.9.5 トリチウムに関する必要換気流量と必要希釈排水量の評価

リチウムループに関する気相中トリチウム除去系の仕様を検討した。表3.9-2に必要換気流量評価、表3.9-3に水分吸着容量評価を示す。給気系の水分濃度は1000 ppm(暫定管理基準値)とする。これは、リチウム漏洩時、湿分の存在により酸化・窒化等の反応が加速するため、その低減のために除湿空気を供給する必要があるためである。さらに、テストセル(ヘリウム雰囲気)へは上記除湿空気が15.44m³/h流入することとする。管理基準値として、0.8 Bq/cc、10⁻³ Bq/cc、10⁻⁴ Bq/ccの3つの値について検討した。これらの値は、1DAQ(放射線従事者の被ばくの観点からの作業環境の空气中トリチウム(水)濃度限度)を、法令値の1/3の値(原科研のトリチウムプロセス研究棟(TPL)での評価値(1.17×10⁻³ Bq/cc)に相当)を、法令値の1/30の値(暫定的なA-FNSの管理基準値)をそれぞれ示す。A-FNSテストセルの循環式ヘリウム雰囲気調整装置については、ヘリウム中空気濃度を1%以下に保つため、大気のインリークを考慮に入れると約150 m³/hの換気を要するため、管理基準値を満たす。Liループ建屋では管理基準値を満たすためには110,000 m³/hの換気量が必要となる。この値はTPLでの換気量(38,000 m³/h)の約3倍に相当し、比較的大規模の換気システムが必要となる。一方、水分吸着量評価では高レベルトリチウム処理系において、3.5×10¹² Bq/gの高濃度のトリチウムが生成されることになる。以上の評価を基にした必要希釈排水量評価結果を表3.9-4に示す。バッチ処理に対して水に対する法令値は60 Bq/cc、有機物を含む場合の法令値は20 Bq/ccである。管理基準の排出基準値として有機系の混入の可能性と測定誤差を考慮し15 Bq/ccとした場合を検討した。この結果から、ヘリウム再生系と空気循環系については、定常的にループ系外に(排気)放出されるトリチウム全量を希釈排気・希釈排水処理することは可能であるが、高レベルトリチウム処理系から排出されるトリチウム水を全量バッチ処理あるいは定常的に希釈排水することは、希釈水が膨大な量になることから現実的でなく、排出されるトリチウム水量は比較的少量(30年間のA-FNS運転で50 g以下)であることから、全量を(廃棄)保管し、それ以外について、排出基準値を15 Bq/ccとして排出する方向で今後検討することとする。なお、高レベルトリチウム水は液体の形ではなく、固体安定化処理(コンクリート化等)し固体廃棄物として処理する方向で検討する。なお、上記検討はターゲット系リチウムループに関する部分のみから実施しており、3.9.2項の1)以外に示すターゲット以外からのトリチウム排出量に従って排気風量等は今後更新することとする。

表3.9-2 必要換気流量評価

管理基準値	0.8 Bq/cc 1DAQ(作業環境)	10 ⁻³ Bq/cc 法令値の1/3	10 ⁻⁴ Bq/cc 法令値の1/30
He再生系	0.018 m ³ /h	14 m ³ /h	140 m ³ /h
Liループ建屋	1.4 m ³ /h →排ガス処理系 /空気循環系	11,000 m ³ /h →排気 (+空気循環系)	110,000 m ³ /h →排気 (+空気循環系)

表3.9-3 水分吸着容量評価

管理基準値	0.8Bq/cc 1DAQ(作業環境)	10 ⁻³ Bq/cc 法令値の1/3	10 ⁻⁴ Bq/cc 法令値の1/30
He再生系	—	—	11 g-H ₂ O/h (水: 1.2 kBq/cc)
空気循環系	1.0 g-H ₂ O/h (水: 1.1 MBq/cc)	805 g-H ₂ O/h (水: 1.4 kBq/cc)	8.05 kg-H ₂ O/h (水: 137 Bq/cc)
高レベルT処理	580MBq (0.17mg-H ₂ O/h * 3.5E12 Bq/g) * * 真空排気系にLiH(T)として捕捉され減少する可能性		

表3.9-4 必要希釈排水量評価

管理基準値	60 Bq/cc 法令値(水)	20 Bq/cc 法令値(有機)	15 Bq/cc 排出基準(暫定)
He再生系	0.0022 m ³ /h	0.0066 m ³ /h	0.009 m ³ /h
空気循環系	0.02 m ³ /h	0.06 m ³ /h	0.08 m ³ /h
高レベルT処理	10 m ³ /h	30 m ³ /h	39 m ³ /h

3.10 監視・制御システム

3.10.1 システム概要

A-FNSの監視・制御システムは、上位にあたる中央制御システム（Central Control System: CCS）と、その下位に位置するローカル制御システム（Local Control System: LCS）からなる階層構造となっている。A-FNSは、独立した複雑な機能を有する複数のシステムで構成されている。これらのシステムをそれぞれ自立したLCSで制御する分散型の監視・制御システムを構成し、全てのLCSの統括をCCSが担う。CCSは、各システムの運転を監視し、各システムの運転の変更をLCSに対して指示、許可又は禁止する。

A-FNSの監視・制御システムは、大規模な分散型制御システムを構築するためのオープン・ソフトウェア・ツールキットであるEPICS (Experimental Physics and Industrial Control System) [3.10-1]を用いて構築される。異なる通信規格の機器間の通信を可能とするため、A-FNSの監視・制御システムにおける通信は基本的に全てEPICSの通信プロトコルを用いてLANを通して行われる。

LCSが監視・制御するサブシステムレベルにおいては、機器等の規格に応じて異なる通信バスやプロトコルを用いることもあるが、そのような場合においても、EPICSへのインターフェースを設けることで、サブシステム間の通信を可能とする。

ただし、機器の校正、保守やコミショニングなどにおいては、機器固有の通信プロトコルを用い、EPICSによる監視・制御システムにデータ共有されない場合もある。

CCSには、EPICSの通信プロトコルに基づくChannel Access (CA)サーバーが置かれ、全てのLCSがデータ通信やアラーム処理などにこれを利用する。CCSには、Process Variable (PV)データをログ記録・保管する機能が設けられる。

LCSの各サブシステムは、制御・監視しているシステムから取得したデータを処理し、EPICSの通信プロトコルに基づくPVと呼ばれるレコードに変換して、CCSが提供するCAサーバーにデータを受け渡す。受け渡されたPVデータはA-FNSプラントのローカル・エリア・ネットワーク(Local Area Network: LAN)に公開され、監視・制御システムのいたるところから参照することができる。

CCS及びLCSに用意されるヒューマン・マシン・インターフェースは、EPICSの通信プロトコルを実装可能なソフトウェア開発環境を用いて構築され、CCSの各CAサーバーに保管されたPVにアクセスすることで、監視と制御の機能を提供する。

3.10.2 要求仕様

A-FNSの監視・制御システムの目的は、プラント全体を制御・監視することで、損傷や障害を避けて安全に、目的とする中性子照射を達成することにある。このために監視・制御システムに求められる機能上の仕様は、以下のとおりである。

- 全てのサブシステムのEPICS等を介した中央制御室からの遠隔監視と遠隔制御を可能とする。
- 運転中の制御値や観測値を含む全てのデータを取得して、記録保存する。また、これらのデータを表示し、解析するためのツールを提供する。
- 要求される精度で機器の同期を取るためのタイミング信号を、全てのシステム及びサブシステムに供給する。
- 全ての階層にわたって正確で安全なデータ転送を確保するために必要な通信環境を提供する。
- 運転パラメータが定格から逸脱した場合や、運転員が誤操作した場合に生じる可能性のある機器の損傷を回避するための機器保護機能を備える。

3.10.3 システム構成

A-FNSの監視・制御システムの構造を図3.10-1に示す。CCSは、以下の3つのシステムからなる。

- 制御、データ収集・通信 (COntrol & Data Access, Communication: CODAC)システム
- 機器保護システム (Machine Protection System: MPS)
- 安全制御システム (Safety Control System: MPS)

3つのシステムは、それぞれ専用のネットワーク (CODACネットワーク、機器保護ネットワーク、安全制御ネットワーク) を介して、対応するLCSと常時、双方向通信を行う。各LCSは、センサやアクチュエータなどの機器とそれらを制御するローカル制御機器システムで構成される。

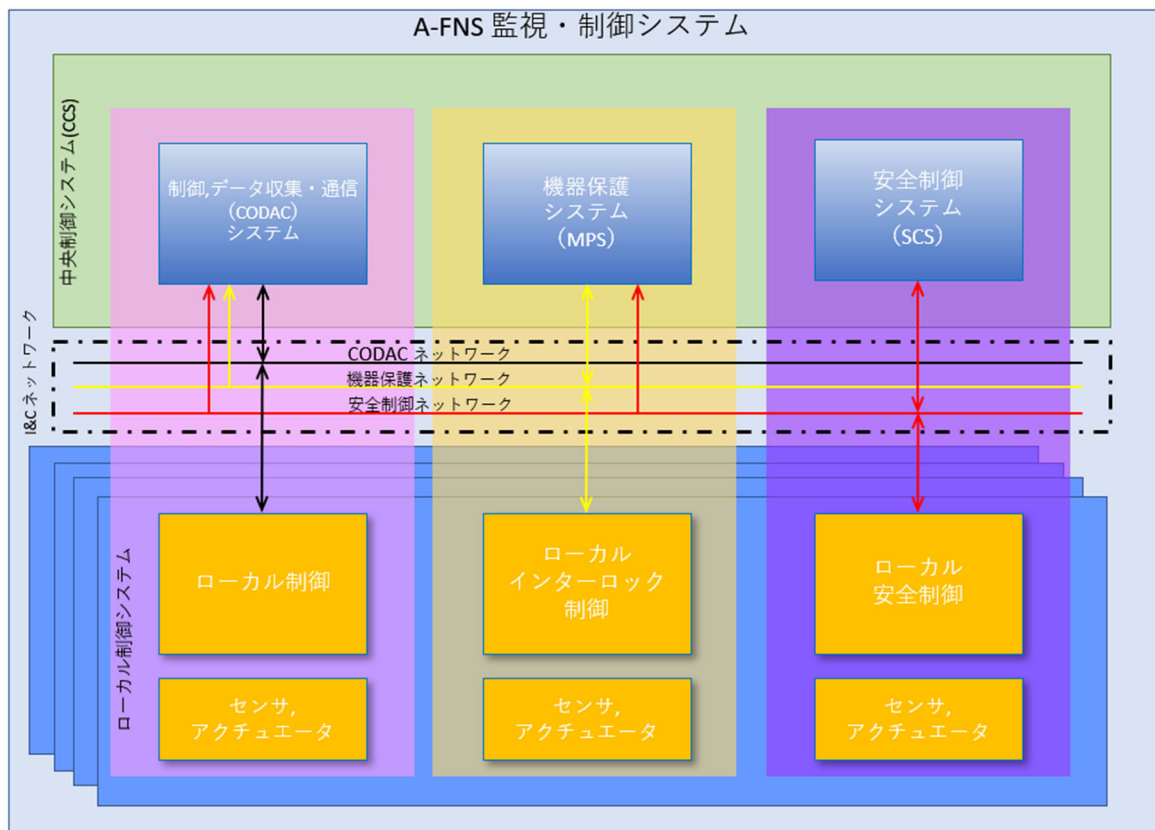


図 3.10-1 A-FNSの監視・制御システムの階層構造

CODAC、機器保護、安全制御の3つのシステムは、図3.10-2に示すように、それぞれ幾つかの独立したサブシステムで構成される。

- CODACシステムは、以下のサブシステムからなる。
 - 中央管理制御サブシステム
 - タイミング同期サブシステム
 - データ管理サブシステム
 - ヒューマン・マシン・インターフェース・サブシステム
 - 警報サブシステム
- 機器保護システムは、以下のサブシステムからなる。
 - 低速インターロック・サブシステム
 - 高速インターロック・サブシステム
- 安全制御システムは、以下のサブシステムからなる。
 - 放射線監視サブシステム
 - 作業環境安全サブシステム
 - 入退室管理サブシステム

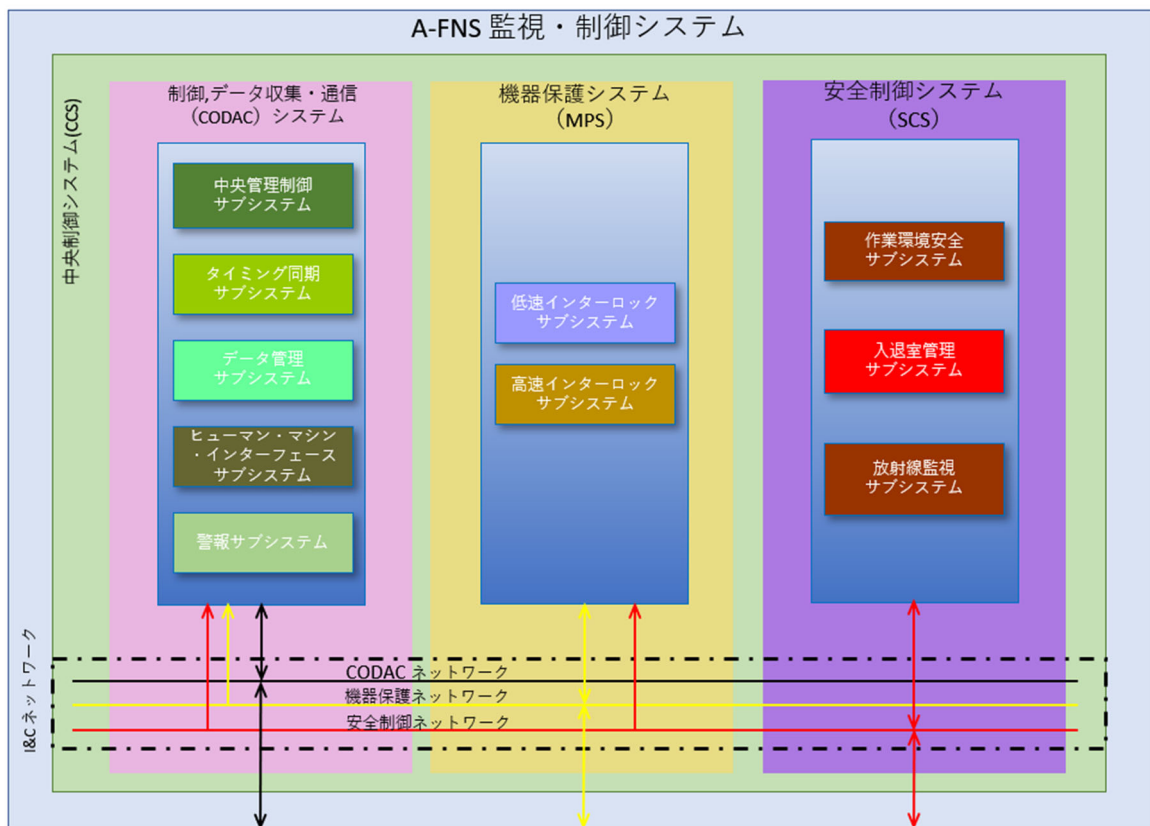


図 3.10-2 A-FNSの中央制御システム（CCS）のサブシステム構成

3.10.3.1 CODAC システム

A-FNSの各システム間の調整と運転制御は、CODACシステムで行われる。データの収集と記録も、このCODACシステムで行われる。A-FNSの各システムは、CODACによって、機器保護システムが作動しない正常運転状態に制御・維持される。

CODACシステムは、前述のとおり、CCSとLCSの階層構造からなる（図3.10-3）。

- A-FNSの各システムの制御のプラント全体にわたる調整と監視は、CCS階層に位置する中央CODACシステムによって行われる。
- A-FNSの各システムの運転制御は、LCS階層に位置するローカル制御システムによって行われる。

CODACシステムの役割は、A-FNSの各システム（加速器システム、ターゲットシステム、試験システム）からデータを収集し、各システムの機能を同調させるように各システムの運転条件を設定して、全システム間の整合を取ることにある。中央CODACシステムは、以下の機能を備えている。

- 各システムの監視
- 各システム状態の表示
- 各システム履歴の再生
- スケジュール運転の設定と自動起動
- 実験データの収集と保存
- 警報処理

さらに、中央CODACシステムは、機器保護システム及び安全制御システムの挙動も監視して（図3.10-3）、通常運転維持のための補正制御や、安全な運転停止のための追加操作を行う。

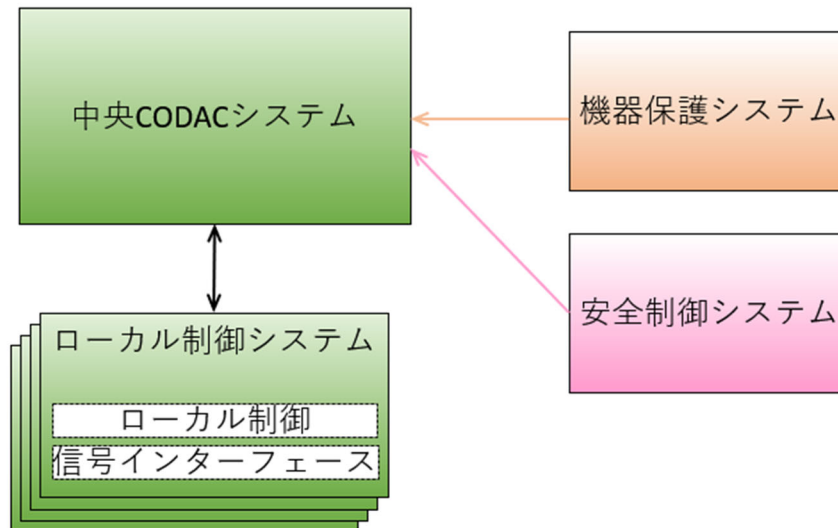


図 3.10-3 CODACシステムの基本構成

中央管理制御サブシステム

中央管理制御サブシステムに、A-FNSの運転に必要な情報がLCS階層から集約され、A-FNSの運転状況が中央監視制御コンソールに表示される。中央管理制御サブシステムから送られたコマンドを受け取った各LCSは、制御対象の機器システムに対して複数の単位コマンドを発行して実行制御するとともに、中央管理制御サブシステムに実行状況を返信する。

タイミング同期サブシステム

A-FNSの運転時系列は、タイミング同期サブシステムで生成されるタイミング信号により制御される。タイミング同期サブシステムから送信されたマスタークロック信号は、各システムに配置されたタイミング同期ゲートウェイで処理されて、プラント全体のシステムの同期が取られる。

データ管理サブシステム

データ管理サブシステムは、各LCSから送信されたデータを収集して記録・保存する。

ヒューマン・マシン・インターフェース・サブシステム

A-FNSの運転員は、中央制御室のコンソールに実装されたヒューマン・マシン・インターフェース（HMI）サブシステムで、必要な全てのプロセスの監視、管理及び制御を行う。

運転員による操作の意思決定を支援し、A-FNSの運転制御を容易にするため、HMIはグラフィカル・ユーザ・インターフェース（GUI）で構成される。運転員がHMIを用いて発行したコマンドの受信確認や実行状況もGUIの表示に反映される。

警報サブシステム

警報サブシステムは、運転員による異常の発見と回復を支援するための情報を与える。正常な運転状態からの逸脱があった場合に、これを警報として運転員に知らせることが基本的な役割である。その目的は、警報の原因に対する運転員による対処を促すことで、物的損害や経済的損失を回避又は最小限に抑えることにある。直ちに対処が必要な警報を運転員に気づかせるための、警報の迅速性と正確性が求められる。

警報時の対処方法や、安全な正常運転を維持するために取るべき処置などをまとめた、警報対処手順書を整備する必要がある。

3.10.3.2 機器保護システム

機器保護システム（MPS）は、

- 機器やシステムの故障や誤動作
- CCSやLCSの誤動作や不具合
- 運転操作の誤り

などから、A-FNSの機器を保護するためのシステムである。人と環境の安全については、後述の安全制御システムが扱う。

MPSは、CCS階層の中央MPS（CMPS）とLCS階層の複数のローカルMPS（LMPS）とで構成される（図3.10-4）。CMPS及びLMPS間の通信は、専用のネットワークと、必要に応じて専用配線（結線接続）や専用バスを用いて行われる。CMPSは、必要に応じて、CCSの他のサブシステムと通信する。

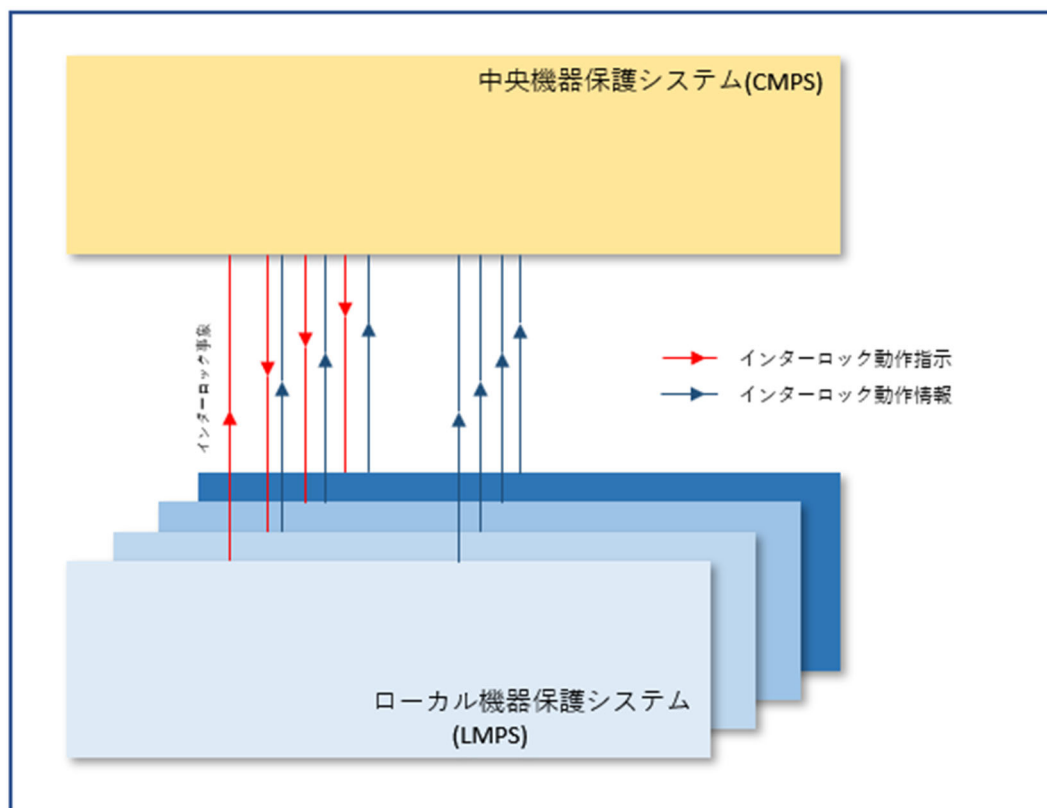


図 3.10-4 機器保護システムの基本構成

CMPSの主な機能は以下のとおりである。

- LMPSからのインターロック事象の検出信号の受信
- 一つ又は複数のLMPSに対するインターロック動作の指示
- インターロックに関する閾値の設定
- LMPS状態の表示
- 運転員によるリセットや手動操作などのコマンドの受付
- インターロックに関するデータログ記録
- CCSの他のサブシステムとの連携

LMPSの主な機能は以下のとおりである。

- インターロック事象の検出
- インターロック動作の実行（LMPS単独による場合と、CMPSからの指示による場合がある）
- 事象検出信号及びインターロック動作信号のCMPSへの送信

インターロックには、ローカル及びグローバル・インターロックの2種類がある（図3.10-4）。

- ローカル・インターロック：LMPSが検出した事象に対して、そのLMPSのみが、CMPSを中継せず自動的に、インターロック動作を実行する。
- グローバル・インターロック：LMPSが検出した事象に対するインターロック動作を、他のLMPSが実行する。この場合、LMPSによる検出事象は直ちにCMPSに伝達され、CMPSは他のLMPS（複数の場合もある）にインターロック動作を指示する。

いずれの場合も、LMPSによるインターロック動作の情報はCMPSに伝達される。

MPSは、要求される応答速度に応じて、高速及び低速インターロック・サブシステムに分類される。高速インターロック・サブシステムにおいては、EPICSの通信プロトコルを用いたLAN通信に加えて、高速なバスや専用配線が必要に応じて用いられる。

A-FNSの各システムのLMPSに実装される主なセンサやモニタは以下のとおりである。

加速器システム

ビーム損失モニタ：加速器システムの重陽子ビームライン上に複数配置され、局所放射線測定などにより重陽子ビームの損失をモニタし、異常なビーム損失を検出する。

電磁石電流モニタ：ビーム輸送のための電磁石の電流をモニタし、設定された許容範囲を逸脱した場合にインターロックを作動させることで、電磁石電源の異常や運転員の誤操作による大電流ビーム損失から機器を保護する。

他に、加速器システムを構成する機器の保護のため、真空ゲージ、RF反射電力計、アークセンサ、液体He液面計を始めとする多くのセンサが用いられる。これらの計測器については、現在日欧の国際協力で進めているIFMIF/EVEDA原型加速器の成果を基に検討される。

ターゲットシステム

Li漏れセンサ：液体Li漏れの想定される箇所に配置される。

Li圧力センサ : 液体Liループの圧力をモニタし、Li漏れによる圧力低下を検出する。

他に、液体Li流量計、液体Li温度センサ、バックプレート温度センサ、液体Li中不純物モニタなども、MPSのインターロックに用いられる。

試験システム

歪みゲージ : 試験モジュールの異常な変形を検出する。

温度センサ : 試験モジュールの異常な温度上昇を検出する。

中性子モニタ : ターゲットにおけるD-Li反応による中性子発生強度をモニタする。定格を超える中性子発生が検出された場合、インターロックにより運転停止される。

3.10.3.3 安全制御システム

安全制御システム（SCS）は、人と環境に関わる保護機能を実現するためのシステムである。SCSは、他のシステムとの相互作用をできる限り排除した自立システムとして、専用ネットワークを用いて構成される。

SCSは、A-FNSの安全手順に基づく人と環境の保護機能を実行する。また、必要に応じて、運転員の手動操作も可能とし、判断のために必要な情報を運転員に提供する。

SCSも他のシステムと同様に、CCSとLCSからなる階層構造を有する。

- ローカル安全保護機能：LCSが検出した事象に対して、そのLCSのみが安全保護機能を実行する。この場合、保護機能はLCS内で自動的に実行される。
- グローバル安全保護機能：LCSが検出した事象に対する安全保護のための操作を、他のLCSが実行する。この場合、LCSによる検出事象は直ちにCCSに伝達され、CCSは他のLCS（複数の場合もある）に保護機能の実行を指示する。

いずれの場合も情報は中央制御室の安全制御HMIに送られる。

SCSは主に以下のサブシステムで構成される。

放射線監視サブシステム

放射線監視サブシステムは、放射線管理区域内及び事業所内の空間線量率、並びに、排気中及び排水中の放射性物質の濃度を常時監視する。これらの観測値が閾値を超えた場合、警報を発すると共に、必要なインターロックを作動させる。

作業環境安全サブシステム

作業環境安全サブシステムは、毒劇物、危険物、寒剤（液体ヘリウム、液体窒素）、感電災害などの危険から人や環境を保護するための安全システムである。

入退室管理サブシステム

入退室管理サブシステムは、特定の区域内の人の安全を確保するための安全システムである。例えば、以下の機能を有する。

- 特定の区域への入室を禁止する。
- 入室扉が開けられた場合に、システムや機器を自動的に停止する。

- 入退室を監視し、区域内に人がいる場合、システムや機器の起動を禁止する。

参考文献

[3.10-1] <https://epics.anl.gov/>

3.11 安全システム

3.11.1 システム安全解析と安全システム概念

概念設計では機器の詳細設計は実施しないため、厳密な故障モード影響致命度解析（FMECA）による想定事故シナリオの抽出や、それに基づく安全システム設計を行うことは難しい。しかし、A-FNS 施設の主要システムの構成（加速器システム、ターゲットシステム、照射試験システム、など）は先行事例である IFMIF 工学設計と同様の構成を想定しているため、IFMIF 中間工学設計報告書におけるシステム安全解析の結果[3.11.1-1]を参考として考えることが可能である。

このため、A-FNS 概念設計においては、IFMIF 工学設計のシステム安全解析の成果を A-FNS 安全設計にまずは適用する。

3.11.1.1 故障モード影響致命度解析 (FMECA) と想定される事故事象

IFMIF 中間工学設計報告書における FMECA では、以下の起因事象が中程度のリスクを引き起こすことが分かった[3.11.1-1]。

1. 作業者防護システム（インターロック）の故障
2. ターゲットシステムの Li 配管及びビームダクト配管の破断
3. 熱交換器における Li リーク、クエンチタンクの真空喪失
4. 純化系の火災
5. 純化系の遠隔保守作業時におけるトラップ搬送装置の閉じ込め機能喪失

3.11.1.2 多重防護の考え方

以上の想定起因事象の進展を防ぐために、放射性物質及び放射線が発生する区画に放射性物質閉じ込め障壁を入れ子状かつ多重に設定し、負圧管理をする。この対策だけで事故進展のリスクは大幅に低減される見込みである[3.11.1-1]。その概念図を図 3.11.1-1 に示す。

なお、2.1 節でも記載したように、閉じ込め障壁の第 1 層は放射性物質が内在する機器ではなく、その機器が設置されるセル（区画）である。つまり、放射性物質内在機器には放射性物質閉じ込め機能を期待しない。

参考文献

[3.11.1-1] IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, IFMIF Intermediate Engineering Design Report, Plant Design Description, Annex IV: Compilation of Safety Documents, BA_D_238PQV_V1.0, June 2013.

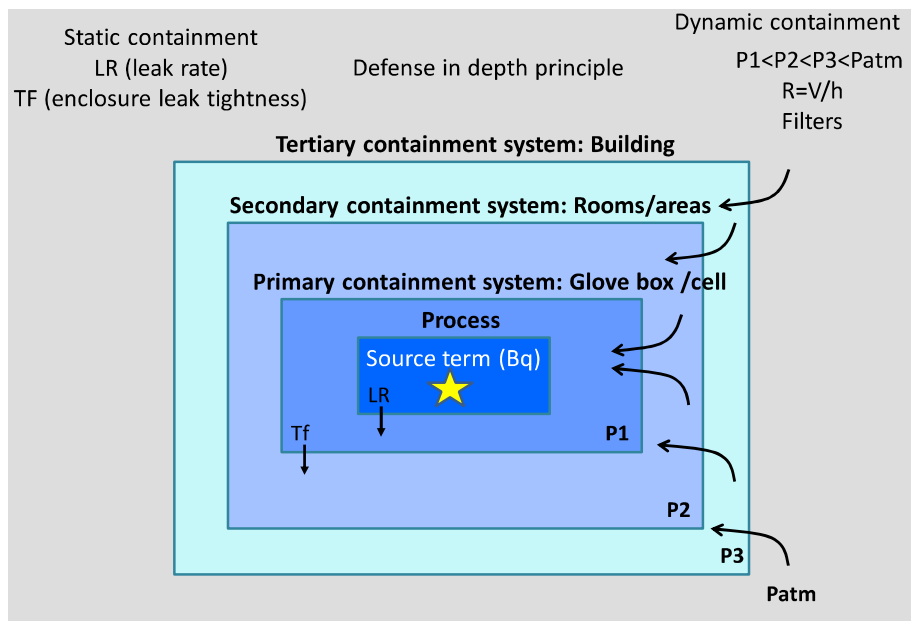


図 3.11.1-1 A-FNS 施設における放射性物質の閉じ込めシナリオの概念図

3.11.2 化学物質に対する安全システム概念

化学物質は放射性物質の可動化や閉じ込め障壁の損傷の原因となる火災を引き起こし得るため、化学物質に対する安全確保の概念を明確化することは、A-FNS の安全システムの概念設計にとって重要である。

A-FNS 施設では様々な活性な化学物質が使用される。特筆すべきは消防法において危険物第3類と規定されているリチウムを液体で多量に扱う点である。そのほか、試験モジュールにて同じく危険物第3類である NaK あるいはその他アルカリ金属が熱媒として使用される。以下に危険物第3類に対する安全システム概念を示す。なお、多量の液体リチウムを用いるターゲット施設の安全システム概念は 4.3.6 項に記述する。

3.11.2.1 液体金属の安全上の特徴

まず、火災事象に対する安全システム概念を構築するために、アルカリ金属の化学反応特性を考察する。表 3.11.2-1 に試験モジュールに用いられる可能性のある液体金属の危険を生じうる物性等を示す。ここで挙げられる金属は全てアルカリ金属に属し、消防法において危険物第3類に指定される。この中で、Li のみ自然発火性を有さない。また、水との反応も、Na や K、NaK と比較して Li は穏やかであり、粉末状又はそれに近い状態になれば発火しない。それに比して Na や K、NaK は水との反応の際、容易に発火する。

液体アルカリ金属は水とは特異的な反応を生じ、爆発することが知られている。NaK は水に入れた直後に、Na、K は水上で発火後、融解した直後に爆発を生じる。Li は空気中では窒化物を表面に生じるが、それ以上の反応は非常に緩やかとなる。一方で、Na や K は過酸化物・超酸化物を生じつつ潮解し、反応が内部まで速やかに進行し、条件次第では発火する。NaK においては、さらに金属 NaK・Na₂O₂、KO₂ の混合物を生成することが予想されている。NaK、Na₂O₂、KO₂ の混合物は容易に反応し、爆発につながる可能性が高い。このため、NaK の安全管理は困難となることが予想される。

燃焼反応で生じるエネルギーについては、モル燃焼エンタルピーは Li、Na、K の間で大差はないが、Li の単位質量、単位体積当たりの発熱は非常に大きく、一度着火するとその他の材料に比して燃焼を停止させることが困難となることが予想される。ただし、Na や K に比べて Li の蒸気圧は極端に低いため（図 3.11.2-1）、Li は比較的着火しにくい。

表 3.11.2-1 各種アルカリ金属の物性

	Li	Na	NaK	K
水との反応性	水素発生 発火なし	水素発生 発火 爆発	水素発生 発火 爆発	水素発生 発火 爆発
空气中	Li ₃ N (主として表面)	Na ₂ O ₂ 潮解	Na ₂ O ₂ -KO ₂ 潮解？ 自己反応性	KO ₂ 潮解 自己反応性
乾燥空气中	Li ₂ O/Li ₃ N(表面)	Na ₂ O(表面)	(Na,K) ₂ O(表面)	K ₂ O(表面)
燃焼	Li ₂ O	Na ₂ O ₂ (Na ₂ O,NaO ₂)	?	KO ₂ (K ₂ O,K ₂ O ₂)
$\Delta H/\text{kJ mol}^{-1}$ /kJ g ⁻¹ /kJ cm ⁻³	-298.97 -43.08 -23.26	-256.69 -9.47 -9.19	—	-284.51 -7.28 -6.48
第一イオン化エネルギー/eV	5.39	5.14	—	4.34
材料腐食不純物	N	O	O?	?
中性子減速	易	難	難	難
中性子反応	(T)、He生成	Ne生成	Ne,Ar生成	Ar生成

上記のアルカリ液体金属の火災が発生する原因は、これを封じる容器の損傷である。さらに、容器の損傷の根本原因のひとつは、アルカリ液体金属による容器材料の腐食である。このため、アルカリ液体金属の化学反応特性だけでなく、腐食特性も考察する必要がある。Li と Na の単体自体は鉄鋼系材料との共存性は良いが、Li では窒素不純物が、Na では酸素不純物が鉄鋼系材料の腐食を促進させることが知られている。Na 中の酸素不純物はコールドトラップにより容易に除去できることも知られているが、Li 中の窒素不純物は容易には除去できない。また、NaK や K の鉄鋼系材料との共存性はあまり報告がないが、NaK ループにおいて腐食に起因する漏洩事象が報告されている [3.11.2-1,-2]。図 3.11.2-2 に NaK の Na と K の比率による融点の変化に関する図を示す[3.11.2-3]。この図より、Na₂K や NaK₂ の相を形成することが示唆されるが、その物性はほぼ不明である。さらに、現在の化学では Na₂K や NaK₂ の相の形成は説明できないとされており、この相が材料に対しどのような影響を示すのか予想すらできない。

参考文献

- [3.11.2-1] 原子力百科事典ATOMICA 開発中の原子炉および研究炉等 高速増殖炉 高速増殖炉の安全性 海外諸国の高速炉における事故・故障・トラブル（ナトリウム漏えいを除く）(03-01-03-10).
- [3.11.2-2] 消防研究所報告 第112号 (2012).
- [3.11.2-3] G.L.C.M. van Rossen, H. van Bleiswijk: Über das Zustandsdiagramm der Kalium-Natriumlegierungen, Z.Anorg. Chem. 74 S. (1912) 152–156.

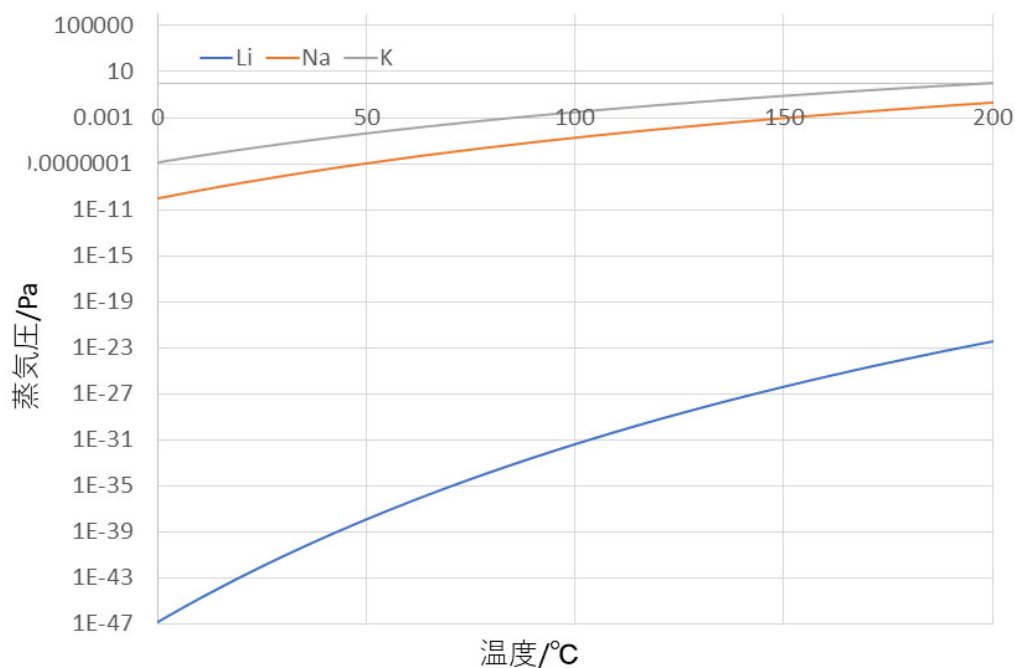


図 3.11.2-1 各アルカリ金属の蒸気圧(外挿値含む)

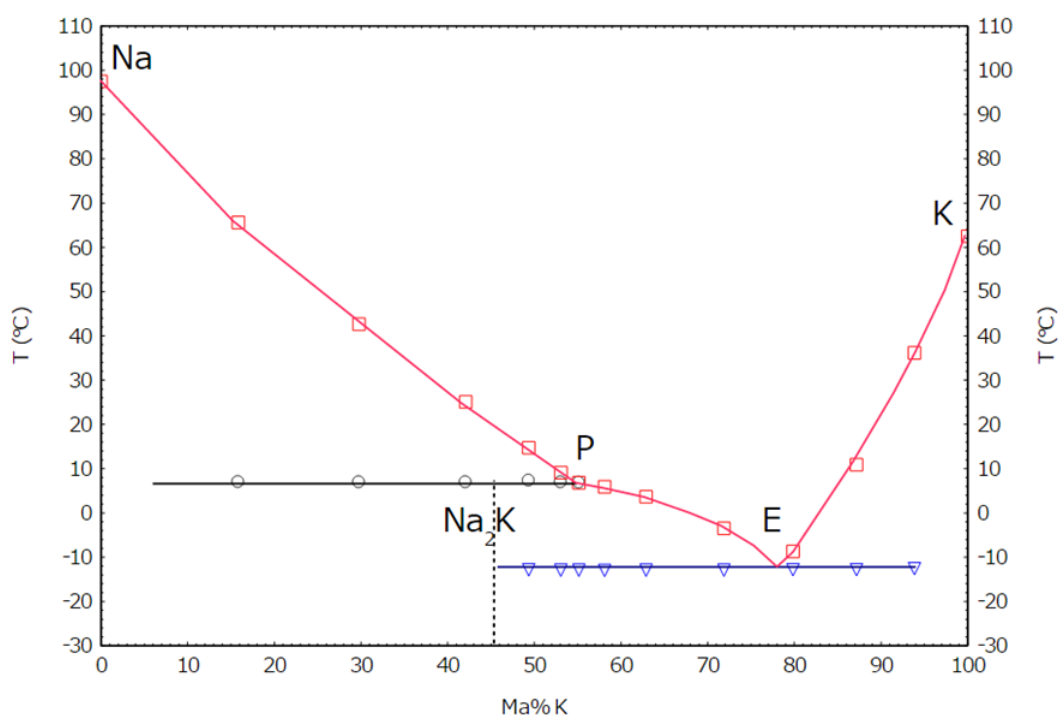


図 3.11.2-2 Na-K 合金の融点 (P は包晶点、E は共晶点、青線は固相線を示す)

3.11.2.2 各種液体アルカリ金属の使用に関する安全システム概念

各種液体アルカリ金属の使用に関する安全に対する基本的な考え方は、①漏洩防止、②適切な使用、③使用後の処理に大別できる。

① 漏洩防止

漏洩に対する基本的な考え方は 4.3.6.4 Li 漏洩に基本的に準ずる。ただし、照射試験モジュールに充填材として使用する液体金属については、使用規模が小さいうえに、流動環境下にないため、対策は小規模となる。また、Na は浸透性が小さいため、機械的シールを用いることもできる。ただし、NaK に関してはその化学的性質の不明性と危険性の高さより可能な限り機械的シールを避ける他、NaK による溶接部の腐食性が不明であることから接液する溶接部も排除することが要求される。

② 適切な使用

ターゲットに用いる Li と異なり、照射試験モジュールで用いるアルカリ金属は試料とともに熱媒としてモジュールのキャプセルに封入し、中性子照射し、照射後に試料取り出しのために処理することとなる。キャプセルへの封入後から中性子照射後のキャプセル開封までは漏洩防止の対象となる。キャプセルの取扱いにおいては、不活性ガスを充てんし、酸素と水分濃度を低減させたグローブボックスを必要とする。さらに Li については、窒素濃度の低減も必要である。リチウム以外は不活性ガスとして窒素を用いることもできる。Li 以外のアルカリ金属は活性が高いため (3.9.3.1)、グローブボックス内での取り扱いでも十分に注意する必要がある。特に NaK は常温で液体であるため、グローブボックス内での飛散防止措置を必要とする。

③ 使用後の処理

照射試験モジュールについては、照射後の試料に付着しているアルカリ金属の処理は緩やかに実施する必要がある。特に Li 以外は化学的反応性が非常に高いため、アセトンや t-ブチルアルコール等による処理を要する。また、多量の水素を発生させるほか、アルカリ有機廃液を生じるため、グローブボックスの高速換気を必要とする。なお、Li は窒素、Na は酸素不純物により材料腐食を促進することから、また、NaK は不純物の腐食への影響が不明なことから、不純物が混入している Li や Na は充填材としての再利用は避けるべきである。

4 サブシステム設計

4.1 概要

サブシステムは以下のシステムから構成される。

- (1) 加速器システム
- (2) ターゲットシステム
- (3) 試験システム
- (4) 遠隔・保守システム
- (5) 照射後試験施設
- (6) 放射化物管理施設
- (7) リチウム取扱棟

図4.1-1にA-FNS本体棟の概念図を示す。

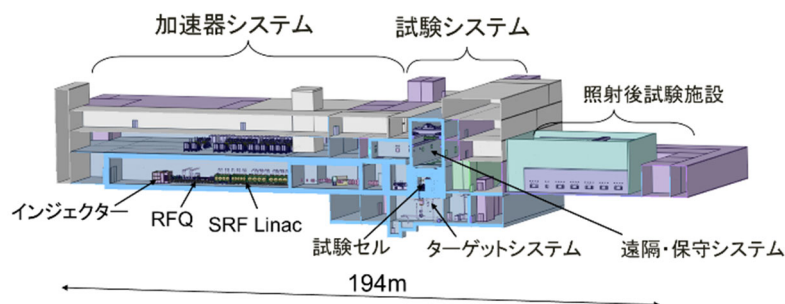


図4.1-1 A-FNS本体棟の概念図

各システムの機能及び各システムを構成する機器は以下のとおりである。

加速器システム （詳細を4.2節に記載）	入射器、RFQ、中エネルギービーム輸送系、SRF Linac、高エネルギービーム輸送系、ビームダンプ等から構成される。エネルギー40 MeV、電流125 mAの重陽子を発生させ、重陽子をターゲットに照射する。
ターゲットシステム （詳細を4.3節に記載）	液体リチウムループ、液体リチウムターゲットアセンブリ、純化システム、熱交換機等から構成される。加速器システムで生成した重陽子ビームを受け止め、中性子を発生させる。同時に重陽子ビームによるパワー（5 MW）を除熱する。
試験システム （詳細を4.4節に記載）	試験セルに照射モジュールを設置し、ターゲットから発生する高エネルギー中性子を利用して、核融合炉材料データを取得する。併せて、発生する余剰の中性子を利用して、医療用や産業用等のRI生成、中性子イメージング等の応用利用を行う。
遠隔保守システム（詳細を4.5節に記載）	運転後のターゲットシステムや試験モジュールの交換やメンテナンスは遠隔保守により行われる。運転停止後、遠隔操作によりターゲットシステムや試験モジュールを、試験セルに隣接するアクセルセルに搬送する。アクセルセルに搬送後、取扱セルやPIE施設等へ、遠隔操作により搬送する。
照射後試験施設（PIE施設）（詳細を4.6節に記載）	試験モジュールやリチウムターゲットを中性子照射後に、照射した試験片を照射後試験施設へ搬送し、機械試験や、各種物性測定、金相観察、等々の照射後試験を実施する。
放射化物管理施設 （詳細を4.7節に記載）	加速器システム、ターゲットシステム、試験システム等で発生した放射化物を管理する施設。
リチウム取扱棟 （詳細を4.8節に記載）	ターゲットシステムに使用する液体リチウムを取扱う施設。

4.2 加速器システム設計

4.2.1 システム概要、要求仕様とシステム構成

4.2.1.1 システム概要

加速器システムの役割は、重陽子ビームを生成、加速し、所定の断面形状に整形して液体リチウムターゲットに入射することである。D-Liの核反応で発生する中性子のエネルギースペクトルに対する要求を満たすため、入射する重陽子ビームのエネルギーは40 MeVである。また、中性子フラックスに対する要求から、125 mAの大電流CW重陽子ビームをターゲットに入射する必要がある。年間中性子フルエンスに対する要求から、加速器システムには高い可動率が求められる。計画停止期間を除く可動率（後述する Beam Availability）の目標値は87%である。

これらの要求仕様は、IFMIFの加速器に対する要求と基本的に同じである。IFMIFにおいては、A-FNS加速器システムと同じ仕様の加速器2台を用いて、重陽子ビーム2本（合計 250 mA）をターゲットに同時入射する設計となっており、Beam Availabilityの目標値は87%とされている[4.2.1]。2台の加速器は同時に稼動する必要があるため、両方の加速器にそれぞれ87%のBeam Availabilityが要求される。

IFMIF加速器及びA-FNS加速器に要求される125 mA CWのビーム電流は、従来の陽子／重陽子加速器での達成値を越える高い目標値であり（図4.2-1）、加速器の最先端技術をもってしか達成しえない。そのような最先端技術の検証のため、IFMIF/EVEDA原型加速器（Linear IFMIF Prototype Accelerator: LIPAc）が日欧の国際協力の下、六ヶ所核融合研究所に建設され、IFMIF開発のための工学実証・工学設計活動（Engineering Validation and Engineering Design Activities: EVEDA）が進められてきた。

図4.2-2に示すとおり、LIPAcはIFMIF加速器の上流部のプロトタイプとなっている。現在までに、最上流の入射器、それに続く高周波四重極（Radio Frequency Quadrupole: RFQ）加速器、中エネルギービーム輸送系（Medium Energy Beam Transport: MEBT）までの設置を完了し、低デューティ試験において、目標とする125 mAを超える重陽子ビームの5 MeV までの加速に成功している[4.2.2]。

A-FNS加速器システムの概念設計は、IFMIF加速器の設計[4.2.1]と、LIPAcにおいてこれまでに得られた成果に基づいている。

現在LIPAcにおいては、CW運転を目指した高デューティでのビームコミッショニングに向けた準備が進められている。また、後段の超伝導高周波線形加速器（Super-conducting Radio Frequency Linear Accelerator: SRF Linac）の設置も2021年度に計画されており、最終的に所期の9 MeVまでの125 mA CW の加速の実証に向けて、EVEDA活動が引き続き進められる。

これらの今後予定されているLIPAcの建設や運転から得られる成果も、A-FNS加速器の設計に反映される。さらに、IFMIF加速器の設計の前提となったビームダイナミクスの理解と解析技術を検証し、その高度化に資することもLIPAcの重要な役割の一つであり、今後得られるビームダイナミクス解析の成果もA-FNS加速器の設計に反映される。

IFMIF加速器設計からの変更点として、既にLIPAcでの検証を経て反映されたものもあるが、多くの潜在的な変更の可能性はA-FNS加速器設計には未反映である。本概念設計書では、今後LIPAcにおいて検証すべき課題、期待される成果や、その結果として必要となるかもしれない代替設計の概念についても言及する。

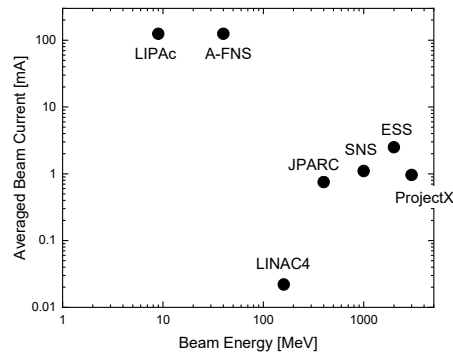


図4.2-1 A-FNS、LIPAcと国内外の陽子・重陽子線形加速器におけるビーム電流とエネルギーの比較

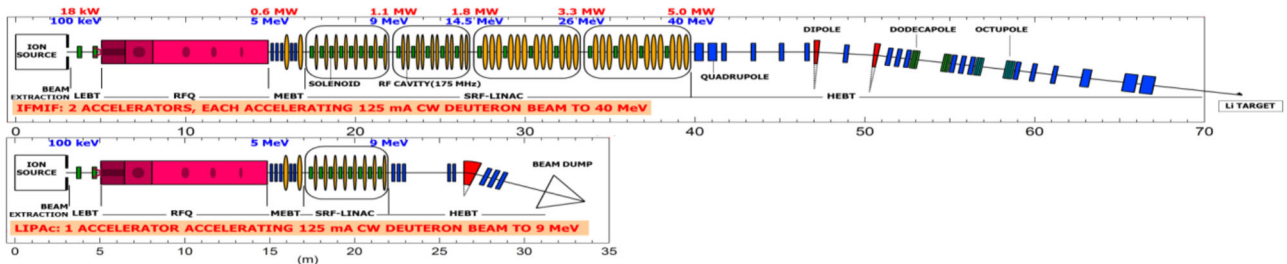


図4.2-2 上段：IFMIF加速器（2台のうちの1台）と下段：LIPAcの基本構成

4.2.1.2 要求仕様

A-FNS加速器システムに求められる最も基本的な要件は以下のとおりである：

- ① ターゲットに、定められた断面形状で、大電力のCW 重陽子ビームを入射する。
- ② 高い可動率を達成する。
- ③ ハザードを制御するような堅牢な設計によって事故を防止する。

③については、ビーム診断系の一部と3.10節 監視・制御システムにより達成される。表4.2-1に、①と②の要件をブレイクダウンしたA-FNS加速器システムの主要な仕様を示す。

A-FNS加速器システムの役割は、125 mA、40 MeV の重陽子ビームを、ターゲットシステムに入射することである。要求される重陽子ビーム断面形状は、液体リチウムターゲット上で 20 cm × 5 cm のフラットトップな長方形である。

IFMIF中間工学設計報告書によれば、試験システムにおける中性子束分布に大きな影響を及ぼす重陽子ビームの中心位置には、± 1 mmの精度が必要とされている[4.2.1]。ただし、応用利用（例えば、中性子モデレータを用いない高速中性子イメージングにおける高速動画撮像など）からの要求はより高いものになる可能性もあり、今後精査する必要がある。

材料照射における年間フルエンスの要求から、A-FNS全体に求められる可動率は75%（計画停止期間を除いた運転可能期間）である。この可動率要求は、IFMIFにおけるそれと同じである。ただし、計画停止期間については、IFMIFにおいては年間合計23日（20日と3日が1回ずつ）とされているのに対し、A-FNSにおいては、年間合計4ヶ月とすることで、高い可動率要求と安全目標を達成するために必要な保守・検査期間

を確保した。

A-FNS全体に求められる75%の可動率を達成するための加速器システム、ターゲットシステム、試験システムなど各システムの可動率としては、IFMIF[4.2.1]におけるそれらと同じ目標を設定している。加速器システムに要求される可動率は87%である。

加速器システムにおいては、異常放電（アーキング）などに起因して、比較的短い時間（典型的には数秒以下）にわたってビームが一時的に輸送されなくなる、いわゆるビームトリップが一般に不可避である。このビームトリップの存在自体は、試験システムにおける中性子照射の観点からは許容されるが、可動率には影響する。加速器システムの可動率は、ターゲットへの入射重陽子ビームの充足率（Beam Availability: BA）で定義され、ビームトリップ率（Trip Rate: TR）と、機器・システムの可動率（Hardware Availability: HA）とを用いて次式で表される：

$$BA = HA \times (1 - TR)$$

表4.2-1 A-FNS加速器システムの主要な要求仕様

	仕様	備考
加速粒子	D ⁺	試験運転などでの放射化を避けるため、H ⁺ も可能とする
加速周波数	175 MHz	RFQ及びSRF Linac。入射器は100 kV DC加速。
ビームエネルギー	40 MeV	
エネルギー幅	1.0 MeV FWHM	
ビーム電流	125 mA	
横方向プロファイル	水平方向20 cm × 鉛直方向5 cm の長方形、フラットトップ	液体リチウムターゲットにおいて
デューティ比	100 % (CW)	試験運転や調整運転のため、パルス運転も可能とする
可動率 (Beam Availability)	>87%	計画停止期間を除く運転期間中における可動率
保守スキーム	合理的に可能な限り hands-on	遠隔保守の可能性を排除しない設計とする
設計寿命	>30 年	

IFMIF中間工学設計報告書[4.2.1]においては、BA > 87%の要求を満たすため、TR < 4.5%、HA > 91%を目標として設定している。

LIPAcで今後計画している高デューティ運転における最も重要な目的の一つは、この目標とするTRを実証することにある。一方、機器・システムの耐久性や故障率を反映するHAについては、91%と高い目標であることもあって限られた試験期間で実証することはできないが、HA目標達成の可能性を評価し、今後のA-FNS工学設計活動に活かすことも、LIPAcにおける高デューティ運転の重要な役割であると言える。

IFMIF加速器及びA-FNS加速器のビームダイナミクス設計における大きな課題は、大電流ビームによる強い空間電荷効果に加えて、加速粒子が重陽子であることに起因する。すなわち、重陽子ビームの損失による

加速器コンポーネントの放射化を抑え、遠隔保守によらないhands-on保守を可能とするために、極めて低いビーム損失率が要求される。

加速周波数には、近年の陽子／重陽子加速器としては比較的低い175 MHzがIFMIF加速器の設計において選択された。この選択は、ビーム損失率を抑えることを一つの狙いとしたものであった[4.2.1]。低い加速周波数（長い波長）の選択により、ビームのアクセプタンスが広くなることは確かだが、一方で、マイクロバンチ当たりの電荷量が多くなり、また、放電限界電界が低くなるため加速長が長くなる。ビーム損失率を抑える観点でどちらが有利かは必ずしも明らかではないが、LIPAcのRFQにおいて125 mAの大電流重陽子ビーム加速という大きなマイルストーンを達成できたことから[4.2.2]、LIPAcと同じ加速周波数175 MHzをA-FNSでも採用した。

今後のIFMIF/EVEDA事業におけるRFQのCW運転の実証、後段SRF Linacでのビーム損失の評価とビームダイナミクス解析の検証・高度化が重要な課題である。

4.2.1.3 システム構成

A-FNS加速器の構成を図4.2-3に示す。この構成は、IFMIF加速器の設計活動において、ビームダイナミクスの観点及び技術的な実現可能性、並びに経済性の観点から検討された結果、選択された構成である。表4.2-2に、加速器を構成する各サブシステム出口におけるビームエネルギーを示す。A-FNS加速器においては4モジュールからなるSRF Linacにより40 MeVまで加速するのに対し、LIPAcは最上流の1モジュールまでで構成され、その出口におけるビームエネルギーは9 MeVである。

図4.2-3に見られるとおり、高エネルギービーム輸送系（High Energy Beam Transport: HEBT）の中程でビームを偏向してターゲットに斜入射する構成となっている。これは、IFMIFにおいて2本の重陽子ビームを同時に入射する必要があることに由来する。IFMIF設計においては、試験システムにおける中性子束（入射角が深いほど有利）と、上流の加速器コンポーネントに対する放射線遮蔽（入射角が浅いほど有利）の2

表4.2-2 A-FNS加速器及びLIPAcにおける重陽子ビームエネルギー

位置	Beam Power [kW]	Kinetic Energy [MeV]	$\beta = v / c$	Lorentz Factor, $\gamma = (1 - \beta^2)^{-1/2}$
入射器出口	13	0.1	0.01033	1.00005
RFQ 出口	625	5	0.07288	1.00267
(LIPAc)	(1,125)	(9)	(0.09761)	(1.00480)
A-FNS 加速器	5,000	40	0.20332	1.02133

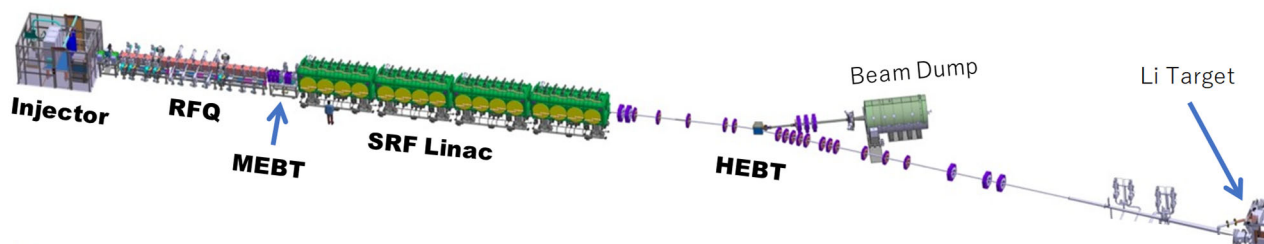


図4.2-3 A-FNS加速器のサブシステム構成とレイアウト

つの観点から、直入射に対して9度の斜め入射角が選択された[4.2.1]。A-FNSにおいては、重陽子ビームは1本なので、ターゲットあるいはその背後の試験システムに対して斜めに入射することは本質的に必要ではないが、検討した結果、直入射への変更による中性子束の増大が顕著ではないことが分かったため、IFMIFの設計から変更しないことを選択した。

A-FNS加速器システムのサブシステム構成は、ビーム上流側から順に、以下のとおりである。各サブシステムの詳細は4.2.2項以降に後述する。

入射器(Injector)サブシステム

入射器サブシステムは、ECRイオン源、静電加速コラム及び低エネルギービーム輸送系（Low Energy Beam Transport: LEBT）からなる。ECRイオン源で生成された重水素イオン（ D^+ 、 D_2^+ 及び D_3^+ ）は、電子リペラ電極を含む5枚電極構造からなる静電加速コラムにより引き出され、100 keVまで加速される。LEBTにおいて、重陽子（ D^+ ）ビームは2台の集束ソレノイドにより後段のRFQに導かれ、他の分子イオン（ D_2^+ 及び D_3^+ ）ビームのほとんどはここで失われる。

高周波四重極加速器(RFQ)サブシステム

RFQは、入射された直流の重陽子ビームを、強い空間電荷力に抗して横方向（x 及び y 方向。鉛直方向を y 方向とする）に集束すると同時に、縦方向（z 方向）には加速周波数である175 MHzに応じたマイクロパルスに集群しながら、5 MeVまで加速する。RFQの重陽子ビーム透過率は90～95% 程度である。

中エネルギービーム輸送(MEBT)サブシステム

MEBTにおいて重陽子ビームは、2組のスクレイパにより横方向（x 及び y 方向）のビームハロー（ビームコアの周辺に分布している希薄な密度の成分）が取り除かれた後、2台のバンチャ空洞と四重極電磁石によって、縦方向及び横方向に集群・集束され、後段のSRF Linacに導かれる。

超伝導高周波線形加速器(SRF Linac)サブシステム

SRF Linacは、半波長共振器（Half-Wave Resonator: HWR）型の約40台のSRF加速空洞と超伝導集束ソレノイドからなり、 $10^{-6}/m$ を下回る極めて低いビーム損失率で、重陽子ビームを40 MeVまで加速する。

高エネルギービーム輸送(HEBT)サブシステム

ほぼ円形の横方向分布を有する重陽子ビームは、HEBTに配置された複数の多極電磁石及びスクレイパによって、所定の長方形（x方向に20 cm、y方向に5 cm）のフラットトップな横方向分布に成形され、ターゲットシステムに導かれる。ターゲットシステムで発生するリチウム蒸気を排気し、リチウム蒸気汚染による性能劣化が懸念されるSRF Linacへの逆流を阻止することも、HEBTのもう一つの重要な役割である。

HEBTには、ビームダンプへ重陽子ビームを導くための偏向電磁石が備えられており、建設後のコミッショニングや停止後再起動時の調整運転において用いられる。

高周波源サブシステム

A-FNS加速器の全ての加速コンポーネント及びMEBTのバンチャ空洞に、175 MHzのRF電力を供給する。

ビーム診断系

A-FNS加速器の各所にビーム診断のための各種計測機器が配置される。これらには、通常運転における要件を満たすために必須のものに加えて、建設後のコミッショニングや、停止後再起動時の調整運転において必要となるビーム診断機器も含まれる。

付帯設備

A-FNS加速器の運転と保守に必要な電力、冷却水、液体ヘリウムなどを供給するための複数のサブシステムからなる。

4.2.1.4 ビームダイナミクス

A-FNS加速器の際だった特徴は125 mAという大電流であることにある。強い空間電荷効果により、A-FNS加速器のコミッショニングや運転には、ビームダイナミクスの高度な理解と、加速器の精密なチューニングが求められる。その両方に、ビームの診断とシミュレーションによる解析が不可欠である。

加速器システムのビームダイナミック設計における最も困難な課題は、hands-on保守の要請から来る極めて低い重陽子ビーム損失率の要求を満たすことにある。IFMIF加速器の設計において、放射化計算に基づく評価から、5 MeV 以上の高エネルギー部（すなわち、MEBT、SRF Linac 及び HEBT。スクレイパやビームダンプ、コリメータなど意図的に損失させる箇所を除く）の至るところでビーム損失を 1 W/m 以下とする目標が設定された[4.2.1]。これは、MEBT及びSRF Linac入口付近（5 MeV）において 2×10^{-6} /m、SRF Linac出口付近及びHEBT（40 MeV）においては 2×10^{-7} /mの極めて低いビーム損失率に相当する。

RFQまでの低エネルギー部（5 MeV以下）の設計においては、125 mAの大電流の達成と同時に、後段の高エネルギー部でのビーム損失を最小化するために可能な限り高いビーム特性が得られるように最適化がなされた。MEBT以降の高エネルギー部（5 MeV以上）の設計においては、 10^6 個を超える計算粒子を用い、計算粒子が損失されることなく、かつ、ビームエンベロープ（3 rms）が十分な余裕をもって通過するように最適化がなされた。これらの最適化が加速器コンポーネントのミスアライメントの無い条件下で行われた後に、静的及び動的なエラーを与えたシミュレーションが行われ、設計のロバストネスも確認された[4.2.1]。

その後、LIPAcの配置（SRF Linacの最上流モジュールまで）については、 10^7 個を超える計算粒子を用いていわゆるStart-To-Endシミュレーションも行われ、SRF Linac以降の高エネルギー部でのビーム損失が至るところで目標である1.0 W/mの半分以下となるとの結果も得られている（図4.2-4中の $z > 13\text{m}$ ）[4.2.3]。

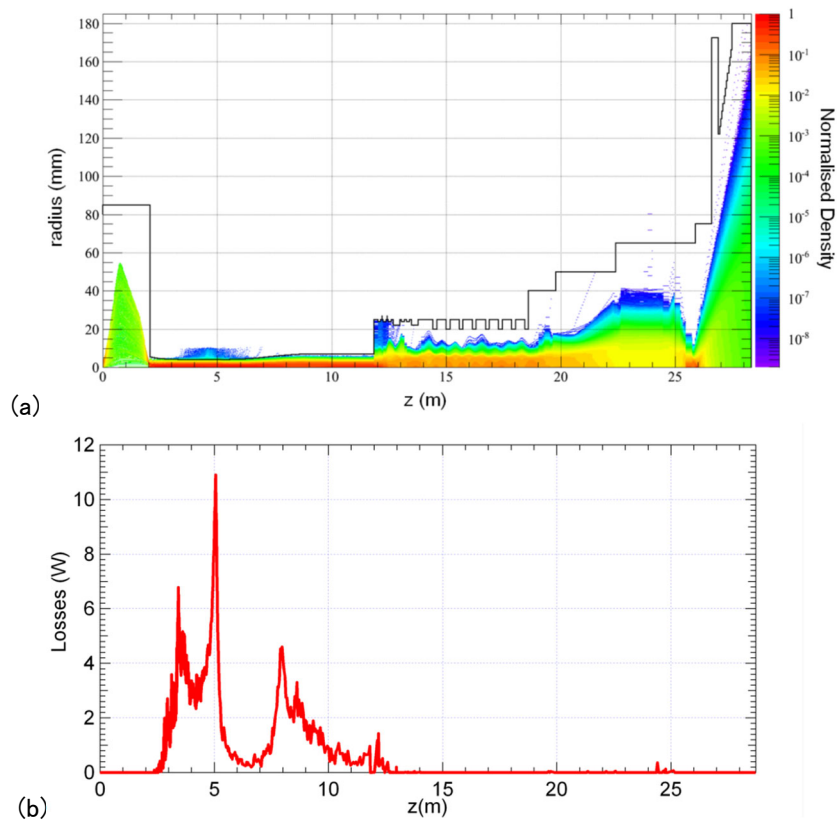


図4.2-4 約 10^7 個の計算粒子を用いたシミュレーションによる (a) LIPAc内の粒子分布、及び、(b) ビーム損失電力分布

ビームダイナミクス設計におけるもう一つの大きな課題は、HEBTにおけるビームの横方向プロファイルの成形である。ほぼ円形の横方向プロファイル (図4.2-5) のビームは、非線形磁場を生成する複数の多極電磁石を配置したHEBTによって、最終的に図4.2-6に示すような長方形のプロファイルに成形される。

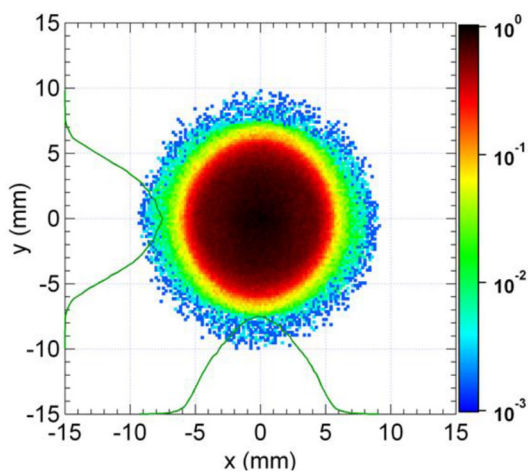


図4.2-5 HEBT入口でのビームプロファイル

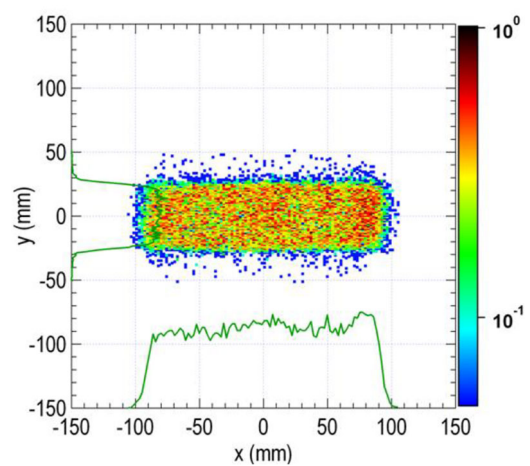


図4.2-6 リチウムターゲット上でのビームプロファイル

A-FNS加速器における重陽子ビームが大電流であることは、非破壊的なビーム診断においては有利に働くと考えられるが、建設後のコミッショニングや停止後再起動時の調整運転に有用な破壊的ビーム診断手法の適用には、大電力への耐性の観点で制約となる。加速器システムは、核融合中性子源としてのA-FNS加速器に要求されるCW運転に加えて、調整運転のための低デューティ比でのパルス運転も可能とする必要があり、このために入射器サブシステムにはチョッパが配置される。

ビーム診断系は、CWの通常運転において必須の非破壊計測による通常運転用ビーム診断系と、コミッショニングや調整に用いられる調整運転用ビーム診断系とに別けることができる。

- ① 通常運転用ビーム診断系は、CW定格運転の大電力ビームの診断にも利用可能な非破壊計測で構成される。ビーム位置モニタ (Beam Position Monitor: BPM) や、ビーム電流モニタ (Current Transformer: CT)、ビーム損失モニタ (Beam Loss Monitor: BLoM)、微小ビーム損失モニタ (Micro-Loss Monitor: μ LoM) などが含まれる。
- ② 調整運転用ビーム診断系は、ビームダイナミクスの把握に必要な、より詳細なビーム診断に用いられる。横方向ビームプロファイル計測、エネルギー分布計測、エミッタンス計測 (横方向及び縦方向) などがこれにあたる。

LIPAcの役割、今後の課題と期待される成果

LIPAcがA-FNS加速器のSRF Linacの最上流モジュールまでと完全に一致していることで、特に空間電荷効果が顕著な低エネルギー部におけるビームダイナミクスをより理解した上で、A-FNS加速器の今後の工学設計と建設後のビームコミッショニングに臨むことができる。

これまでの設計計算におけるビーム損失率を検証することは、LIPAcにおいて今後SRF Linacを設置した後の最も重要な課題の一つである。この目的のため、SRF Linacには微小なビーム損失を測定するための μ LoMが配置される。

設計計算に用いられたシミュレーション技術の高度化も、これまでのIFMIF/EVEDA事業において継続的に進められてきており、今後も引き続き重要な課題である。目標としている $10^{-6} \sim 10^{-7}$ /m のビーム損失率を正確に表現するためには、従来 ($\sim 10^7$ 個まで) の最低10倍、理想的には100倍以上の計算粒子数を用いる必要があると考えられる。従来のシミュレーション手法の延長では、現実的な計算時間でこれを実現することは困難であり、新たな手法の開発が検討されている[4.2.4]。例えば、計算粒子に不均等な重みを配分して、ビームハロー成分に計算コストを集中させる手法などが効果的であると考えられる。

これらのLIPAcにおける検証とシミュレーションの高度化によって、ビームハローの発生と輸送をより深く理解することは、A-FNS加速器の運転におけるビーム損失率要求の充足を確実にするためには不可欠であり、今後の課題である。

現設計においてMEBTには、横方向 (x方向及びy方向) のハロー成分を除去するためのスクレイパのみが配置され、下流でのハロー形成に繋がる可能性のある縦方向 (z方向) のテイル成分を除去する機能がない。このことは、SRF Linacだけではなく、上流のRFQ及び入射器にも、微小なテイル成分を高精度に表現できるビームダイナミクス解析を要求する。

ビーム損失率要求の充足を確信できない場合、SRF Linacの上流にエネルギーフィルタを追加する必要性が生じる可能性もある。このような代替設計の概念については「4.2.4. 中エネルギービーム輸送 (MEBT) サブシステム」に後述する。

4.2.2 入射器サブシステム

入射器サブシステム（図4.2-7）は、ECRイオン源、静電加速コラム及びLEBTからなる。ECRイオン源で生成された重水素イオン（ D^+ 、 D_2^+ 及び D_3^+ ）は、静電加速コラムにより引き出され100 keVまで加速される。LEBTにおいて、重陽子（ D^+ ）ビームは2台の集束ソレノイドにより後段のRFQに導かれ、他の分子イオン（ D_2^+ 及び D_3^+ ）ビームのほとんどはここで失われる。入射器サブシステムの主な仕様を表4.2-3に示す。

入射器サブシステムの役割は、後段のRFQ出口で定格の125 mAを達成するのに十分な重陽子ビーム電流を供給することにある。RFQでのビーム損失率としては10 %以下が期待できるので、入射器出口での重陽子ビーム電流の仕様は140 mAである。横方向エミッタンスへの要求は $0.25 \pi \text{ mm mrad}$ 以下である。

ECRイオン源において、マグネトロンから供給された2.45 GHzのマイクロ波と2つのソレノイドコイルで生成された磁場により、プラズマ容器内に重水素プラズマが生成される。プラズマ中の重水素イオン（ D^+ 、 D_2^+ 及び D_3^+ ）は、静電加速コラム内の静電界により、プラズマ容器壁（プラズマ電極）に設けられたビーム引出孔から引き出され、100 keVまで加速されてLEBTに導かれる（図4.2-8）。重水素イオンビームに占める重陽子（ D^+ ）ビームの割合としては、プロトタイプの試験結果から80%以上が期待される。80%の場合、必要な140 mAの重陽子ビーム電流を得るための引き出しイオン電流は175 mAと計算される。

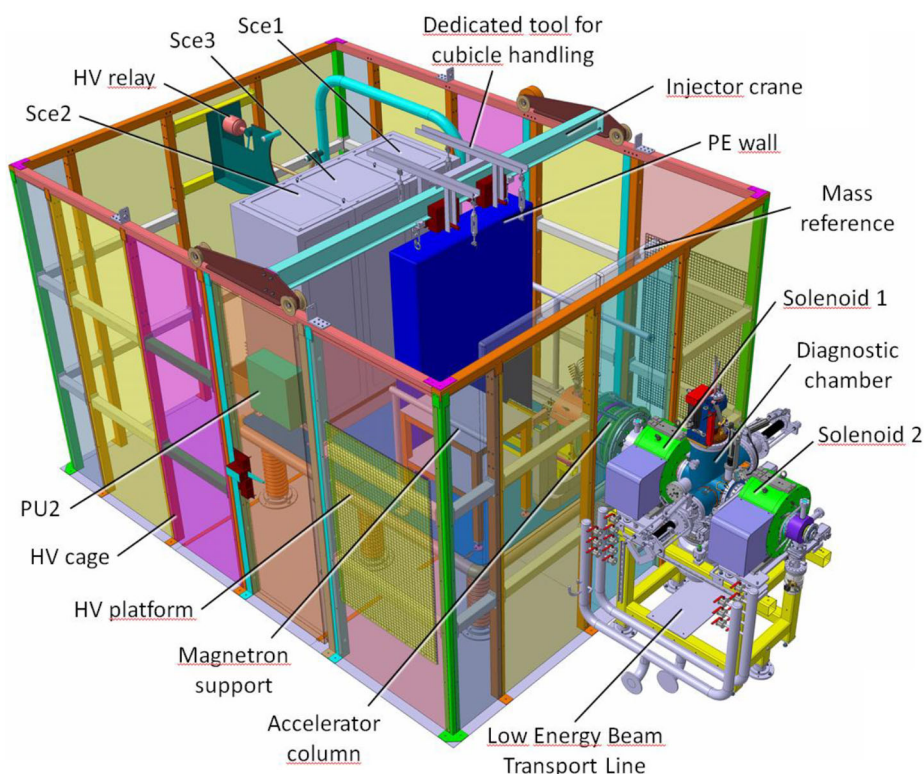


図4.2-7 入射器サブシステム

表4.2-3 入射器サブシステムの仕様

	仕様	LIPAcでの達成値 (2019年12月現在)
加速電圧(DC)	100 kV	100 kV
重陽子ビーム電流	140 mA	142 mA
重陽子割合(イオン源)	>80 %	~85 %
エミッタンス	<0.25 π mm mrad	~0.2 π mm mrad
デューティ比	<50 %, 100%(CW)	最長7時間のCW運転を達成 (100 mAにおいて)
最小パルス幅	50 μ sec	(未評価)
最大繰り返し周波数	10 Hz ※	10 Hz
ビーム停止時間 (10%出力までの立下り時間)	< 10 μ sec	(未評価)

※ ただし、50 μ sec 間隔の負論理ダブルパルスも可能とする。

静電加速コラムには、下流のLEBTからの電子の逆流を阻止するため、負電位のリペラ電極が設けられている。IFMIFの当初の設計は図4.2-8に示されている接地電極が無い4枚電極構造であったが、ビーム引き出し時の耐電圧性能に問題があることが判明し、図のような5枚電極構造に変更された[4.2.5]。この改良により、LIPAcにおいて所期の加速電圧とビーム電流が達成されている（表4.2-3）。電子リペラ電極は、LEBTの最下流（RFQ入口）にも設けられている。

LEBTに入射された重陽子ビームは、空間電荷効果による発散力が作用する。一方、このエネルギー領域ではガス分子との衝突電離の断面積が無視できるほどは小さくなく、残留重水素ガス又は導入されたガス（例えばクリプトンガス）の電離によって発生した電子が、重陽子ビームの作る正の空間電荷ポテンシャルに捕捉され、ポテンシャルの一部を中和する（Space Charge Compensation: SCC）。

このSCCは、典型的には70%を超える高い割合で空間電荷ポテンシャルを抑制するため、入射器内のビームダイナミクスに大きな影響を及ぼす。SCC効果も考慮したLEBT及びRFQ上流部のビーム輸送計算結果[4.2.5]を図4.2-9に示す。SCC効果があるものの空間電荷効果で発散した重陽子ビームは、2台のソレノイドによりRFQへの入射条件（ツイスパラメータ）に合うように集束される。2台のソレノイドと同じ位置には、2組のステアリング電磁石が配置されている。

2台のソレノイドの間のドリフトスペースには、パルス運転時に用いられる双極静電チョップが配置されており、ビームを横方向に偏向して除去することでパルス状のビームをRFQに入射する。チョップ自体の立ち上がり／立ち下がり時間は10 μ sec以下であるが、RFQ出口におけるビームのパルス立ち上がり時間は、RFQにおけるビームローディング補償制御の応答時間で決まる（現在、LIPAcにおいて数十 μ sec程度）。パルス繰り返し周波数はLIPAcと同じ最高10 Hzとするが、将来の応用利用のためのパルスビーム振り分けの可能性を考慮し、最小50 μ secの幅で2回、最小50 μ sec間隔でビームが欠けた構造（負論理ダブルパルス）を、最高繰り返し周波数10 Hzで発生することを可能とする。

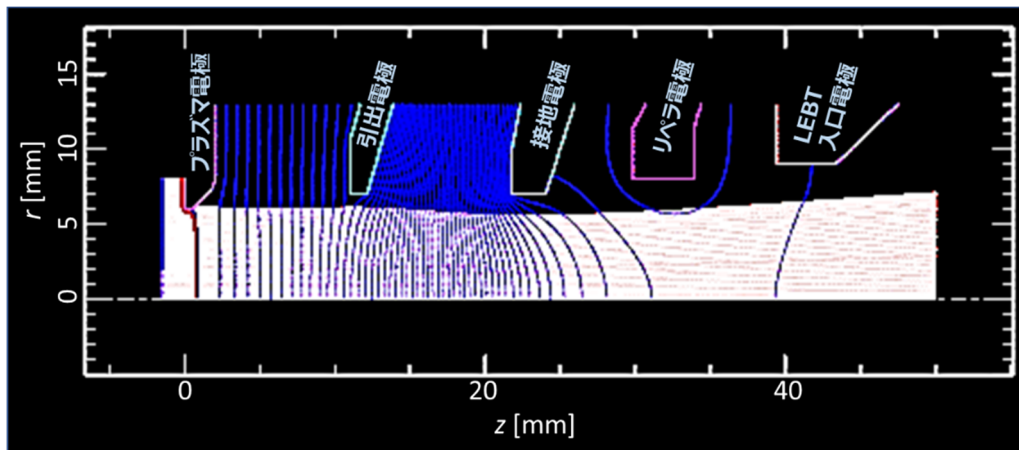


図4.2-8 イオン源からのビーム引き出しシミュレーションによる静電加速コラム内の電位分布（青線）と重陽子ビーム軌道（白線）

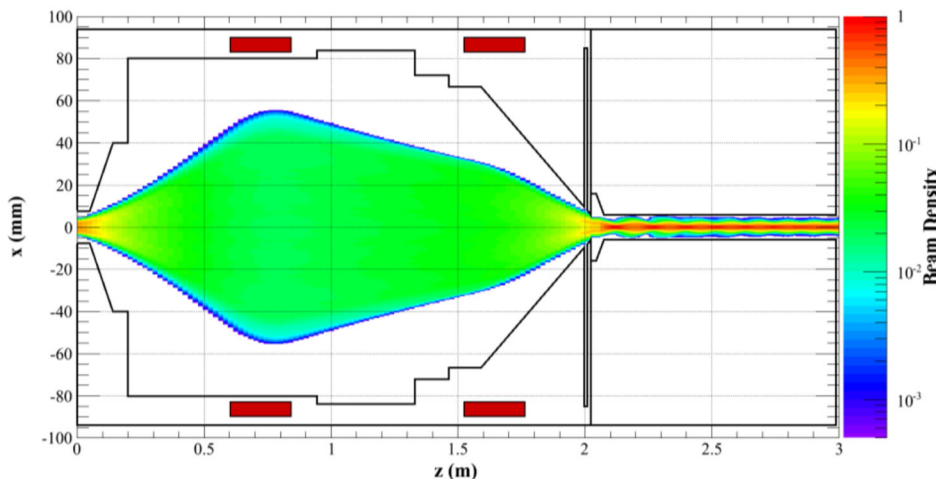


図4.2-9 粒子シミュレーションによるLEBT内の重陽子ビーム密度分布

入射器サブシステムの設計は、前述した静電加速コラムの電極構造の変更を除き、LIPAcの当初設計と基本的に同じである。設計の詳細は、LIPAc入射器の工学設計報告書[4.2.6]を参照されたい。

LIPAcの役割、今後の課題と期待される成果

これまでのLIPAcでの工学実証活動においては、前述の加速器コラムの設計変更も含め、入射器の工学設計上の大きな成果があった。その結果、出力重陽子ビームの特性はA-FNSの要求仕様を既に満たしている（表4.2-3）。CW運転についても、終日連続運転試験において、このときの最大電流100 mAでの7時間連続を含む11.5時間のCW連続運転が達成されており[4.2.7]、順調に推移していると言える。

今後も運転を重ね、ビームトリップ率を評価すると共に、特にA-FNSにおける連続運転期間（4ヶ月）ごとに交換が予定されている消耗部品（具体的には、ECRイオン源に使われる窒化ホウ素セラミックス部品）など、機器の耐久性の評価と、交換や再始動に必要な期間や手順の検証も求められる。

A-FNSに向けては、静電加速コラムの電極構造の見直し等による大電流化の検討も進められている。LIPAcの入射器においては、特に停止後再起動時に、イオン源からの引出ビーム電流に長時間ドリフトが見られている[4.2.8]。大電流化によって、定格電流に対して最大電流に裕度を持たせることができれば、可動率の向上、フィードバック制御等による出力ビーム電流の安定化やウォームアップ時間の短縮が期待される。まずシミュレーション等による検討を進めた後、LIPAcへの適用の可能性も検討されるべきである。

入射器のビームダイナミクス、特にSCC効果の解析については、シミュレーション技術の高度化が工学実証活動で継続的に進められている[4.2.9, 4.2.10]。LIPAc入射器の設計に用いられた解析コードでは、SCCの顕著なLEBTの解析に長時間（50 CPU並列計算で数日間）を要したため、パラメータの最適化や、定格条件以外のビーム挙動解析においては、自己無撞着ではない簡易評価でSCC効果が扱われてきた。また、無視されてきた加速コラム内のSCCと、それに伴うイオン源への逆流電子の解析は、出力ビーム特性への影響に加えて、LIPAc入射器で観測されている前述の長時間ドリフトの理解にも重要な役割を果たす可能性がある。結果としてLIPAcの入射器で得られているビーム特性は満足のものであるが、入射器のシミュレーション技術はいまだ十分とは言えない。更なる高度化が必要であり、その検証のための実験データを提供することもLIPAcの今後の重要な役割の一つである。

もう一つの大きな課題として、現在LIPAcにおいて双極静電チョップが正常に機能しておらず[4.2.7]、今後原因の解明と設計見直しによる解決が必要である。基本的には工学的な設計見直しで解決できると期待されるが、不具合の原因によってはチョップの方式や設置位置の変更が必要となるかもしれない。すなわち、不具合の原因として、残留ガス圧力の比較的高い位置に、横方向（x方向）電界を与える双極静電チョップを、縦方向（z方向）磁場中に配置していることで直流放電が誘起されている可能性も考えられる。具体的な代替設計としては、残留ガスの少ないRFQ後段へのRFチョップ[4.2.11]の設置、又は、縦方向（z方向）電界を印加するEinzel レンズ型チョップ[4.2.12]の静電加速コラム部への導入が候補として考えられる。

4.2.3 高周波四重極加速器(RFQ)サブシステム

RFQサブシステム（図4.2-10）は、入射された直流の重陽子ビームを、強い空間電荷力に抗して横方向に集束すると同時に、縦方向には加速周波数である175 MHzに応じたマイクロパルスに集群しながら、5 MeVまで加速する。RFQの主な要求仕様を表4.2-4に示す。

RFQとしては比較的高い5 MeVという出力エネルギーは、IFMIF加速器（及びA-FNS加速器）の際だった特徴である125 mAという大電流に起因して、空間電荷効果の影響が比較的小さくなる高エネルギーまで加速する必要性から選択されたものである。同じく強い空間電荷効果を考慮して175 MHzという比較的低い加速周波数が選択されたこともあいまって、RFQの全長は世界最長となる9.8 m である。全長を可能な限り短くするために、比較的高い最大表面RF電界強度25.2 MV/m（1.8 Kilpatrickに相当）が選択された。

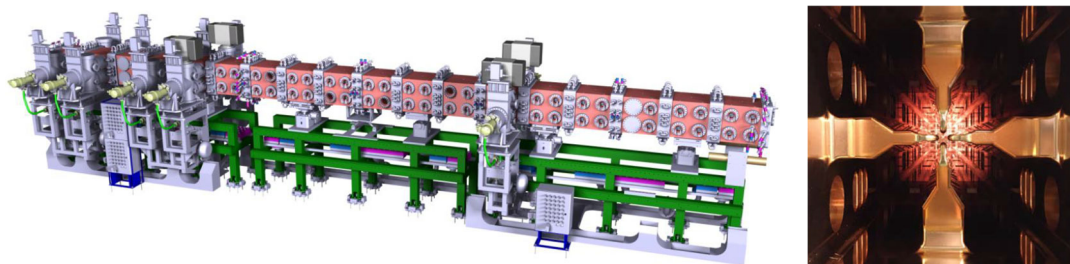


図4.2-10 RFQサブシステム（左）とLIPAcのRFQ内部の写真（右）

表4.2-4 RFQサブシステムの主要な要求仕様

	仕様	LIPAcでの達成値 (2019年12月現在)
加速周波数	175 MHz	175 MHz
最大表面電界	25.2 MV/m (1.8 Kilpatrick)	(加速勾配要求を達成)
入力ビームエネルギー	100 keV	100 keV
出力ビームエネルギー	5 MeV	5 MeV
出力ビーム電流	125 mA	125 mA
デューティ比	0.01 – 50 %, 100 % (CW)	< 0.1 %
損失ビーム電流	< 5 mA overall < 0.1mA between 4 and 5 MeV	~ 14 mA overall (4-5 MeVの損失は未評価)
ビーム透過率	>96 %	~90 %
出力ビーム横方向エミッタンス	<0.30 π mm mrad	(未評価)
出力ビーム縦方向エミッタンス	<0.2 MeV deg.	(未評価)

A-FNS加速器のRFQにおいては、大電流と高い出力エネルギーという2つの特徴により、重陽子ビーム損失による放射化が大きな課題となる。図4.2-11に示すように、RFQの上流部（低エネルギー部）において、Shaperセクションに続くGentle Buncherセクションで、ビームは適度に損失されながら徐々に集群される。Gentle Buncherセクションと、下流のAcceleratorセクションとの間のビーム孔は必要最小限に小さく設計されており、Acceleratorセクションの高エネルギー部におけるビーム損失を抑えるためのスクレイパとしての役割を果たす[4.2.13]。粒子シミュレーション（図4.2-11、ビーム損失率は4.1%）による損失分布に基づき、安全側に立って10%のビーム損失率を想定した場合、中性子発生率はD(d,n)³He反応によって 6×10^8 n/sec、Cu(d,xn)反応によって 4×10^9 n/secと評価された[4.2.14]。この評価に基づき放射化計算も行われ、Hands-on保守の要請を満たすために、表4.2-4に示したビーム損失電流及びビーム透過率の目標が設定された[4.2.1]。

RFQの共振周波数は、可動チューナで調整された後固定チューナに変更され、運転時の微調整はRFQの冷却水の温度調整によって行われる。RFQの空洞内には、RF電界強度分布をモニタするためのピックアッププローブが配置されている。RFQへのRF電力は、後述の高周波源サブシステムにより、各200 kWの8系統の同軸導波管及びRFカップラを通して供給される。

RFQサブシステムの設計は、LIPAcのそれと基本的に同じである。設計の詳細は、LIPAcのRFQ工学設計報告書[4.2.15]を参照されたい。



図4.2-11 粒子シミュレーションによるRFQ内のビーム損失分布
(設計変更前の入射器からのビーム入射条件での計算)

LIPAcの役割、今後の課題と期待される成果

LIPAcにおいては現在までに、入射器、RFQ及びMEBTまでの設置を完了し、低デューティ試験において、目標とする125 mA、5 MeVの加速に成功した[4.2.2]。このときのRFQのビーム透過率は>90%と評価されている[4.2.2]。これは、今後の入射ビーム条件の調整の余地を考慮すれば、粒子シミュレーションによる92% [4.2.5]と良く一致していると言える。現在は、2020年度からのCW運転を目指した高デューティでのビームコミッショニングと、縦方向及び横方向のエミッタンス計測に向けた準備が進められている。

現在のビーム透過率（実験値>90%、計算値92%）はIFMIFあるいはA-FNSの目標値（96%）と比べて低い。一つの大きな要因として、入射器の静電加速コラムの設計変更（耐電圧性能向上のため。4.2.2項参照）に伴って、粒子シミュレーションによるRFQビーム透過率が96%から92%に低下している[4.2.5]。つまり、入射器において、エミッタンスの要求値は満たしているものの、RFQの求めるビーム入射条件（ツイスパラメータ）を十分に満足していない。今後のA-FNS工学設計における入射器の最適化による改善の余地が十分にあり、このためにも4.2.2項で言及した入射器のシミュレーションの高度化が重要である。

一方で、更なる設計の最適化と並行して、96%という高いビーム透過率目標の見直しも検討する必要がある。後段加速器へ必要なビーム電流を供給する観点からは90%程度で十分である。96%の目標値は、前述のとおり、シミュレーションによるビーム損失及び放射化計算によって、Hands-on保守の要請を満たすように安全側に立って設定された[4.2.1]。RFQの顕著な放射化は、これまでの低デューティ運転では見られてい

ない。今後の高デューティ運転においてRFQの放射化の評価、放射化計算の結果と手法の検証が今後の重要な課題である。

また、最大表面電界が比較的高く設定されているため、RFQにおけるビームトリップ率を評価することも高デューティ運転の重要な役割である。

4.2.4 中エネルギービーム輸送(MEBT) サブシステム

MEBT（図4.2-12）において、RFQから出力された重陽子ビームは、後段のSRF Linacの入射条件に合う

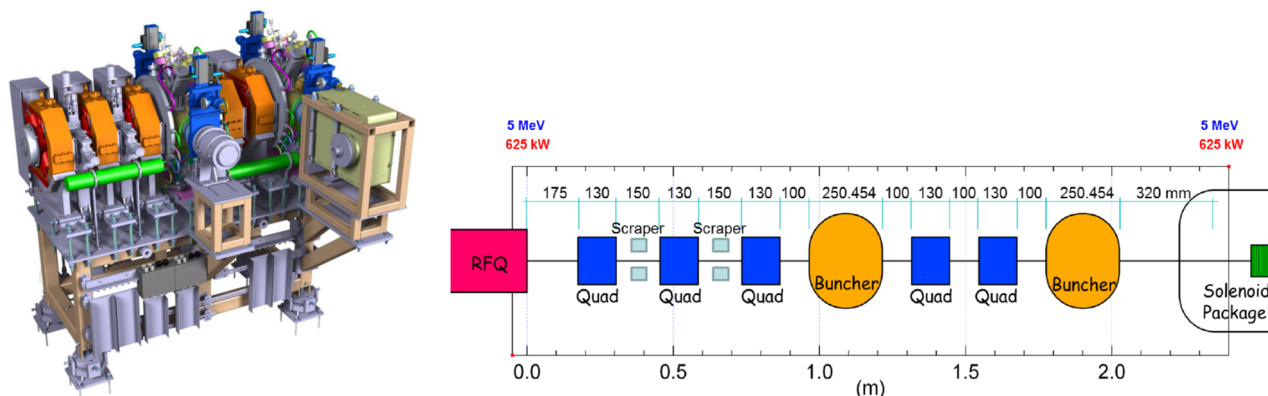


図4.2-12 MEBTサブシステム（左）と主要コンポーネントの配置（右）

表4.2-5 MEBTサブシステムの主な仕様

	仕様	備考
バンチャ空洞	2台	
周波数	175 MHz	
空洞電圧	350 kV	
四重極電磁石	5台	
磁場勾配	25 T/m	
ステアリング電磁石	4組	x方向及びy方向で1組
積分磁場	25 G m	
スクレイパ	2台	x方向、y方向に各1台
ビームエネルギー	5 MeV	H ⁺ の場合は2.5 MeV
$\beta (= v / c)$	0.073	
重陽子ビーム電流	125 mA	パルス運転の場合、マクロパルス内の平均電流
デューティ比	<50 %, 100 % (CW)	

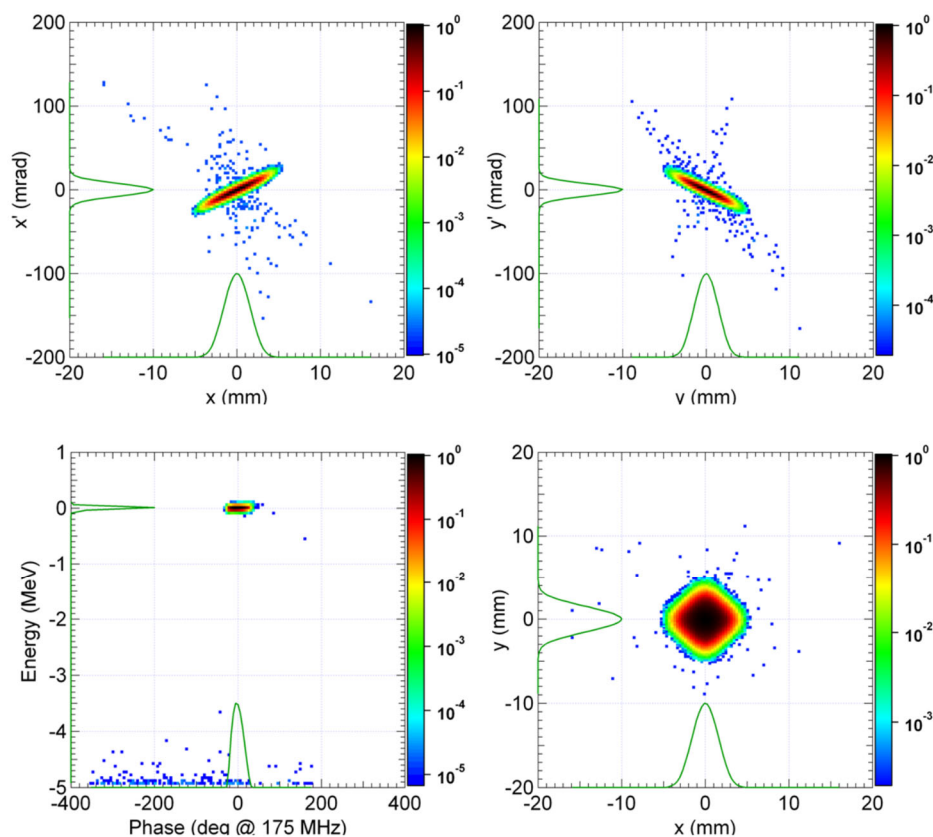


図4.2-13 RFQからMEBTに入射される重陽子ビームの横方向位相平面分布（左上及び右上）、縦方向位相平面分布（左下）及び x - y 平面分布（右下）

ように横方向及び縦方向に整えられる。MEBTの主な仕様を表4.2-5に示す。

図4.2-13に見られるようにRFQからの重陽子ビームには、横方向（ x 及び y 方向）と縦方向（ z 方向、図中ではRF位相で表示）の両方に、ビームコア周辺のハローやテイルが分布している。SRF Linacにおけるビーム損失率の要求を満たすために、これらを除去することがMEBTの役割の一つである。 x 方向及び y 方向のハロー成分を除去するために、四重極電磁石トリプレットの間にスクレイバ（ビームスリット）が設置されている。それぞれ上流の四重極電磁石を用いて横方向位相平面（ x - x' 及び y - y' ）上でビームを回転させた後に x 方向（又は y 方向）のビームスリットでハロー成分を取り除く。一方、 z 方向のテイル成分の大部分は、ビームコア（ 5 ± 0.01 MeV、FWHM）と比べてエネルギーが著しく低いため、MEBTの輸送の過程で失われる。

MEBTのもう一つの役割は、SRF Linacの入射条件に合うように、縦方向及び横方向にビームを集群及び集束することにある。このため、2台のバンチャ空洞と四重極電磁石ダブレットが設置されている。バンチャ空洞のRF周波数は、RFQ及びSRF Linacの加速周波数と同じ175 MHzである。最大15 kW（合計30 kW）のRF電力は高周波源サブシステムから供給される。

MEBTサブシステムの設計は、LIPAcのそれと基本的に同じである。設計の詳細は、LIPAcのMEBT工学設計報告書[4.2.16]を参照されたい。

LIPAcの役割、今後の課題と期待される成果

現在LIPAcにおいて準備が進められている高デューティでのコミッショニングにおいては、MEBTの下流にバンチ長モニタの設置も計画されており、MEBTのバンチャと組み合わせて用いることで縦方向エミッタンスの測定が計画されている。更に、その後のSRF Linacを設置した後の運転において、MEBTに求められる全ての機能の検証が行われる。検証されるべき重要な機能には、後述するSRF空洞性能劣化に関連したMEBTの真空排気系の検証が含まれる。

これらの今後のLIPAcでのコミッショニングの結果と、これと並行して進められるシミュレーション技術高度化の進展によっては、4.2.1.4（ビームダイナミクス）に前述のとおりMEBTのスクレイパとバンチャ空洞との間にエネルギーフィルタを追加する必要性が生じる可能性もある。

エネルギーフィルタは基本的に、ビームを偏向するための双極電磁石（偏向電磁石）と、偏向により生じた色収差を利用して低エネルギー成分を除去するためのビームスリットとで構成される。1台の偏向電磁石（1回偏向）による場合、RFQより上流のビームラインを斜めに設置する必要がある、建屋設計に与える影響が大きい。このため、エネルギーフィルタを追加する場合、2回偏向するドッグレッグ型又は4回偏向するシケイン型が候補となる。いずれの場合も、空間電荷効果によるビームの広がりを抑えるために追加の四重極電磁石も必要となる。また、ビーム輸送距離が長くなり縦方向にもビーム（マイクロパルス）はより広がるため、バンチャの空洞電圧についても再検討が必要となる。

4.2.5 超伝導高周波線形加速器(SRF Linac)

SRF Linacにおいて、重陽子ビームは5 MeV から 40 MeVまで加速され、HEBTに導かれる。4モジュールのクライオスタットからなり、全長は22.7 mである。SRF Linacの主な仕様を表4.2-6に、また、最上流のクライオモジュールのプロトタイプであるLIPAcのSRF Linacクライオモジュールを図4.2-14に示す。

A-FNSのSRF Linacは、それぞれに共振周波数調整用のチューナを備えた合計42台の半波長共振器（Half-Wave Resonator: HWR）型のSRF加速空洞からなる。各SRF空洞には、最大200 kWのRF電力が、RFカップラを通して高周波源サブシステムから供給される。SRF空洞は、ビーム集束用のソレノイド、ステアリング電磁石、ビームポジションモニタ（Beam Position Monitor: BPM）と共に4モジュールのクライオスタット内に設置され、液体He冷却により4.5 Kまで冷却される。クライオモジュールは真空容器及び地磁気シールドの機能も有する。

集束用超伝導ソレノイドは、最大6.0 Tのソレノイド磁場を生成する。SRF空洞に漏れ磁場の影響を与えないように磁気シールドされる。集束用ソレノイドと同じ21台のBPMが、SRF空洞1台ないし3台ごとに配置される。

SRF Linacにおいては、Hands-on保守の要請から、極めて低い重陽子ビーム損失の要求（ $<1 \text{ W/m}$ ）を満たす必要がある。これは、5 MeV（SRF Linac最上流）では $2 \times 10^{-6} / \text{m}$ 、40 MeV（最下流）においては $2 \times 10^{-7} / \text{m}$ の極めて低いビーム損失率に相当する。SRF Linacには、微小なビーム損失を検出するためのマイクロロスモニタ（Micro-Loss Monitor: μLoM ）が配置される。

SRF Linacサブシステムの設計は、IFMIF加速器のそれと基本的に同じである。設計の詳細は、IFMIF中間工学設計報告書のSRF Linac 設計書[4.2.17]を、また最上流モジュールの詳細についてはLIPAcのSRF Linac工学設計報告書[4.2.18]を参照されたい。

表4.2-6 SRF Linacサブシステムの主な仕様

	仕様	備考
加速空洞タイプ	Half-Wave Resonators	超伝導、液体He冷却、Nb空洞
加速周波数	175 MHz	
加速電界	5 MV/m	LIPAcでの試験結果に依存
入力／出力エネルギー	5 / 40 MeV	
加速空洞数	42 台	LIPAcでの試験結果と今後のビームダイナミクス解析に依存
集束ソレノイド数	21 台	
ソレノイド軸上最大磁場	6.0 T	
クライオスタットモジュール数	4 モジュール	LIPAcでの試験結果と今後のビームダイナミクス解析に依存
加速器全長	22.7 m	
ビーム電流	125 mA	パルス運転の場合、マクロパルス内の平均電流
デューティ比	<50%, 100 % (CW)	
ビーム損失	< 1 W/m	SRF Linac の至るところで

SRF Linacにおけるもう一つの大きな課題は、国内外のSRF加速器施設で観測されている、SRF空洞内面のパーティクル汚染による空洞性能劣化である（例えば、参考文献[4.2.19-22]）。

その原因について完全な理解はいまだないが、製造、輸送、組立の工程で混入、又は、設置後に上流又は下流の加速器コンポーネントから流入する異物等に起因して、電界放出によって運転が定格より低い加速電圧に制限される恐れがある。性能劣化が起こった場合の性能回復のための処理技術の開発も進められている（例えば、参考文献[4.2.19, 4.2.22]）ものの、現在までに確立されている性能回復技術は、基本的にオフラインで、すなわち加速器から対象となるSRF空洞を取り外して適用される。

A-FNSには、こういった性能回復処理のための施設・設備と、交換用の予備のSRF空洞を備えておく必要がある。予備のSRF空洞との交換は、原則として年1回のA-FNSの計画停止期間中に行われる。

LIPAcの役割、今後の課題と期待される成果

4.2.1.4（ビームダイナミクス）に前述のとおり、ビーム損失率要求の充足を確実にするためには、シミュレーション技術の高度化が不可欠である。SRF Linac設置後のLIPAcにおいては、要求を上回る低ビーム損失率を最上流クライオモジュールで達成することのみならず、シミュレーション技術の高度化に資する実験データを提供することも重要な役割の一つである。

LIPAcのSRF Linacのもう一つの重要な役割は、前述の異物混入に起因するSRF空洞性能劣化の頻度や程度についての統計的情報を提供することにある。A-FNS工学設計におけるSRF Linacの設計は、LIPAcから得られた知見に基づいて最終的に決定される。結果として、SRF空洞や集束ソレノイド、クライオモジュールの数とSRF Linac全長は、表4.2-6に示された現設計のそれらを下回ることはないと予想される。SRF空洞性

能劣化の評価は、SRF Linacの上流及び下流の真空排気系の評価と併せて行う必要がある。特に、A-FNS加速器と同じ構成である上流側、すなわちMEBTの真空排気系の構成についてはLIPAcの今後の運転で十分に評価・検証されると期待される。MEBT上流のRFQにおける異常放電やビーム損失などとも関連付けて、SRF空洞性能劣化の理解とMEBT真空排気系の評価を行うことが重要である。

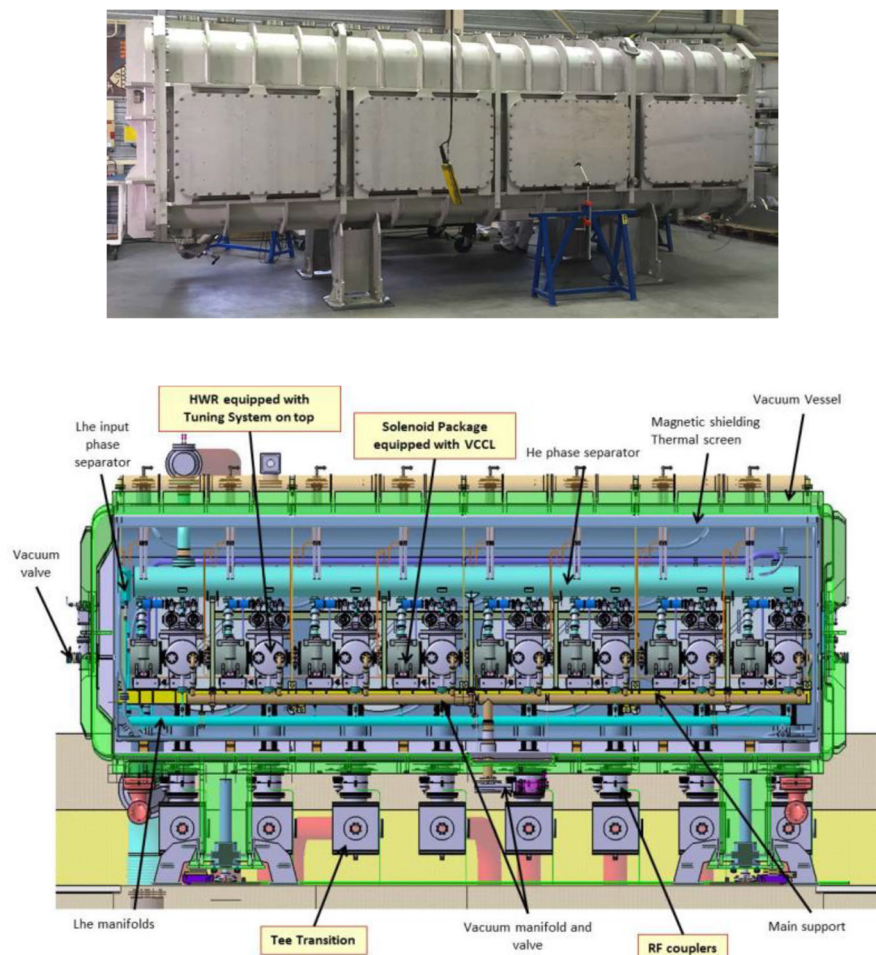


図4.2-14 LIPAcのSRF Linacクライオモジュールの外観（上図）及びモジュール内の機器配置（下図）

4.2.6 高エネルギービーム輸送(HEBT)サブシステム

SRF Linacから出力された重陽子ビームは、HEBTによって、所定の長方形（x方向に20 cm、y方向に5 cm）のフラットトップな横方向分布に成形され、ターゲットシステムに導かれる。

図4.2-15にHEBTの電磁石配置を示す。SRF Linacの最下流クライオモジュールから出力された重陽子ビームは、四重極電磁石（図中のQ1～Q6）で輸送され、偏向電磁石（B1及びB2）によって合計9度偏向される。その後、十二極電磁石（D1及びD2）、八極電磁石（O1及びO2）、四重極電磁石、及び、2台のスクレイパ（Q8～Q10からなるトリプレットに設置）によって、所定の長方形分布に成形される。また、HEBTの隋所にはステアリング電磁石が配置される。

加えて、B1とQ7の間には34.5度偏向電磁石も設置され、建設後のコミッショニングや停止後再起動時のパルス運転において、重陽子ビームをビームダンプ（図4.2-16）へ導くために用いられる。停止後再起動時には、ビームダンプの放射化を抑えるため低デューティ比での調整の後、ビームをターゲットシステムに導

いて徐々にデューティ比を高め、CW運転に至る。ビームダンプは基本的に、重陽子ビームを受け止めて除熱されるカートリッジと、その周辺に配置された放射線遮蔽体とからなる。IFMIFの40 MeV用ビームダンプと同じ設計のカートリッジがLIPAcのビームダンプに用いられており、LIPAcにおける製作、設置、使用から得られた知見がA-FNSの工学設計に活かされる。一方、重陽子ビームエネルギーの違いから、LIPAcのビームダンプの遮蔽体の構造はA-FNSとは異なる。

HEBTサブシステムの設計は、IFMIF加速器のそれと基本的に同じである。設計の詳細は、IFMIF中間工学設計報告書のHEBT 設計書[4.2.23]及びビームダンプ設計書[4.2.24]を参照されたい。

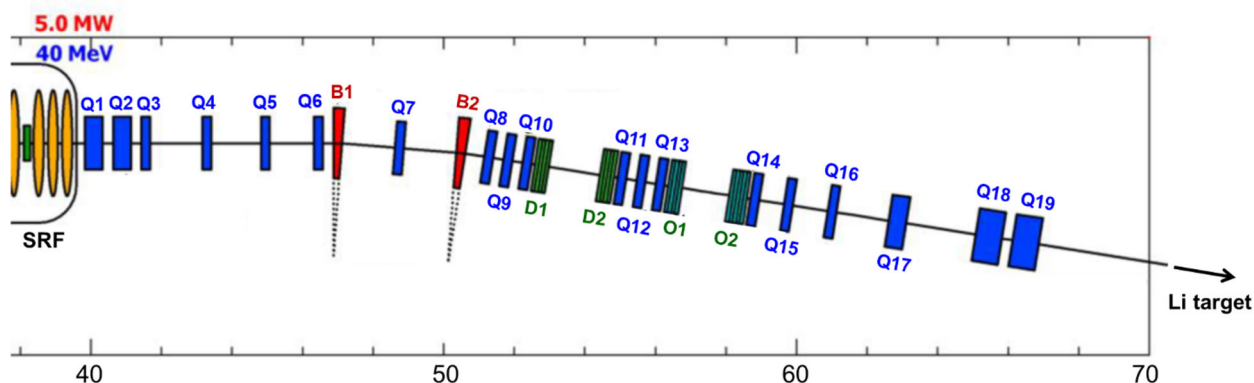


図4.2-15 HEBTの主な電磁石の配置

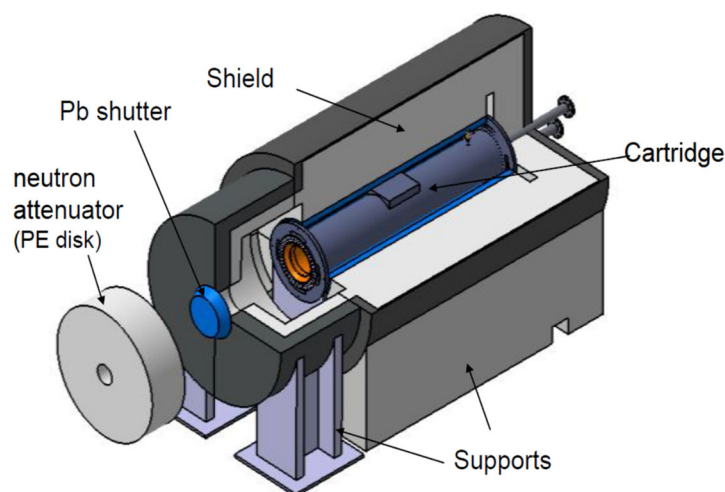


図4.2-16 ビームダンプ

HEBTのもう一つの重要な役割は、ターゲットシステムで発生するリチウム蒸気を排気し、リチウム蒸気汚染による性能劣化が懸念されるSRF Linacへの逆流を阻止することである。そのための差動真空排気系の設計は、A-FNS工学設計において実施される。SRF空洞内面の汚染による性能劣化には多くの先例があるが、リチウム蒸気影響については知見が存在しないため、これを定量的に評価した上で、HEBTにおける差動真空排気系を設計する必要がある。

4.2.7 高周波源サブシステム

A-FNS加速器へのRF電力は、高周波源サブシステムから供給される。各加速コンポーネントへの供給RF電力など、高周波源サブシステムの主な仕様を表4.2-7に示す。

高周波源サブシステムは、A-FNS加速器システムの可動率に最も大きな影響を与えると想定される。A-FNS加速器に要求される可動率（BA>87%、HA>91%）を達成するために設定された高周波源サブシステムのHA目標は98.6%である[4.2.25]。

RFQとSRF Linacの加速空洞へのRF電力供給系は、3段階の増幅器を用いた52ユニットの高周波源からなる。2ユニットごとに2台の車輪のついた架台に設置されており、保守や交換が容易なモジュール構造となっている（図4.2-17）。各ユニットは、400 W出力の固体増幅器と2台の四極管（テトロード）により、低レベルRFシステム（Low Level Radio Frequency: LLRF）から共有されたRF電力を増幅した後、サーキュレータを介して同軸導波管によって伝送し、各加速空洞に備えられたRFカップラを介して空洞にRF電力を供給する。サーキュレータは、下流側からの反射RF電力を無反射終端に導くことで、RF増幅ユニットを保護する。MEBTの2台のバンチャ空洞への最大20 kWのRF電力の供給には、全固体増幅器が用いられる。

全ての加速空洞及びバンチャ空洞に供給されるRF電力とその位相は、LLRF制御システムによって制御される。コミッショニングや停止後再起動時の調整運転におけるパルス運転では、パルス状のビーム負荷変動による空洞電圧変動の補償制御も、LLRF制御によって行われる。

表4.2-7 高周波源サブシステムの主な要求仕様

	仕様	備考
周波数	175 MHz	
バンド幅	±250 kHz	-1dB バンド幅
位相安定度	±1 度	
振幅安定度	±1 %	
デューティ比	<50 %, 100 %(CW)	
最小パルス幅	~20 μsec	
最大繰り返し周波数	1 kHz	LIPAc においては当初設計値は10 Hz。その後1 kHzとする改造が施され、数十Hz程度までの運転は実証済み。
RF電力: RFQ	200 kW	8 ユニット
MEBT	20 kW	2 ユニット
SRFモジュール#1	105 kW	8 ユニット
SRFモジュール#2	105 kW	10 ユニット
SRFモジュール#3	200 kW	12 ユニット
SRFモジュール#4	200 kW	12 ユニット
可動率(HA)	>98.6 %	計画停止期間を除く

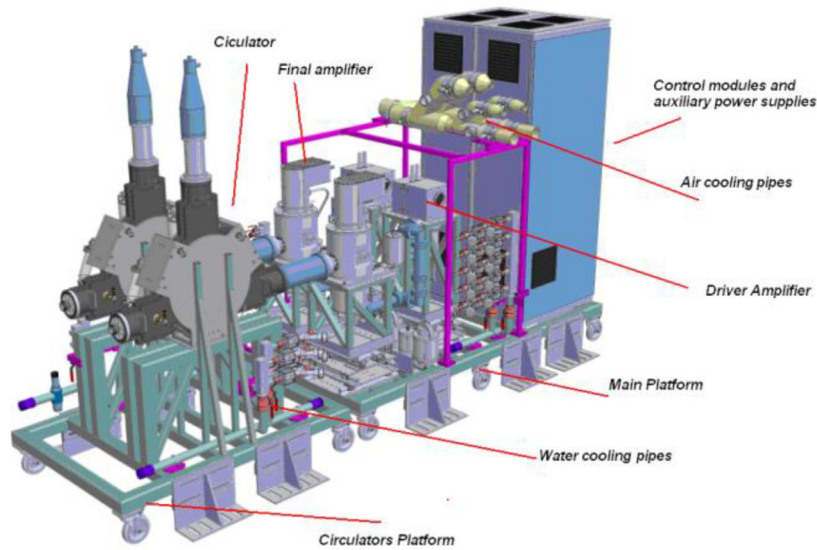


図4.2-17 高周波源モジュール (2ユニット)

高周波源サブシステムの最大繰り返し周波数は、コミッショニングや調整運転も含めビーム運転においてはLIPAcと同じ10 Hzで十分ではあるが、特に設置時のRFコンディショニングを迅速に行うため、A-FNSにおいては、LIPAcと同じ機器構成で十分に達成可能な1 kHzとしている。LIPAcの高周波源サブシステムにこのための改造が既に施され、今後試験が行われる。

高周波源サブシステムの設計は、IFMIF加速器のそれと基本的に同じである。設計の詳細は、IFMIF中間工学設計報告書の高周波源システム設計書[4.2.26]を参照されたい。

LIPAcの役割、今後の課題と期待される成果

多くの大電力高周波源ユニットからなる高周波源サブシステムの工学実証活動における最も大きな課題は、HA目標である98.6%に向けた構成機器及びシステムの評価と高度化である。これまでのLIPAcにおける低デューティ運転において既に多くの課題の抽出と解決がなされた[4.2.27]。今後のCW運転を目指したRFコンディショニングや高デューティでのビーム運転においても、保守手順の確立も含め、高いHA目標の達成に向けて不可欠な成果が挙げられると期待される。

4.2.8 ビーム診断系

ビーム診断は、かつて無い大電流の重陽子加速器であるIFMIF及びA-FNSの加速器システムにおいて、極めて重要な役割を担う。通常運転におけるビーム輸送に必要な最低限のビーム診断だけではなく、コミッショニングや調整運転において必要なビーム特性の評価を可能とする様々なビーム診断が必要となる。通常運転におけるCW大電流から、コミッショニングにおける低電流又は低デューティ比のパルスビームまで、幅広い条件に対応する必要がある。

ビーム診断のための機器は、A-FNS加速器の至るところに配置される。具体的には、例えば、SRF Linacには図4.2-18に示すように、各SRF空洞につき1つのビーム位置モニタ (Beam Position Monitor: BPM) と3つのマイクロロスモニタ (Micro-Loss Monitor: μLoM) が配置され、加えて、クライオモジュールの外側に

はビームロスモニターも配置される。

A-FNS加速器に必要なビーム診断機器は、対象とするビームの最高エネルギーは異なるものの、基本的に全てLIPAcに採用され、検証と技術開発が進められている。詳細については、LIPAcビーム診断機器の工学設計報告書[4.2.28]を参照されたい。

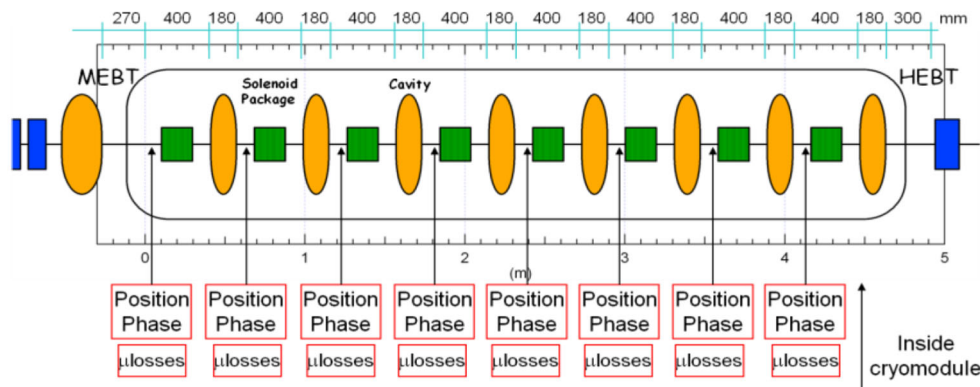


図4.2-18 SRF Linacの最上流クライオモジュールのビーム診断系

4.2.9 付帯設備

A-FNS加速器システムには、加速器の建設から調整運転、保守に至るまでのあらゆる場面で必要な各種の設備・機器を備える必要がある。加速器システムに必要な主な付帯設備は、以下のとおりである。

超伝導空洞保守サブシステム

SRF Linacサブシステムにおいて性能劣化したSRF空洞の性能回復処理のための、超純水高圧洗浄（High Pressure Rinsing: HPR）を始めとする設備・機器、SRF空洞の性能評価のためのいわゆる縦測定（Vertical Test）設備、交換用予備SRF空洞の保管やSRFクライオモジュールの組立などを行うためのクリーンルームなどからなる。

1次冷却水サブシステム

加速器システム全体で約10 MWの冷却能力が必要となると見込まれる。RFQやバンチャ空洞及び高周波源サブシステムの一部の高周波立体回路機器は精密な温度調節を必要とする。

配電サブシステム

加速器システム全体で約30 MVAが必要となると見込まれる。

アライメントサブシステム

加速器コンポーネントのアライメントは、レーザトラッカーを用いて行われる。加速器本体室随所の必要な箇所に固定基準点が設けられ、アライメントが必要な各加速器コンポーネントにも基準点が用意される。

真空排気サブシステム

真空排気サブシステムの役割は、加速器コンポーネントを排気して必要な真空度を維持すると共に、排気したガスをA-FNS本体棟の空調排気設備に導くことである。ビーム輸送系を含む加速器の随所に設置された真空ポンプと空調排気設備との間は気密性配管で接続され、放射性物質を含む排気の処理が空調排気設備で行われる。

ガス供給サブシステム

A-FNSプラントのガス供給設備から供給された各種ガスや圧縮空気を、A-FNS加速器エリアの必要な機器に分配する。SRF Linacや超伝導空洞保守サブシステムに必要な液体ヘリウムを供給するためのクライオプラントもガス供給サブシステムに含まれる。

参考文献

- [4.2.1] IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, “Intermediate Engineering Design Report”, June 2013.
- [4.2.2] K. Kondo et al., “Validation of the Linear IFMIF Prototype Accelerator (LIPAc) in Rokkasho”, 14th International Symposium on Fusion Nuclear Technology (ISFNT-14), Budapest, Hungary, September 24, 2019.
- [4.2.3] P.A.P. Ngheim et al., “Design Report: Beam Dynamics Studies for the IFMIF-EVEDA Accelerators”, IFMIF-EVEDA-ASG-BD10-R006-A, October 20, 2010.
- [4.2.4] K. Masuda, “Accelerator System Overview on A-FNS – Issues in Designing”, EU-Japan Workshop on Neutron Source Status and Technologies, Aomori, Japan, August 28-30, 2019.
- [4.2.5] IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, “Intermediate Engineering Design Report Annex VII: IFMIF Beam Dynamics”, BA_D_23R7NY.
- [4.2.6] R. Gobin “IFMIF/EVEDA Accelerator Prototype - Injector Design Report”, IFMIF-EVEDA-ASG-IN09-R016-B, March 2010.
- [4.2.7] T. Akagi, “Lessons Learnt on the Injector”, EU-Japan Workshop on Neutron Source Status and Technologies, Aomori, Japan, August 28-30, 2019.
- [4.2.8] M. Sugimoto, “Lessons Learnt on Commissioning and Machine Operation”, EU-Japan Workshop on Neutron Source Status and Technologies, Aomori, Japan, August 28-30, 2019.
- [4.2.9] L. Bellan, “Beam Dynamics Characterization of the IFMIF/EVEDA RFQ Input Beam”, PhD thesis, University of Padova, December 2017.
- [4.2.10] 増田開, 「背景ガスによる空間電荷効果抑制の自己無撞着計算を含む非時間依存イオン源粒子軌道解析コードの開発」第36回プラズマ・核融合学会年会、02P16.
- [4.2.11] K. Hirano et al., “Development of RF Chopper System at J-Parc Linac”, Proc. 10th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan, SUP016, 2013 (in Japanese).
- [4.2.12] L.K. Wah, “Ion Beam Handling by an Einzel Lens Chopper for the KEK Digital Accelerator”, PhD thesis, the Graduate University for Advanced Studies, 2012.
- [4.2.13] M. Comunian et al., “Beam Dynamics of the IFMIF-EVEDA RFQ”, Proc. EPAC08, Genoa, Italy, June 23-27, 2008, pp. 3536.
- [4.2.14] IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, “Intermediate Engineering Design Report – Design Description Document for the RFQ”, BA_D_23VGJY, June 2013.
- [4.2.15] A. Pisent et al., “IFMIF/EVEDA Accelerator System – Engineering Design Report of the Radio-Frequency Quadrupole (RFQ) prototype”, BA_D_229RTW, October 2011.
- [4.2.16] I. Podadera et al., “Engineering Design Report of the LIPAc Medium Energy Beam Transport Line”, BA_D_22B59G, September 2014.
- [4.2.17] F. Orsini et al., “IFMIF Design Description Document for the SRF Linacs”, BA_D_23BY8L, 2013.

- [4.2.18] H. Dzitko et al., “Engineering Design Report of the IFMIF-EVEDA SRF Linac”, BA_D_2429NQ, December 2013.
- [4.2.19] E. Kako et al., “Long term cavity performance in compact ERL injector cryomodule”, IPAC 2016, WEPMB013.
- [4.2.20] H. Sakai et al., Phys. Rev. Accel. and Beams 22, 022002 (2019).
- [4.2.21] S.-H. Kim et al., NIMA 852 (2017) 20 -32.
- [4.2.22] M. Doleans et al., NIMA 812 (2016) 50-59.
- [4.2.23] P.Y. Beauvais et al., “IFMIF Design Description Document of the High Energy Beam Transport”, BA_D_23NH6A, 2013.
- [4.2.24] B. Brañas et al., “IFMIF Beam Dump Design Description Document”, BA_D_23SM4V, 2013.
- [4.2.25] IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, “Intermediate Engineering Design Report Annex V: RAMI Report”, BA_D_23QRZT.
- [4.2.26] M. Weber et al., “IFMIF Design Description Document for the RF Power System”, BA_D_23BYCN, 2013.
- [4.2.27] T. Shinya et al., “Lessons Learnt on the RFQ and RF Systems”, EU-Japan Workshop on Neutron Source Status and Technologies, Aomori, Japan, August 28-30, 2019.
- [4.2.28] J.M. Carmona et al., “Engineering Design Report of the LIPAc Beam Instrumentation”, BA_D_23CQT3, February 2013.

4.3 ターゲットシステム設計

4.3.1 導入

ターゲットシステムに要求される最上位の機能は以下のとおりである。

3. 加速器で生成された定常重陽子ビーム(電流 125 mA、エネルギー40 MeV、CW 運転)を Li ターゲットで受け止める。
4. Li ターゲットにて D+Li 核反応により DT 核融合中性子のエネルギースペクトルを模したエネルギースペクトルを持つ定常中性子を発生させる。

この機能を満たすために、ターゲットシステムは以下の機能を満たす必要がある。

- ① 重陽子ビームの入射に起因する発熱 5 MW (= 125 mA × 40 MeV)を除熱する。
- ② 重陽子ビーム及び中性子による熱的及び核的影響に対して健全性を維持する。

上記の①を満たすのは固体ターゲットでは難しいため、ターゲットは液体流構造とし、循環輸送された熱は熱交換器で除去する。②については、ビーム熱負荷は約 500 MW/m² と予測され、現在人類が技術的に直面している最大定常熱負荷である ITER プラズマダイバータ熱負荷 10 MW/m² よりも約 50 倍大きい。そのため、液体 Li ターゲットを密封構造とすると配管材の熱的な健全性が懸念されるため、ターゲットは片側に自由表面を持つ膜流とする必要がある。

以上の考察から、ターゲットシステムはさらに以下の機能を有する必要がある。

- 1) 安定な自由表面を持つ液体 Li 膜流を維持する。

4.3.2 Li ターゲットシステムの要求仕様とシステム構成

4.3.2.1 Li ターゲットシステムの要求仕様

Li ターゲットシステムの要求仕様概要を表 4.3.2-1 に示す。参考のため ELTL の仕様も併せて比較を行う。A-FNS のビーム出力は IFMIF に対して半分である。ターゲット照射領域のサイズについては、IFMIF の半分（横 10 cm × 縦 5 cm、ターゲット熱負荷は IFMIF と同等）と IFMIF と同サイズ（横 20 cm × 縦 5 cm、ターゲット熱負荷は IFMIF の半分）の 2 とおりの設計オプションを検討している。照射試験施設設計では後者の IFMIF と同サイズの照射領域サイズを主オプションとして検討を進めている。A-FNS 施設全体設計としてどちらのターゲット照射領域のサイズを主オプションとするかの最終決定はなされていないが、ターゲットシステムの概念設計でも後者を主オプションとする。ただし、液体リチウムターゲットの熱流動設計においては前者のオプションを前提とする。その理由は、

- (i) ターゲット熱負荷が IFMIF と同等であるため、ターゲット Li 流速設計において IFMIF の設計を踏襲できる点（設計パラメータとしては流速が変化するだけ）
- (ii) ターゲットの熱設計・流動設計の観点から、高熱負荷オプションのほうが保守側の設計となる点にある。

以下に仕様の根拠を記述する。

(1) ターゲット

中性子源として D-Li 核反応による中性子発生方式を採用すること及び核反応熱の除熱性の観点からターゲットは液体リチウムを用いることが要求される。

(2) ビーム粒子

(1) 項と同様に中性子源として D-Li 核反応による中性子発生方式を採用することからビーム粒子は重陽子 (D⁺) と規定される。

(3) ビームエネルギー

IFMIF と同様に DT 核融合中性子による材料照射条件を模擬するため、ビームエネルギーは IFMIF と同一の 40 ± 0.5 MeV と規定される。

(4) ビーム出力（ビーム電流）

A-FNS 加速器は IFMIF 相当加速 1 基が設置（IFMIF は 2 基）されると規定されていることから、ビーム出力は IFMIF の 1/2 である 5 MW、ビーム電流は 125 mA と規定される。

(5) ビーム照射寸法（ビーム照射面積）

IFMIF と同様に幅 200 mm × 高さ 50 mm（ビーム照射面積：100 cm²）がビーム照射寸法と規定される。

(6) ビーム単位熱負荷

(4) 項のビーム出力と (5) 項のビーム照射寸法からビーム単位熱負荷は IFMIF の半分の 500 MW/m² ($5 \text{ MW}/100 \text{ cm}^2 = 500 \text{ MW/m}^2$) と規定される。

(7) 加速器取合部真空度（ターゲット表面真空度）

加速器側要求仕様から加速器取合部真空度は 1×10^{-4} Pa と規定されると共に、ターゲット表面真空度はリチウムの沸騰を抑制する観点から 1×10^{-3} Pa (344 °C のリチウム飽和蒸気圧) と規定される。

(8) ターゲット平坦度

ターゲット厚さの変動に伴う発生中性子束のばらつきを抑制するため、ターゲット平坦度は ± 0.1 mm（暫定）と規定される。

(9) 耐用年数

Li ターゲット施設概念設計においては、耐用年数については IFMIF と同様の運用を想定し、IFMIF と同一の 30 年と規定される。

表 4.3.2-1 リチウムターゲットシステムの要求仕様概要

No	項目	A-FNS 仕様	IFMIF 仕様（参考）	ELTL（参考）
1	ターゲット	液体リチウム	←	←
2	ビーム粒子	重陽子イオン (D ⁺)	←	N/A
3	ビームエネルギー	40 MeV \pm 0.5 MeV	←	N/A
4	ビーム出力 (ビーム電流)	5 MW (125 mA \times 1)	10 MW (5 MW \times 2) (125 mA \times 2)	N/A
5	ビーム照射寸法 (ビーム照射面積)	W200 mm \times H50 mm (100 cm ²)	←	N/A
6	ビーム単位熱負荷	0.5 GW/m ² (0.05 MW/cm ²)	1 GW/m ² (0.1 MW/cm ²)	N/A
7	加速器取合部真空度 (ターゲット表面真空度)	1×10^{-4} Pa (1×10^{-3} Pa [*])	←	N/A
8	ターゲット平坦度	± 1 mm (暫定)	←	←
9	耐用年数	30 年	←	N/A
	温度	250° C	←	250 \sim 350° C
	圧力	10^{-3} Pa \sim 10^5 Pa	←	←
	運転流速	15 m/s	←	←
	運転流量	5850 L/min	←	2250 L/min
	最大流速	20 m/s	←	←
	最大流量	7800 L/min	←	3000 L/min
	ノズル方式	2段階絞式	←	←
	ノズル幅	260 mm	←	100 mm
	ノズル高さ	25 mm	←	←
	リチウム保有量	4000 kg	←	2500 kg
	冷却システム	液冷式（3段階）	←	空冷式（1段）
	純化システム	コールドトラップ 窒素トラップ 水素トラップ	←	コールドトラップ
	ターゲット材質	F82H	←	SUS316L

* 344 °Cにおけるリチウム飽和蒸気圧

4.3.2.2 システム構成

Li ターゲットシステムの基本構成は、

- (i) 重陽子ビームの入射により中性子を発生させるターゲット部
- (ii) ターゲット部に一定流量かつ、一定温度の液体リチウムを供給する主循環系システム

(iii) ループ内の不純物濃度を制御するための純化系システムから構成される。

上記の PBS を具現化した A-FNS リチウムループ施設基本系統図と全体図をそれぞれ図 4.3.2-1 と図 4.3.2-2 に示す。

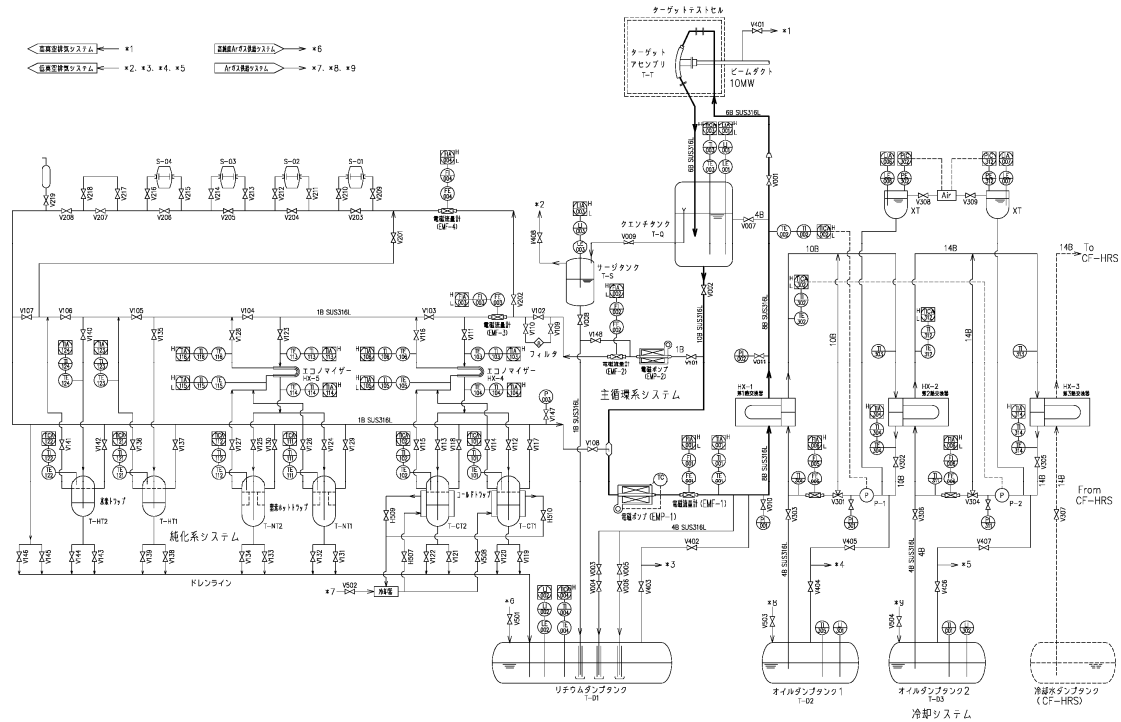


図 4.3.2-1 A-FNS リチウムループ施設基本系統図（本図は IFMIF のものであるが構成は A-FNS と同じ）

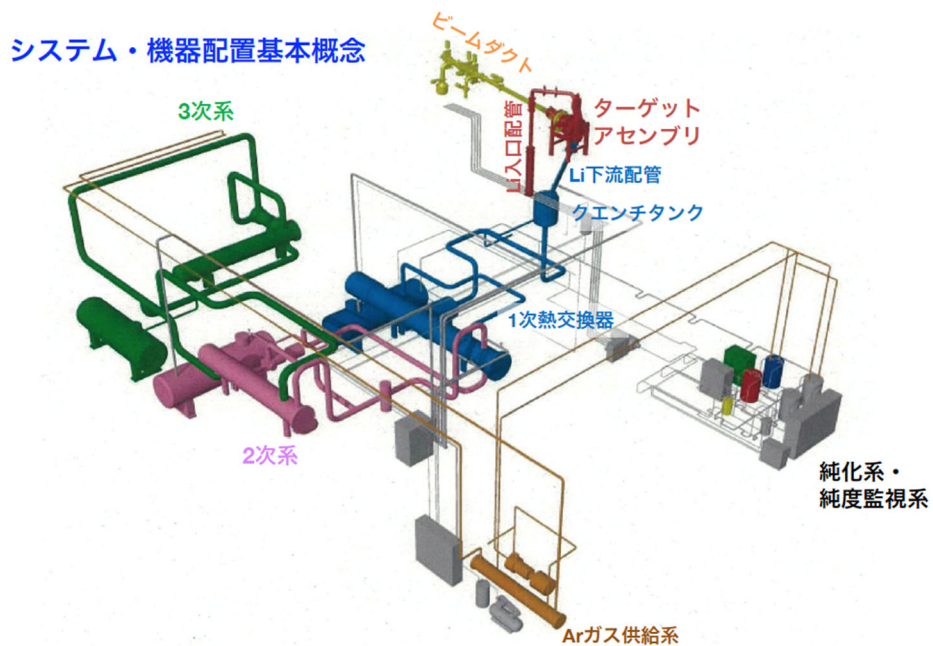


図 4.3.2-2 リチウムループ施設配置基本概念

4.3.3 Li ターゲット及び熱交換システム

4.3.3.1 Li ターゲット及び熱交換システムの要求仕様と設計条件

4.3.2 項に記述した Li ターゲットシステム(Li ループシステム)の要求仕様に基づき、リチウムループ施設を構成する各システムの要求仕様・設計条件を設定する。なお BA フェーズ 1 の IFMIF /EVED 事業において完了した、液体リチウム試験ループ (ELTL) の設計を踏襲した仕様となっている。

(1) ターゲットシステム

以下にターゲットシステム要求仕様・設計条件の整理内容、表 4.3.3-1 にターゲットシステム要求仕様・設計条件を示す。

1) ターゲット厚さ

照射される重陽子ビームが背面壁に到達しないようにターゲット厚さを設定することとし、40 MeV のエネルギーを有する重陽子ビームのリチウムに対する最大飛程(22.76 mm)にターゲット厚さ変動値(± 1.63 mm)を加えた上で ($22.76 \text{ mm} + 1.63 \text{ mm} = 24.39 \text{ mm}$)、余裕(0.61 mm)を考慮し、ターゲット厚さを 25 mm ($= 24.39 \text{ mm} + 0.61 \text{ mm}$)と設定する。

2) ノズル形状

1) 項で設定したターゲット厚さ(25 mm)と厚さ変動値(± 1.63 mm)を確保するため、IFMIF 概念設計活動及び工学設計活動で設計され、ELTL でその妥当性が確認された 2 段絞形状($200 \text{ mm} \Rightarrow 62.5 \text{ mm} \Rightarrow 25 \text{ mm}$ ・全長 370 mm)をノズル形状として設定する。

3) ノズル面粗度

2)項と同様に 1)項で設定したターゲット厚さ(25 mm)と厚さ変動値(± 1.63 mm)を確保するため、IFMIF 概念設計活動及び工学設計活動で設計され、ELTL でその妥当性が確認された面粗度($R_{\text{max}} = 6 \mu\text{m}$)をノズル面粗度として設定する。

4) ターゲット幅

流路側壁による流況乱れの影響を抑制し、ターゲット重陽子ビーム照射領域を平坦に保つため、ビーム幅寸法(200 mm)に流路側壁影響範囲(20 mm)と余裕(10 mm)を考慮し、ターゲット幅を 260 mm ($= 200 \text{ mm} + (20 \text{ mm} + 10 \text{ mm}) \times 2$)と設定する。

5) ターゲット流速(流量)

沸騰によるリチウム流の乱れの影響を抑制し、ターゲット重陽子ビーム照射領域を平坦に保つため、IFMIF 中間工学設計書に記載のターゲット流速をパラメータとしたターゲット表面温度解析結果とリチウム飽和蒸気圧を考慮の上、ターゲット流速を 10~15 m/s と設定する。また、ターゲット流量はターゲット断面積幅 ($0.26 \text{ m} \times \text{厚さ } 0.025 \text{ m} = 0.0025 \text{ m}^2$)から 0.07~0.1 m^3/s となる。

なお、設定根拠としたターゲット表面温度解析結果は IFMIF 条件に基づいたものであり、今後、A-FNS 条件にて再計算を実施する必要があると考える。

6) 背面壁曲率

背面壁（バックプレート）は液体リチウムに遠心力をかけることによりリチウムの沸騰を防ぐ。沸騰によるリチウム流の乱れの影響を抑制し、IFMIF 中間工学設計書に記載のターゲット流速をパラメータとしたターゲット内部温度解析結果とターゲット流速をパラメータとしたリチウム沸点解析結果を考慮の上、背面壁曲率を最小曲率 $R = 250 \text{ mm}$ -最大曲率 $R = 6.5 \text{ m}$ と設定する。

なお、設定根拠としたターゲット内部温度解析結果、及び、リチウム沸点解析結果は IFMIF 条件に基づいたものであり、今後、A-FNS 条件にて再計算を実施する必要があると考える。

7) リチウム温度

ターゲットが凝固することが無いようにリチウム融点($180.6 \text{ }^{\circ}\text{C}$)に余裕を考慮して、ノズル出口リチウム温度を $250 \text{ }^{\circ}\text{C}$ と設定する。

8) 機器寿命

IFMIF 中間工学設計書に記載のターゲット放射化検討結果を考慮し、交換頻度を 1 年と設定する。

9) 腐食・摩耗許容値

3)項のノズル面粗度と 8)項の機器寿命から余裕を考慮し、腐食・摩耗許容値を $1 \text{ }\mu\text{m/年}$ 以下と設定する。

表 4.3.3-1 ターゲットシステム要求仕様・設計条件

No	要求仕様	基本仕様 関連項目	ターゲットシステム設計のための条件		設定根拠		設定根拠出典	
			項目	設計条件				
1	ターゲットに照射される重陽子ビームが背面壁に到達しないこと	1.ターゲット 2.ビーム粒子 3.ビームエネルギー	a.ターゲット厚さ	25mm	①ビームエネルギー:40MeV(D+) ・飛程:21.76mm+1mm(誤差) ②ターゲット厚さ変動値 ・±1.63mm 以内(HOLD)	最大飛程(22.76mm)にターゲット厚さ変動値(+1.63mm)を考慮して決定 (22.76mm+1.63mm=24.39≒25mm)	①DDD—III:P100 ②ELTL 実績＊1	
			b.ノズル形状	断面:200mm⇒62.5mm⇒ 25mm 長さ:370mm	①ターゲット厚さ:25mm ②ターゲット厚さ変動値 ・±1.63mm 以内(HOLD)	ターゲット厚さとターゲット厚さ変動値を考慮し、ELTL ノズル形状・IFMIF 要求ノズル形状を選択	①No.1-a ②ELTL 実績＊1	
			c.ノズル面粗度	Rmax 6μm	①ターゲット厚さ変動値 ・±1.63mm 以内(HOLD)	ターゲット厚さ変動値を考慮し、ELTL ノズル面粗度および IFMIF 要求ノズル面粗度を選択	①ELTL 実績＊1	
2	ターゲットの重陽子ビーム照射領域が平坦なこと	1.ターゲット 4.ビーム出力 5.ビーム照射寸法 6.ビーム単位熱負荷 7. 加速器取合真空度 8.ターゲット平坦度	a. 流路側壁による影響抑制	ターゲット幅	260mm	①ターゲット平坦度:±1mm ②ビーム寸法:W200×H50 mm 照射位置:ノズル出口約 200mm ③流路壁影響範囲:20mm	ビーム幅(200mm)の両端に流路側壁による流況影響範囲(20mm)に余裕(10mm)をを考慮して決定(200mm+20mm× 2+10mm×2=260mm)	①基本設計仕様(No.8) ②基本設計仕様(No.5) ③ELTL 実績＊1
			b. 沸騰による影響抑制	ターゲット流速 (流量)	10～15m／s (0.07～0.1 m ³ ／s)	①ビーム出力:5MW ②ビーム照射寸法:W200×H50 ③ビーム単位熱負荷:0.5 GW/m ² ④リチウム飽和蒸気圧 ・344℃: 1×10 ⁻³ Pa ⑤ターゲット表面温度解析結果 ・5m／s:370℃ ・10m／s:322℃ ・15m／s:290℃ ・20m／s:284℃	ターゲット表面温度解析結果(パラメータ:流速)とリチウム飽和蒸気圧を考慮し決定	①基本設計仕様(No.4) ②基本設計仕様(No.5) ③基本設計仕様(No.6) ④DDD—III:P12 ⑤DDD—III:P77
				背面壁曲率	R250mm-6.6m	①ターゲット内部温度解析結果 ・10m／s:551℃ ・15m／s:℃ ・20m／s:410℃ ②最高温度部位沸点解析結果 ・R100m:600℃(10m／s) ・R10m:725℃(＼) ・R1m:860℃(＼) ・R0.5m:900℃(＼) ・R0.25m:975℃(＼) ・R0.1m:1050℃(＼)	ターゲット内部温度解析結果(パラメータ:流速)とリチウム沸点解析結果(ターゲット流速10m／s 時・パラメータ:背面壁曲率)を考慮し決定	①DDD—III:P77 ②DDD—III:P77
3	ターゲットが凝固しないこと	1.ターゲット	a.リチウム温度	ノズル出口:250℃	①リチウム融点:180.6℃	リチウム融点(180.6℃)に余裕を考慮	①DDD—III:P21	
4	安全かつ安定に運転できること	9. 安全被ばく環境 10. 耐用年数	a.機器寿命	1 年(定期交換)	①放射化線量:**	放射化と安全被ばく環境値を考慮して決定	①DDD-III:P	
			b.腐食・摩耗許容値	1μm/年以下	①ノズル面粗度:Rmax 6μm ②機器寿命:1 年	機器寿命(1 年)とノズル面粗度を考慮して決定	①ELTL 実績＊1 ②DDD—III:P	

注)*1:「ELTL 実績」において、ELTL のノズル形状、および、ノズル面粗度は、DDD-III仕様を反映させている。

*2: 本表は今後の設計検討進捗に伴い、随時見直しが実施されるものとする。

(2) 主循環系システム

以下に主循環系システム要求仕様・設計条件の整理内容、表 4.3.3-2 にターゲットシステム要求仕様・設計条件を示す。

1) 冷却システム

ターゲットに所定温度の液体リチウムを供給するために必要となる冷却システムの設計条件を以下のとおり設定する。

a) 交換熱量

ビーム出力が全てターゲットに吸熱されるものし、交換熱量はビーム出力である 5 MW と設定する。

b) 1 次側温度

入口温度はノズル出口温度である 250 °C、出口温度は IFMIF 中間工学設計書に記載のターゲット部出口温度計算結果である 298 °C と設定する。

c) 1 次側流量

4.3.3.1 (1) 5) で設定したターゲット流量である 0.07~0.1 m³/s を 1 次側流量と設定する。

2) 循環ポンプ

ターゲットへ一定流量の液体リチウムを供給することが要求されるため、ポンプ形式は液体金属の移送に適合した電磁式とし、流量はターゲット流量(0.07~0.1 m³/s)に余裕を考慮し、0.15 m³/s と設定する。

3) クエンチタンク

リチウムターゲットを安定的に回収するための機器としてクエンチタンクが必要となる。クエンチタンクの要求仕様は以下のとおり。

a) ターゲットアセンブリから吐き出される高速リチウム流を安定な流動状態に変換する

b) 重陽子ビーム入熱分布を均一化して主循環系に戻す

c) 循環ポンプのキャビテーション防止に必要な押し込み圧力を付与する

d) 主循環系流量制御用電磁流量計の校正に必要な校正用リチウムを一時貯留する

4) サージタンク

サージタンクはクエンチタンクからオーバーフローした液体リチウムを収納することを主目的とする。

5) 主循環系配管

ターゲット流量(0.07~0.1 m³/s)と一般的な液体配管流速(1~2 m/s)を考慮し、主循環系配管口径を 200 A (配管流速 1.5~2 m/s)と設定する。

6) 機器寿命

IFMIF 中間工学設計書に記載の主循環系構成機器の放射化検討結果を考慮し、機器寿命を 30 年と設定する。なお、定期交換機器であるターゲットアセンブリは 1 年ごとの交換を計画している。

7) 腐食・摩耗許容値

前述の 6) 項の機器寿命(30 年)と ELTL 実績であるステンレス配管の腐食代(1 mm)を考慮し、腐食・摩耗許容値は 30 μm/年 (=1 mm/30 年)以下と設定する。

表 4.3.3-2 主循環系システム要求仕様・設計条件

No	要求仕様	基本仕様 関連項目	主循環系システム設計のための条件		設定根拠		設定根拠出典	
			項目	設計条件				
1	ターゲットに所定温度かつ一定流量の液体リチウムを供給すること	1.ターゲット 4.ヒーム出力	a.所定温度 保持	冷却システム	交換熱量:5MW	①ヒーム出力:5MW	ヒーム出力を考慮して決定	①基本設計仕様(No.4)
					入口温度:298℃ 出口温度:250℃	①ターゲット入口温度:250℃ ②ターゲット出口温度:298℃	ターゲット出入口温度を考慮して決定	①DDD-III:P80 ②DDD-III:P80
					1 次側流量:0.07 ～0.1 m ³ /s	①ターゲット流量: 0.07 ～0.1 m ³ /s	ターゲット流量を考慮して決定	① TS 要求仕様・設計条件 (No.2)
			b.一定流量 保持	循環ポンプ	形式:電磁ポンプ 流量:0.15m ³ /s 揚程:追而	①流体:液体リチウム ②ターゲット流量: 0.07 ～0.1 m ³ /s	ターゲット種別・流量を考慮して決定	①基本設計仕様(No.1) ② TS 要求仕様・設計条件 (No.2)
					流量計	形式:電磁流量計 計測範囲:0～0.15 m ³ /s	①流体:液体リチウム ②ターゲット流量: 0.07 ～0.1 m ³ /s	ターゲット種別・流量を考慮して決定
			c.リチウムターゲット安定回収・供給	クエンチタンク	TBD	TBD	TBD	TBD
				サージタンク	TBD	TBD	TBD	TBD
				主循環系配管	口径:250A	②ターゲット流量: 0.07 ～0.1 m ³ /s	ターゲット流量を考慮して決定 (配管流速: <2m/s)	① TS 要求仕様・設計条件 (No.2)
2	安全かつ安定に運転できること	9. 安全被ばく環境 10. 耐用年数	a.機器寿命		30 年	①放射化線量:**	放射化と安全被ばく環境値を考慮して決定	①DDD-III:P
			b.腐食・摩耗許容値		1mm/年以下	①機器寿命:1 年 ②腐食代:1mm	機器寿命(1 年)と腐食代(1mm)を考慮して決定	①基本設計仕様(No.1) ②ELTL 実績

注) *1:「ELTL 実績」において、ELTL のノズル形状、および、ノズル面粗度は、DDD-III仕様を反映させている。

*2: 本表は今後の設計検討進捗に伴い、随時見直しが実施されるものとする。

4.3.3.2 Li ターゲット/熱交換システムの機器構成

4.3.3.2.1 ターゲットシステム

1) 目的

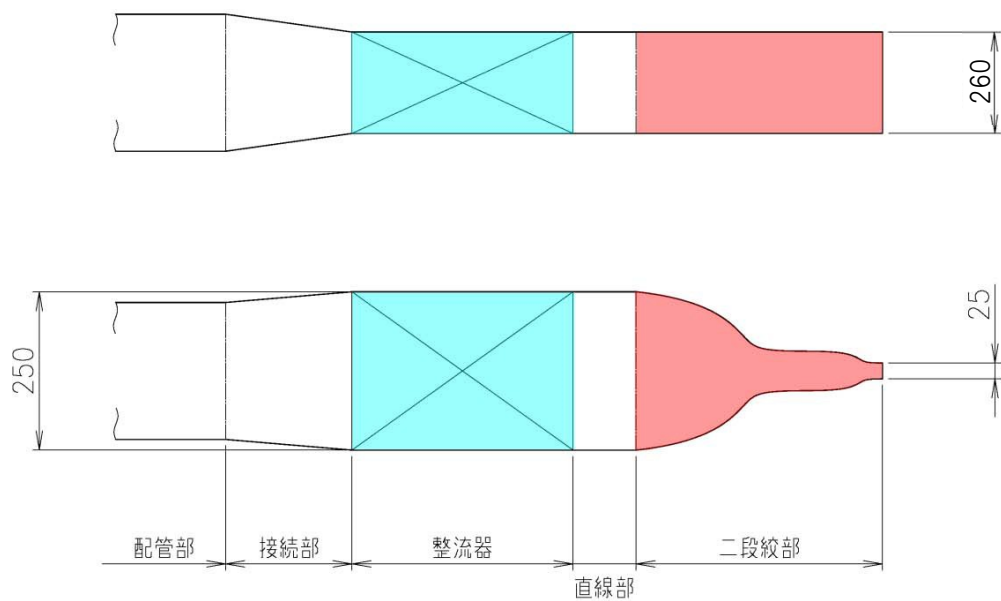
ターゲットアセンブリは所定の中性子を安定的に発生させるための重陽子ビーム入射標的として、高速液体リチウム流を長時間に渡り安定的、かつ、安全に形成することを目的とする。

2) 構造

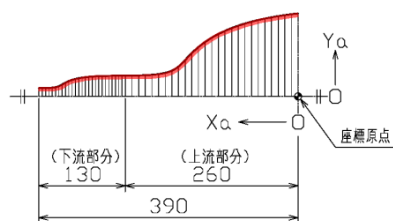
ターゲットアセンブリ構造は縦置型とし、主要部として所定形状の高速リチウム流を形成する噴流ノズルと重陽子ビーム入射部となる背面壁から構成される。噴流ノズルは安定的な高速リチウム流を実現するため、ポテンシャル流理論による「島モデル」に基づいた二段絞方式を採用する。背面壁は噴流ノズルから流れ出る高速リチウム流を重陽子ビーム入射部に導くと共に、ビーム入熱による沸騰を防止するため、遠心力付加による沸点上昇を意図した曲面形状を有する。

3) 噴流ノズル

噴流ノズルは安定なリチウム流を実現するため、IFMIF 概念設計活動及び工学設計活動で設計され、ELTL にて妥当性が確認された構成を採用する。リチウム流速分布の均一化と乱れの減衰を目的とした整流器を経由した後、ポテンシャル流理論による島モデルに基づく二段絞方式ノズルにより所定の高速リチウム流厚さに調整する。噴流ノズル出口幅形状は重陽子ビーム照射幅寸法(200 mm)に流路側壁による流況影響範囲(20 mm)に余裕(10 mm)を考慮して 260 mm ($= 200 \text{ mm} + 20 \text{ mm} \times 2 + 10 \text{ mm} \times 2$)とする。噴流ノズル出口高さ寸法はエネルギー40 MeV の重陽子ビームの最大飛程(22.76 mm)に高速リチウム流の厚さ変動値(1.63 mm)を考慮して 25 mm ($\approx 22.76 \text{ mm} + 1.63 \text{ mm}$)とする。図 4.3.3.2-1 に噴流ノズル形状を示す。



噴流ノズル構成



Xa(mm)	Ya(mm)	Xa(mm)	Ya(mm)
0.000	125.000	265.000	31.217
10.000	124.740	270.000	31.175
20.000	123.966	275.000	31.120
30.000	122.699	280.000	31.051
40.000	120.975	285.000	30.961
50.000	118.814	290.000	30.846
60.000	116.272	295.000	30.698
70.000	113.382	300.000	30.508
80.000	110.181	305.000	30.264
90.000	106.696	310.000	29.951
100.000	102.942	315.000	29.547
110.000	98.780	320.000	29.029
120.000	93.993	325.000	28.362
130.000	88.449	330.000	27.504
140.000	81.972	335.000	26.397
150.000	74.329	340.000	24.968
160.000	65.266	345.000	23.126
170.000	54.877	350.000	20.780
180.000	45.086	355.000	17.995
190.000	38.824	360.000	15.451
200.000	35.507	365.000	13.952
210.000	33.679	370.000	13.220
220.000	32.620	375.000	12.850
230.000	31.991	380.000	12.657
240.000	31.614	385.000	12.554
250.000	31.387	390.000	12.500
260.000	31.250		

二段絞部座標

図 4.3.3.2-1 噴流ノズル形状図

4) 背面壁

真空環境(1×10^{-3} Pa)に晒される自由液面リチウムが重陽子ビーム入熱により沸騰しないように、背面壁は遠心力を付加するため湾曲させ、IFMIF 概念設計活動及び工学設計活動で設計され、ELTL にて妥当性が確認された近似曲率半径 250 mm の凹型形状を有するものとする。図 4.3.3.2-2 に背面壁形状を示す。

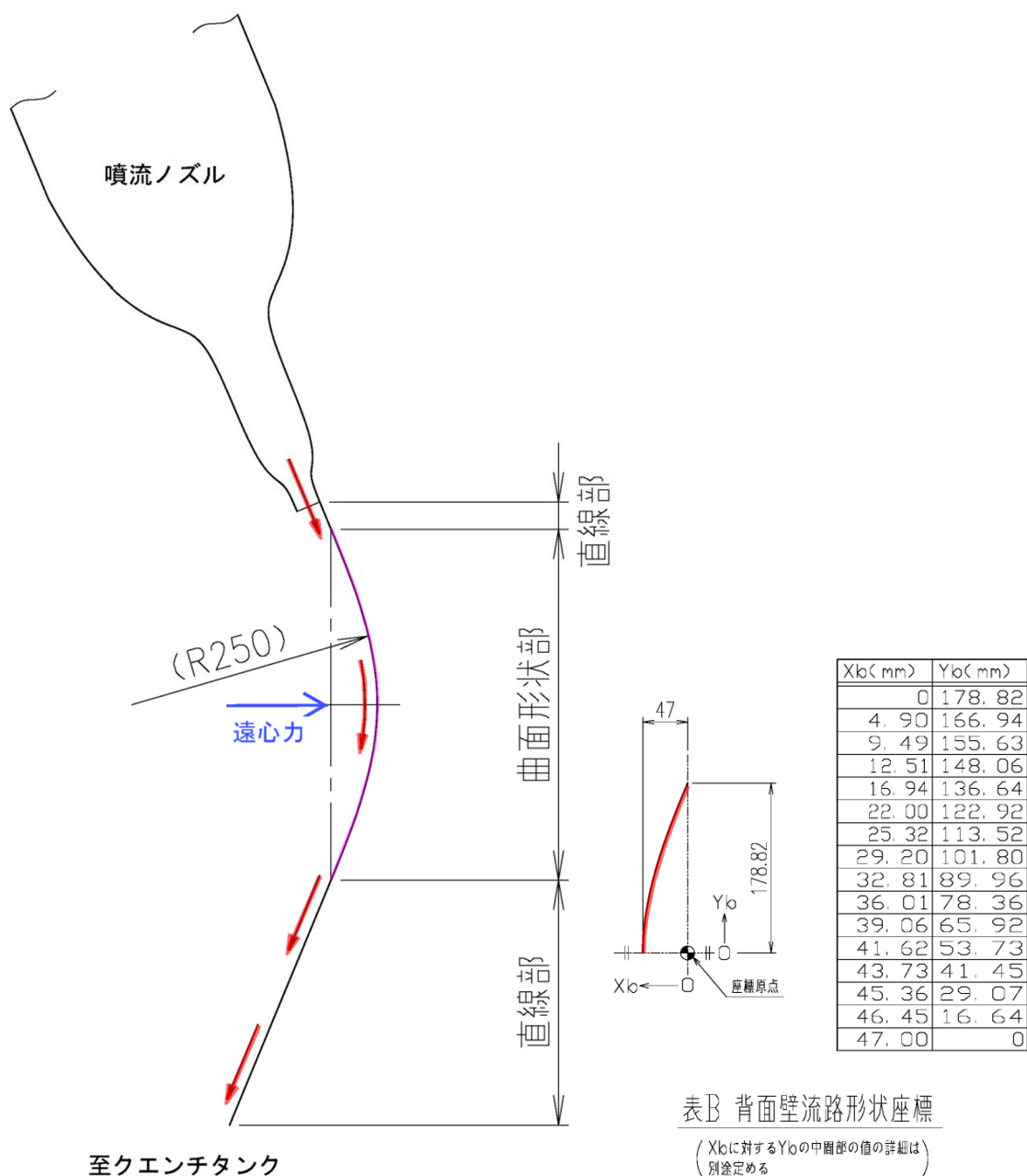


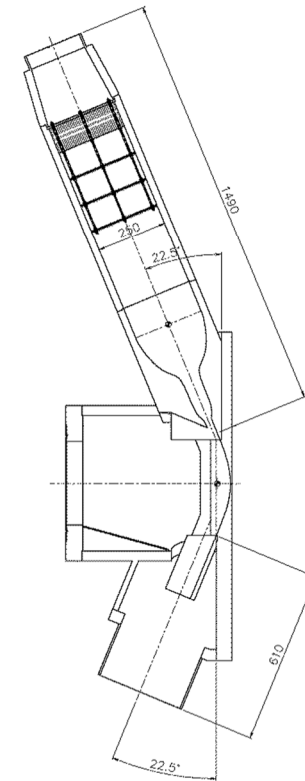
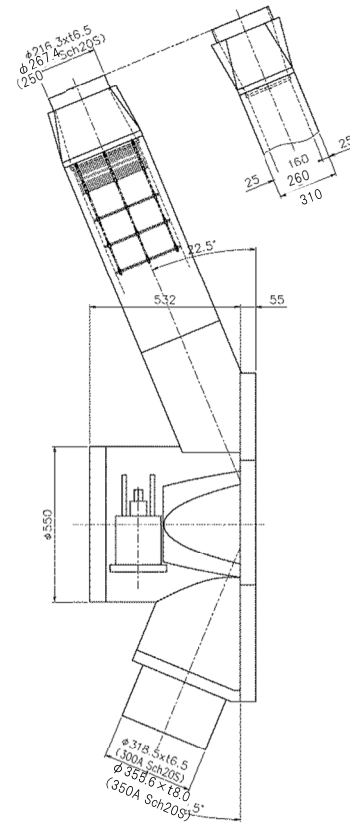
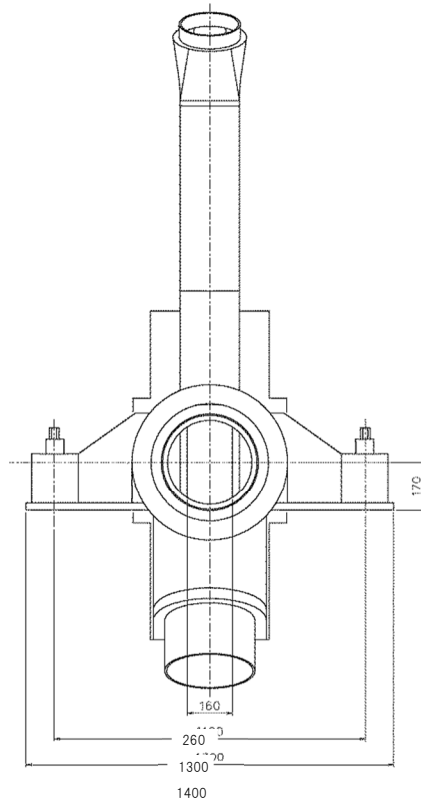
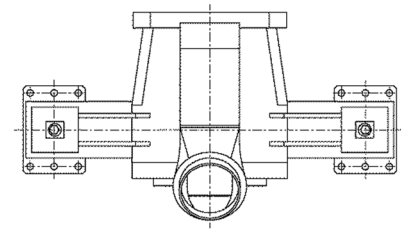
図 4.3.3.2-2 背面壁形状図

5) 設計要目・機器外形

ターゲットアセンブリ設計要目を表 4.3.3.2-1、ターゲットアセンブリ外形図を図 4.3.3.2-3 に示す。

表 4.3.3.2-1 ターゲットアセンブリ設計要目

設計要目	
形式	縦置型
適用法規	消防法
流体	液体リチウム
噴流ノズル形状	二段絞式
噴流ノズル面粗度	Rmax 6 μ m
背面壁形状	R250 mm-6.6 m 凹面式
リチウムターゲット厚	25 mm
リチウムターゲット幅	260 mm
リチウム流速	15 m/s
リチウム流量	6 m ³ /min (0.1 m ³ /s)
設計温度	400 °C
運転温度	250 °C
設計圧力	-0.10 ~ 0.75 MPaG
運転圧力	-0.10 ~ 0.30 MPaG
材質	F82H(低放射化フェライト鋼)
腐食代	1 mm
非破壊検査	放射線透過試験(RT) 浸透探傷試験(PT)
保温	あり
基数	1 基
耐用年数	1 年(定期交換)



(外形図)

(断面図)

図 4.3.3.2-3 ターゲットアセンブリ外形図と断面図

4.3.3.2.2 主循環システム

(1) クエンチタンク

1) 目的

クエンチタンクは、ターゲットアセンブリから吐き出される高速リチウム流を安定な流動状態に変換するとともに重陽子ビーム入熱を均一化して主循環系に戻すことを主目的し、循環ポンプのキャビテーションを防止するために所要の安定した押し込み圧力を付与することも目的とする。また、クエンチタンクは主循環系の流量制御に用いる電磁流量計の校正に必要となる校正用リチウムを一時的に貯留する機能も有する。

2) 構造

クエンチタンク構造は縦型円筒容器とし、高速リチウム流を受け入れるリチウム入口ノズル、安定状態となったりチウムを主循環系に送り出すリチウム出口ノズル、ターゲットアセンブリ迂回運転時にリチウムを受け入れるバイパスノズル、その他ノズル（真空排気ノズル、液位計ノズル等）を有する。また、高速リチウム流の受け入れ時のリチウム飛散を防止する邪魔板や飛散リチウムの真空排気系への流入を防止する液滴上昇抑止板を設置すると共に、高速リチウム流が直接リチウム出口ノズルに到達しないためのバッフル板も設置する。

3) 貯留量

① 流量計校正時

校正リチウム量 1.5 m^3 に最低液位リチウム量 0.5 m^3 を加算した 2 m^3 とする。



図 4.3.3.2-4 流量計校正時貯留量

② 運転時

運転時の貯留量は 1.4 m^3 とする。

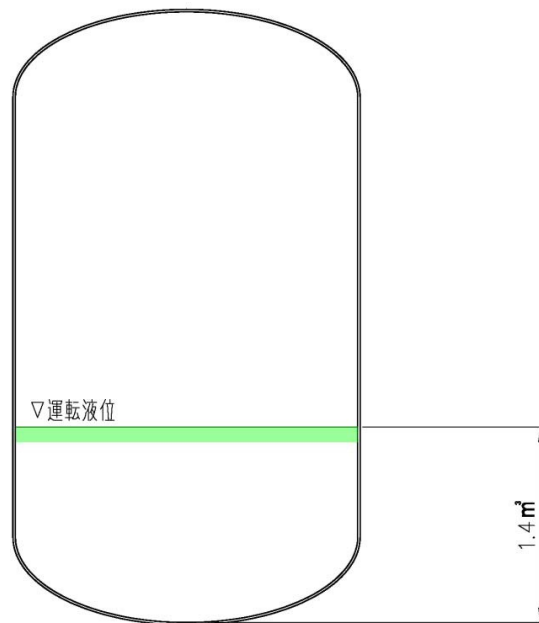


図 4.3.3.2-5 運転時貯留量

③ チャージ時

運転液位より上部のリチウム量をターゲットアセンブリまでの配管長を 15 m と仮定した場合の容積 0.45 m^3 に運転時貯留量 1.4 m^3 を加算した 1.85 m^3 とする。

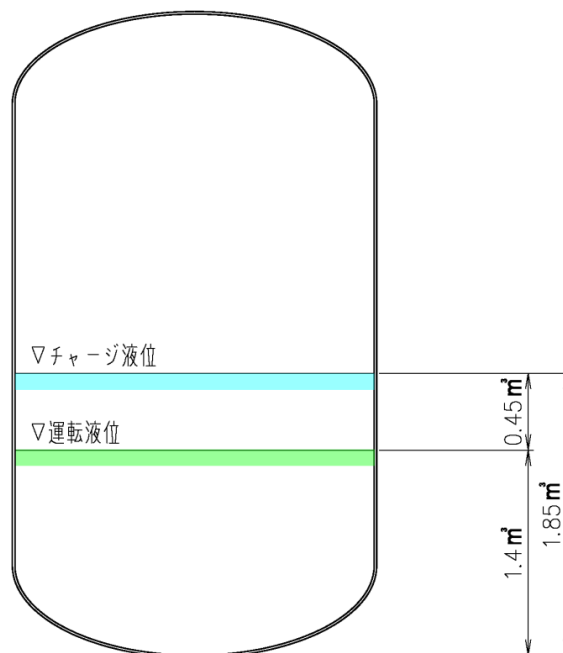


図 4.3.3.2-6 チャージ時貯留量

④ オーバーフロー時

流量計校正貯留量にオーバーフロー代 0.5 m^3 を加算した 2.5 m^3 とする。



図 4.3.3.2-7 オーバーフロー時貯留量

4) 内容積

オーバーフロー時貯留量 2.5 m^3 に真空排気ノズル等の設置を考慮した容積 0.8 m^3 を加算した 3.3 m^3 とする。



図 4.3.3.2-8 内容積

5) リチウム流入方式

クエンチタンクリチウム流入方式として、以下の3方式が考えられる。

① 傾斜液相注入方式

クエンチタンクのリチウム液相に高速リチウム流を突入させる方式であり、本方式ではクエンチタンク真空排気系への飛散リチウム侵入の低減が期待できるが、ターゲットアセンブリからの高速リチウム流がクエンチタンク入口ノズル内に滞留したリチウムの抵抗により飛散したリチウムがターゲットアセンブリ側に飛散する可能性がある他、ターゲットアセンブリとの真空相のつながっていない。また、ターゲットアセンブリとクエンチタンク間の配管が直線形状となるため、ターゲットアセンブリ配置高さが高くなる可能性がある。

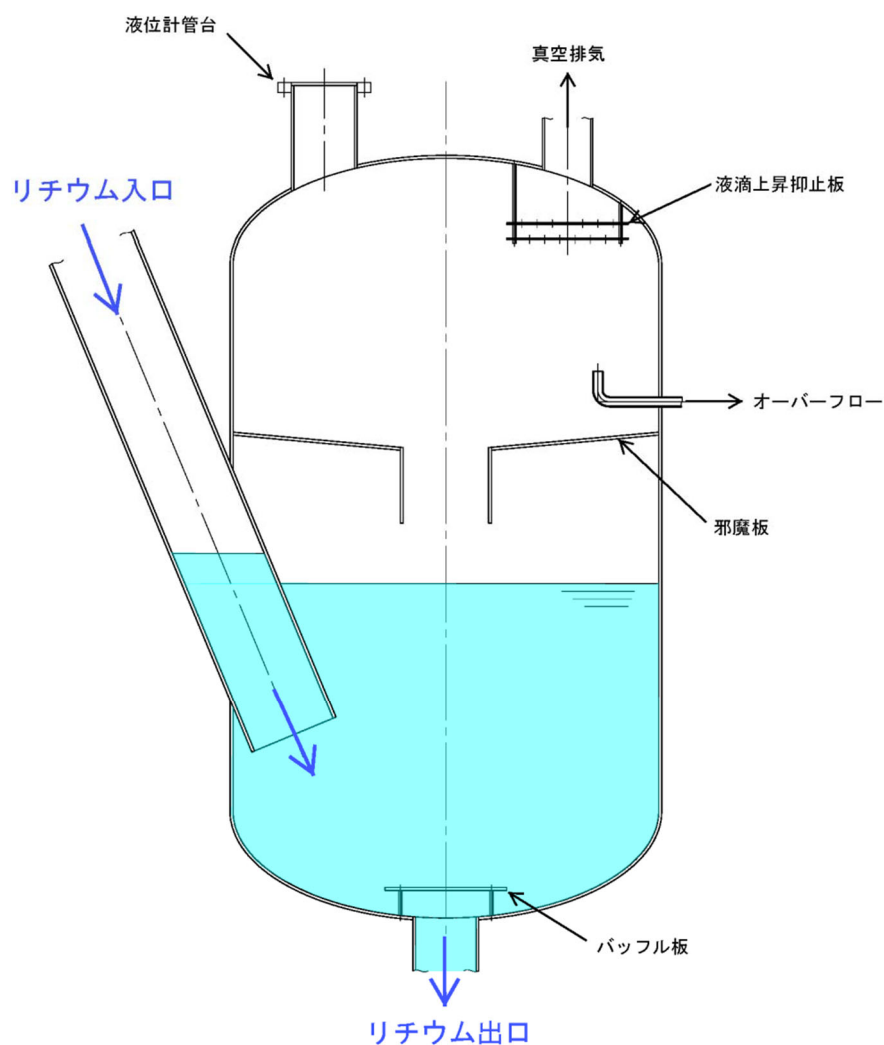


図 4.3.3.2-9 傾斜液相注入方式クエンチタンク

② 傾斜気相注入方式

クエンチタンクの真空相に高速リチウム流を突入させる方式であり、本方式では高速リチウム流が真空相に放出されるため、クエンチタンク真空排気系への飛散リチウムが拡散する可能性は高くなるが、ターゲッ

トアセンブリ側への飛散リチウム侵入の可能性は低減可能である。また、方式①と同様にターゲットアセンブリ配置高さが高くなる可能性がある。

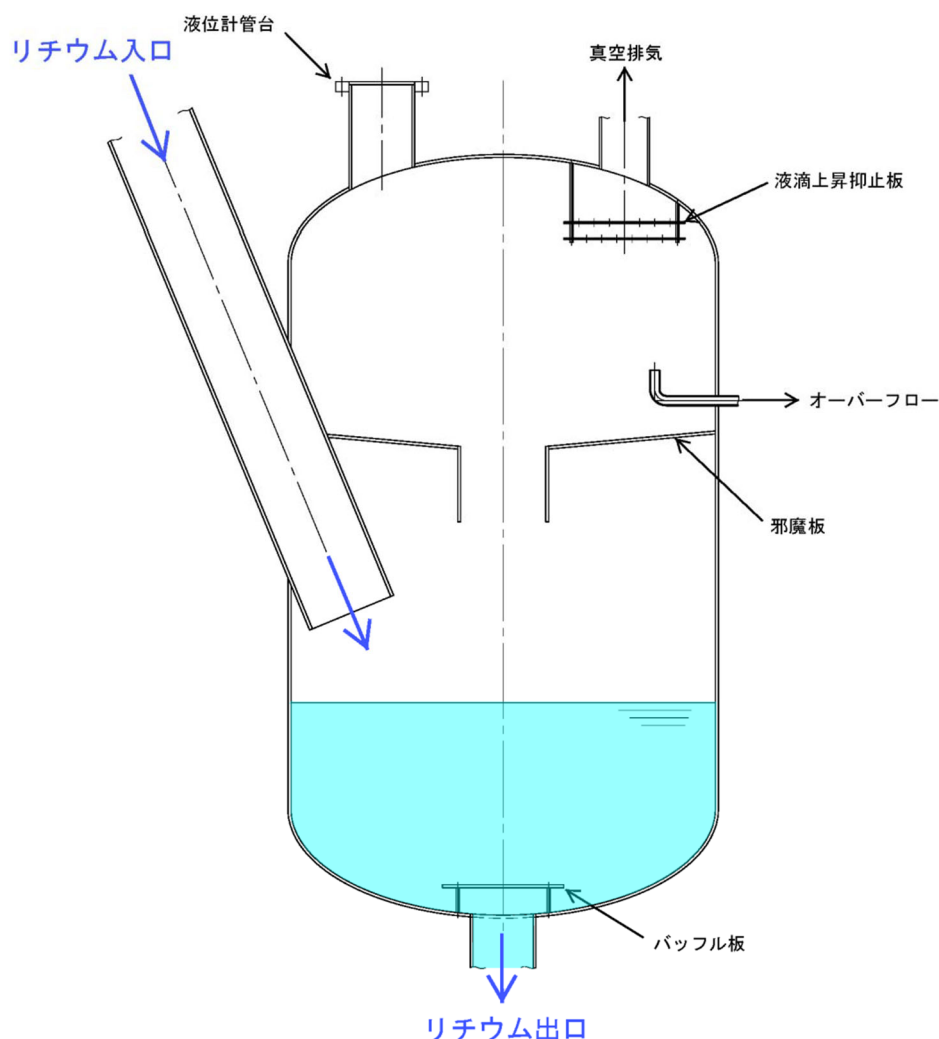


図 4.3.3.2-10 傾斜気相注入方式クエンチタンク

③ 水平気相注入方式

クエンチタンクの内壁面に沿って真空相に高速リチウム流を突入させる方式であり、ELTL のクエンチタンクにて採用された方式である。本方式では高速リチウム流が真空相に放出されるため、ターゲットアセンブリ側への飛散リチウム拡散の可能性を低減可能であると共に、クエンチタンク真空排気系への飛散リチウム侵入についてもタンク壁面の接線方向に高速リチウム流を滑らかに流すことが出来れば低減可能である。ただし、ELTL の実績では予測とは異なり滑らかに流すことが困難な結果であったこと、及び、キャビテーションの可能性を否定できない異音の発生が確認されていることから、本方式採用には別途詳細な検討が必要と考えられる。また、ターゲットアセンブリ配置高さについては、配管取り回しの自由度があるため、方式①②より小型化できる。

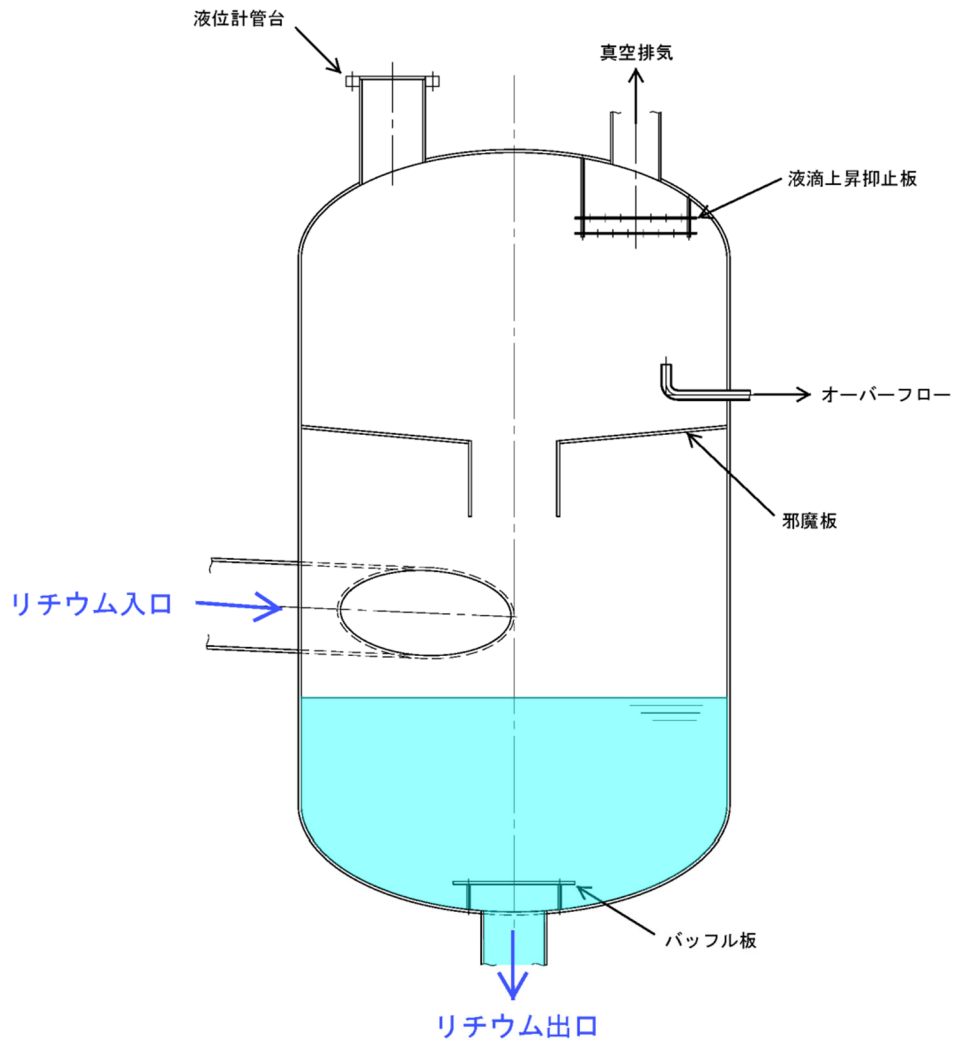


図 4.3.3.2-11 水平気相注入方式クエンチタンク

表 4.3.3.2-2 に上記 3 種のクエンチタンク設計オプションの優劣の比較を示す。本概念設計では、真空排気系に数ヶ月単位の連続運転が要求されること、クエンチタンク上部とターゲット部の真空連通の回避を重視し、①傾斜液相注入方式をクエンチタンク設計の主オプションとする。

表 4.3.3.2-2 クエンチタンク リチウム流入方式の比較

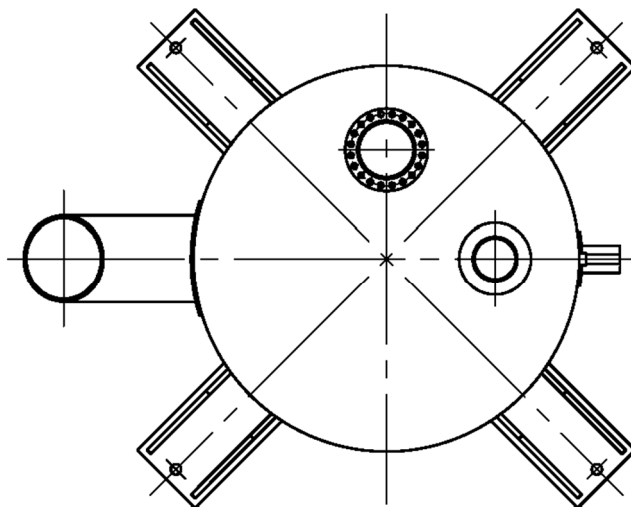
N o	比較項目	傾斜液相注 入方式	傾斜気相注 入方式	水平気相注 入方式
1	真空排気系へのリチウム飛散	◎（飛散はない）	△（飛散の可能性はある）	（○）（飛散の可能性は少ない）
2	ターゲットアセンブリへのリチウム飛散	△（飛散の可能性はある）	◎（飛散はない）	◎（飛散はない）
3	ターゲットアセンブリ配置高さ	△（高低差必要）	△（高低差必要）	◎（低く抑えられる）
4	真空相連通	無	有	有
説明図				

6) 設計要目・機器外形

クエンチタンク設計要目を表 4.3.3.2-3、クエンチタンク外形図を図 4.3.3.2-12 に示す。

表 4.3.3.2-3 クエンチタンク設計要目

設計要目	
形式	円筒縦置型
適用法規	消防法
流体	液体リチウム
容積	3.3 m ³
設計温度	400 °C
運転温度	250 °C
設計圧力	−0.10 ～ 0.75 MPaG
運転圧力	−0.10 ～ 0.30 MPaG
材質	SUS316L
腐食代	1 mm
非破壊検査	放射線透過試験 (RT) 浸透探傷試験 (PT)
保温	あり
基数	1 基
機器寿命	30 年



設計要目	
型式	円筒設置型
適用法規	消防法
流体	液体リチウム
容積	3.3m ³
設計温度	400℃
運転温度	250℃
設計圧力	-0.1~0.75MPa・G
運転圧力	-0.1~0.35MPa・G
材質	SUS316L
腐食代	1mm
非破壊検査	放射線透過試験 (RT)
	浸透探傷試験 (PT)
保温	あり
基礎	1基
機器寿命	30年

管 台 一 覧 表			
記号	用途	口径	接続形式
N-1	リチウム入口	12B	BW
N-2	リチウム出口	8B	BW
N-3	リチウムバイパス	4B	BW
N-4	リチウムオーバーフロー	1B	BW
N-5	真空排気	6B	BW
N-6	液位計取付	8B	BW

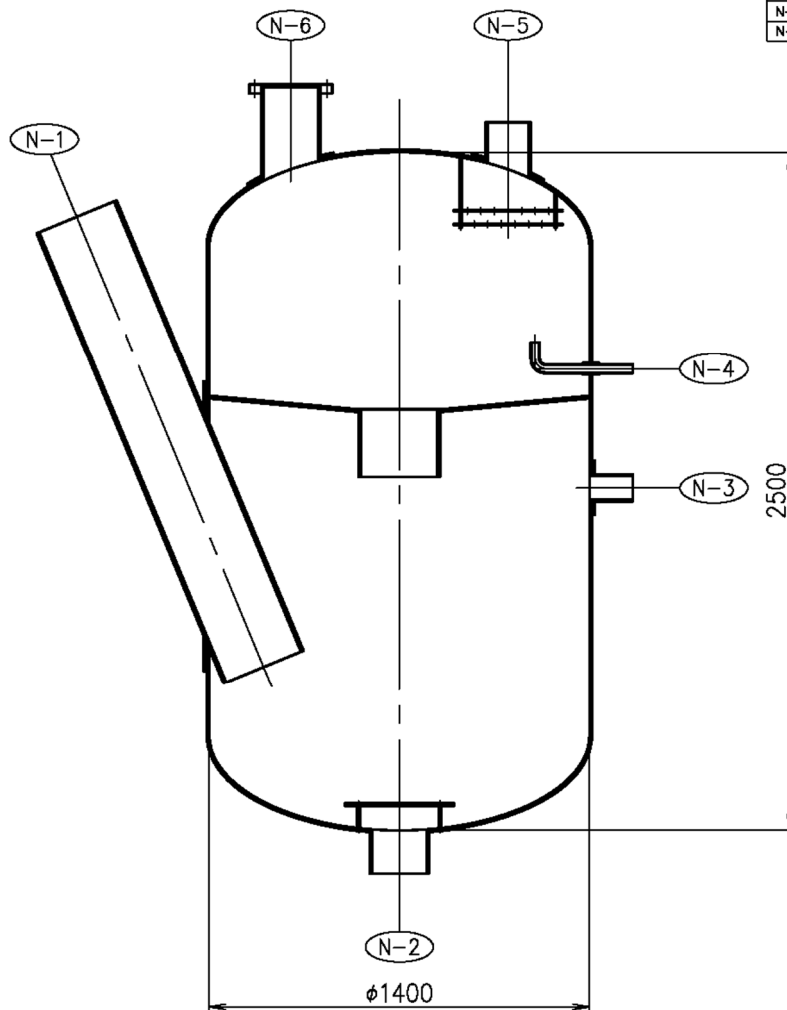


図 4.3.3.2-12 クエンチタンク外形図

(2) 主循環ポンプ

1) 目的

主循環系電磁ポンプは主循環系の低位置に設置され、ターゲットアセンブリでの高速リチウム流の生成に必要な圧力を与え、系統内のリチウム循環を行うものである。

2) 構成

主循環ポンプは IFMIF 概念設計活動及び工学設計活動で設計され、ELTL にて妥当性が確認された環状流路型リニア誘導式電磁ポンプとする。ポンプ揚程は機器・配管系統の圧力損失及び実揚程を考慮して決定する。また、ポンプ入口部でのキャビテーション発生の防止ために適切な入口配管口径(流速)を設定すると共に、必要吸込ヘッド(NPSH)が確保できる機器配置とする。

3) 設計要目・機器外形

表 4.3.3.2-4 に主循環ポンプ設計要目、図 4.3.3.2-13 に主循環ポンプ外形図を示す。

表 4.3.3.2-4 主循環ポンプ設計要目

設計要目	
形式	環状流路型リニア誘導式
流体	液体リチウム
定格流量	6 m ³ /min (0.1 m ³ /s)
揚程	0.3 MPa (暫定)
設計温度	400 °C
運転温度	250 °C
設計圧力	−0.10 ~ 0.75 MPaG
運転圧力	−0.10 ~ 0.30 MPaG
冷却方式	空冷式
材質	SUS316L
基数	1 基
機器寿命	30 年 (暫定)

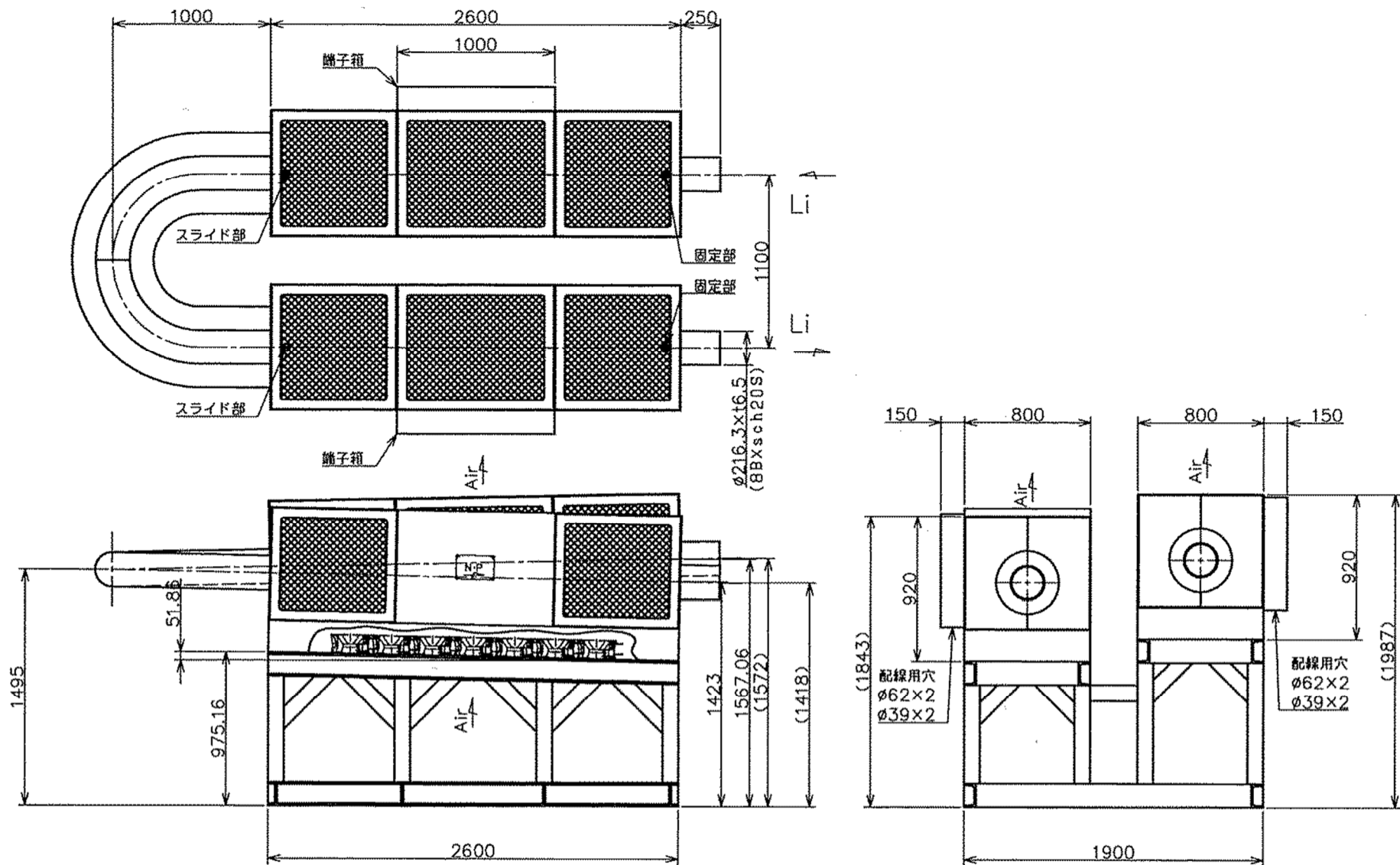


図 4.3.3.2-13 主循環ポンプ外形図

(3) 主循環流量計

1) 目的

主循環流量計は循環流量の制御に用いるものであり、その計測値を主循環ポンプにフィードバックするものである。

2) 構成

主循環流量計は IFMIF 概念設計活動及び工学設計活動で設計され、ELTL にて妥当性が確認された永久磁石式電磁流量計とする。

3) 設計要目・機器外形

表 4.3.3.2-5 に主循環流量計設計要目、図 4.3.3.2-14 に主循環流量計外形図を示す。

表 4.3.3.2-5 主循環流量計設計要目

設計要目	
形式	永久磁石式
流体	液体リチウム
流量範囲	0 ～ 9 m ³ /min (0～0.15 m ³ /s)
設計温度	400 °C
運転温度	250 °C
設計圧力	－0.10 ～ 0.75 MPaG
運転圧力	－0.10 ～ 0.30 MPaG
冷却方式	空冷式
材質	SUS316L
基数	1 基
機器寿命	30 年（暫定）

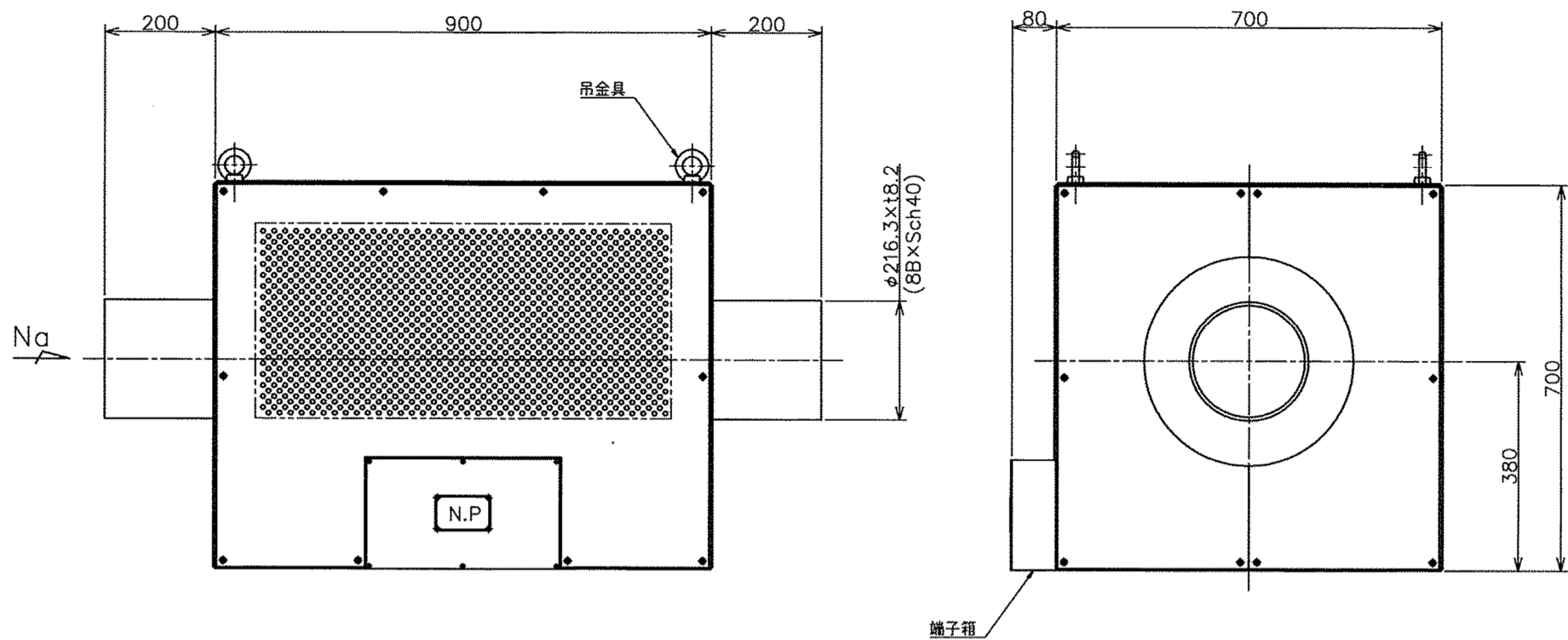


图 4.3.3.2-14 主循环流量计外形图

(4) 冷却器

1) 目的

冷却器は、ターゲットアセンブリでの重陽子ビーム入熱を除去し、ターゲットアセンブリ入口温度を一定温度に維持することを目的とするものである。

2) 構成

冷却器の構成は IFMIF 概念設計活動及び工学設計活動で設計された多管式熱交換器とし、万一の伝熱管破損時の放射性物質の外部への漏えいを防止するため、3 連構造とする。なお 4 次冷却系は屋外のクーリングタワーとなる。

3) 設計要目・機器外形

表 4.3.3.2-6 に 1 次冷却器設計要目、表 4.3.3.2-7 に 2 次冷却器設計要目、表 4.3.3.2-8 に 3 次冷却器設計要目、図 4.3.3.2-15 に 1 次冷却器外形図、図 4.3.3.2-16 に 2 次冷却器外形図、図 4.3.3.2-17 に 3 次冷却器外形図を示す。

表 4.3.3.2-6 1 次冷却器設計要目

設計要目		
	胴側	管側
形式	多管式熱交換器	
適用法規	消防法	
設計温度	400 °C	
設計圧力	−0.10 ~ 0.75 MPaG	
交換熱量	5 MW	
流体	液体リチウム	高温用熱媒体 *
流量	6 m ³ /min	4.5 m ³ /min
運転温度（入口／出口）	289 °C／250 °C	185 °C／220 °C
運転圧力	−0.10 ~ 0.30 MPaG	
材質	SUS316L	
腐食代	1 mm	
基数	1 基	
機器寿命	30 年（暫定）	

*) 熱媒体は IFMIF で規定している Therm-S 900(高温用)相当品を想定しているが、当該熱媒体は日本国内では「化学物質の審査及び製造等の規制に関する法律(化審法)」により「第一種監視化学物質」に指定されており、今後、使用が禁止される恐れもあることから、熱媒体の代替設計オプションを別途検討する必要がある。

表 4.3.3.2-7 2 次冷却器設計要目

設計要目		
	胴側	管側
形式	多管式熱交換器	
適用法規	消防法	
設計温度	250 °C	
設計圧力	−0.10 ~ 0.75 MPaG	
交換熱量	5 MW	
流体	低温用熱媒体 *	高温用熱媒体 *
流量	7.1 m ³ /min	4.5 m ³ /min
運転温度（入口／出口）	50 °C／75 °C	220 °C／185 °C
運転圧力	−0.10 ~ 0.30 MPaG	
材質	SUS316L	
腐食代	1 mm	
基数	1 基	
機器寿命	30 年（暫定）	

*) 注釈の内容は表 4.3.3.2-6 のものと同様

表 4.3.3.2-8 3 次冷却器設計要目

設計要目		
	胴側	管側
形式	多管式熱交換器	
適用法規	消防法	
設計温度	100 °C	
設計圧力	－0.10 ～ 0.75 MPaG	
交換熱量	5 MW	
流体	水	低温用熱媒体 *
流量	7.2 m ³ /min	7.1 m ³ /min
運転温度(入口／出口)	29 °C／39 °C	75 °C／50 °C
運転圧力	－0.10 ～ 0.30 MPaG	
材質	SUS316L	
腐食代	1 mm	
基数	1 基	
機器寿命	30 年	

*) 注釈の内容は表 4.3.3.2-6 のものと同様

設計項目		
	胴側	管側
型式	多管式熱交換器	
適用法規	消防法	
設計温度	400℃	
設計圧力	-0.10~0.75MPa・g	
交換熱量	5MW	
液体	液体リチウム	熱媒体A
流量	6m ³ /min	4.5m ³ /min
運転温度（入口／出口）	289℃／250℃	185℃／220℃
運転圧力	-0.10~0.30MPa・g	
材質	SUS316L	
腐食代	1mm	
基座	1基	
機器寿命	30年	

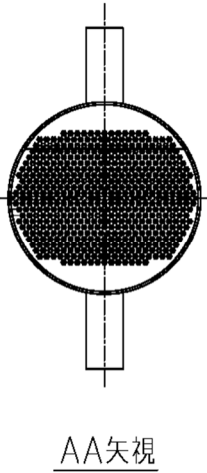
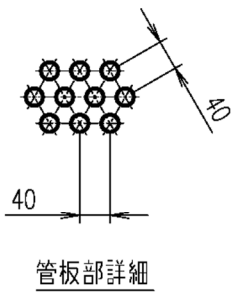
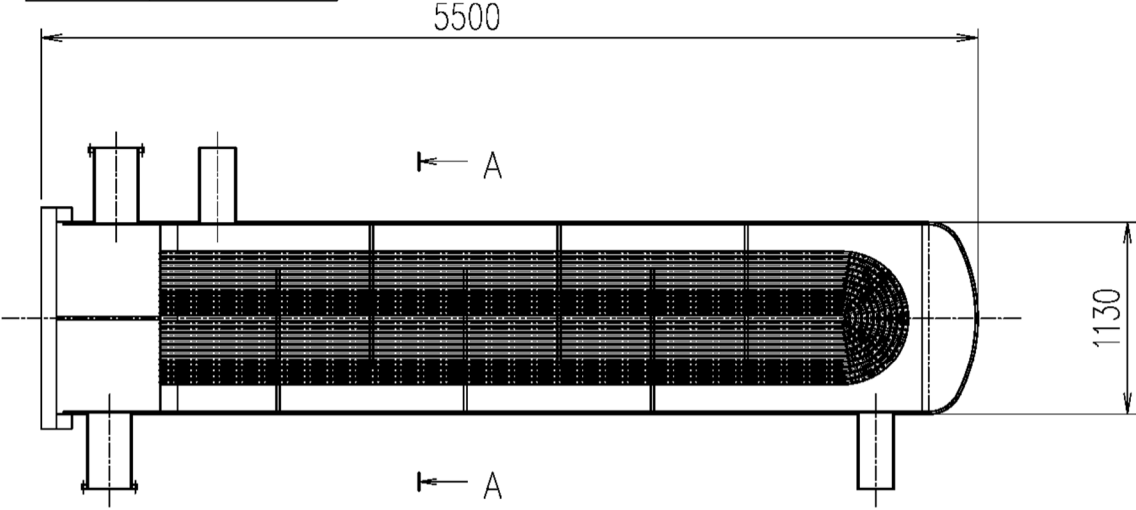
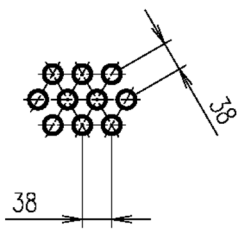
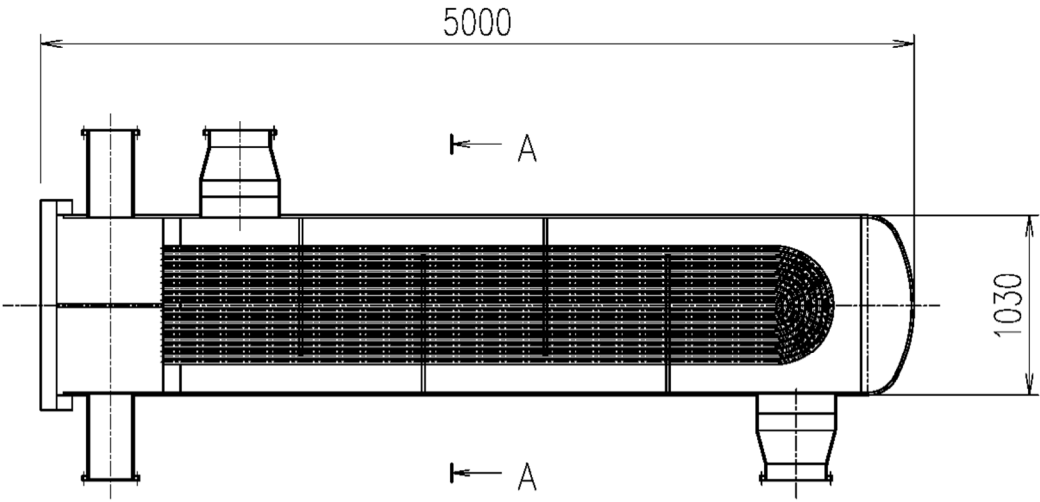
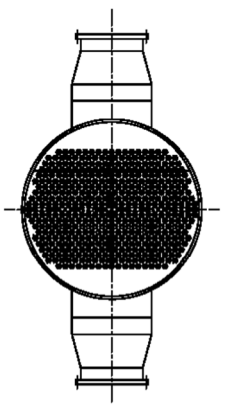


図 4.3.3.2-15 1 次冷却系外形図

設計要目		
	設備	管側
型式	多管式熱交換器	
適用法規	消防法	
設計温度	250℃	
設計圧力	-0.10~0.75MPa・G	
交換熱量	5MW	
液体	熱媒体B	熱媒体A
流量	7.1m³/min	4.5m³/min
運転温度（入口／出口）	50℃／75℃	220℃／185℃
運転圧力	-0.10~0.30MPa・G	
材質	SUS316L	
腐食代	1mm	
基数	1基	
機器寿命	30年（暫定）	



管板部詳細



AA矢視

図 4.3.3.2-16 2 次冷却系外形図

設計要目		
	鋼側	管側
型式	多管式熱交換器	
適用法規	消防法	
設計温度	100℃	
設計压力	-0.10~0.75MPa・g	
交換熱量	5MW	
液体	水	融媒体B
流量	7.2m ³ /min	7.1m ³ /min
運転温度 (入口/出口)	29℃/39℃	75℃/50℃
運転压力	-0.10~0.30MPa・g	
材質	SUS316L	
腐食代	1mm	
基座	1基	
構造寿命	30年	

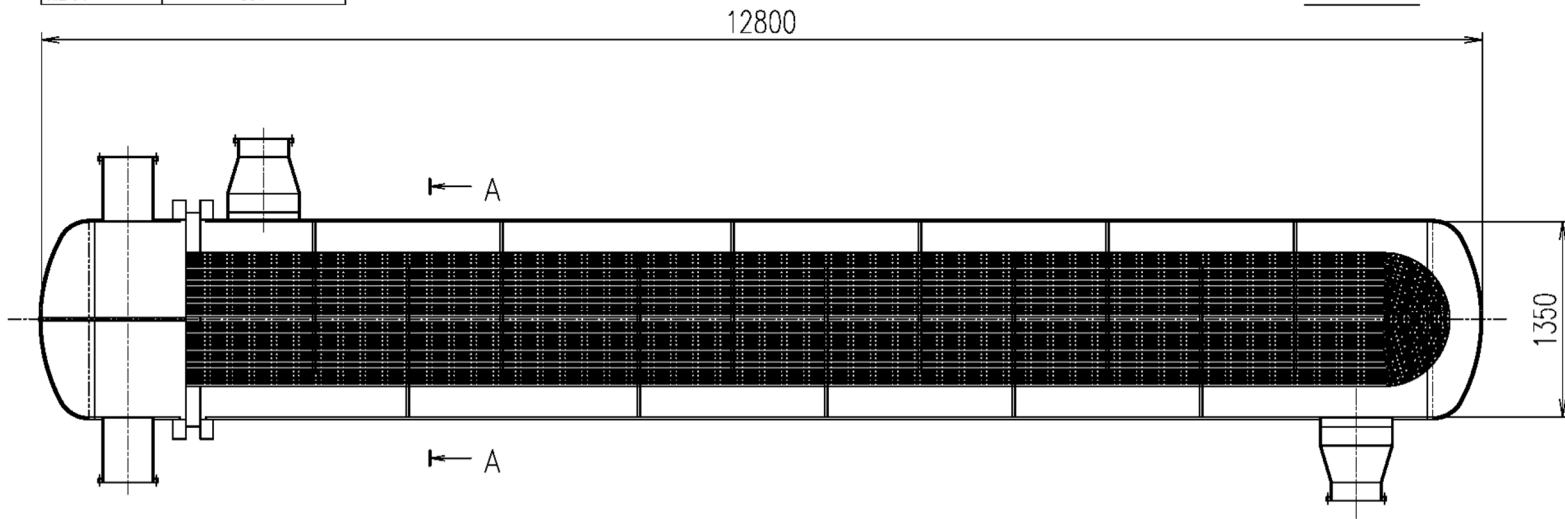
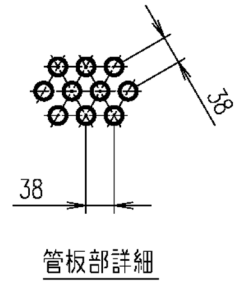


図 4.3.3.2-17 3 次冷却系外形図

(5) サージタンク

1) 目的

サージタンクはクエンチタンクからオーバーフローした液体リチウムを収納することを主目的とする。

2) 構造

サージタンク容積は ELTL 設計を踏襲し、クエンチタンク運転液位とオーバーフロー液位間の容積とする。
以下に容積計算を示す。

$$V = \pi D^2 / 4 \times (h_2 - h_1) = \pi \times 1.42^2 / 4 \times (1.8 - 1.1) \approx 1.1 \text{ m}^3$$

D: クエンチタンク胴の内径: 1.4 m

h₁: クエンチタンク運転液位: 1.1 m

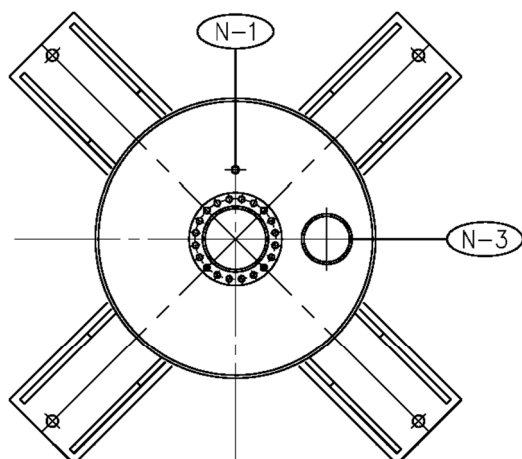
h₂: クエンチタンクオーバーフロー液位: 1.8 m

3) 設計要目・機器外形

表 4.3.3.2-9 にサージタンク設計要目、図 4.3.3.2-18 にサージタンク外形図を示す。

表 4.3.3.2-9 サージタンク設計要目

設計要目	
形式	円筒縦置型
適用法規	消防法
流体	液体リチウム
容積	1.1 m ³
設計温度	400 °C
運転温度	250 °C
設計圧力	−0.10 ～ 0.75 MPaG
運転圧力	−0.10 ～ 0.30 MPaG
材質	SUS316L
腐食代	1 mm
非破壊検査	放射線透過試験 (RT) 浸透探傷試験 (PT)
保温	あり
基数	1 基
機器寿命	30 年



設計要目	
型式	円筒縦置型
適用法規	消防法
流体	液体リチウム
容積	1.1m ³
設計温度	400℃
運転温度	250℃
設計圧力	-0.10~0.75MPa・G
運転圧力	-0.10~0.35MPa・G
材質	SUS316L
腐食代	1mm
非破壊検査	放射線透過試験 (RT)
	浸透探傷試験 (PT)
保温	あり
基数	1基
機器寿命	30年

管 台 一 覧 表			
配 号	用 途	口 径	接続形式
N-1	Li入ロノズル	1B	BW
N-2	Arガス入ロノズル	1B	BW
N-3	真空排気ノズル	6B	BW

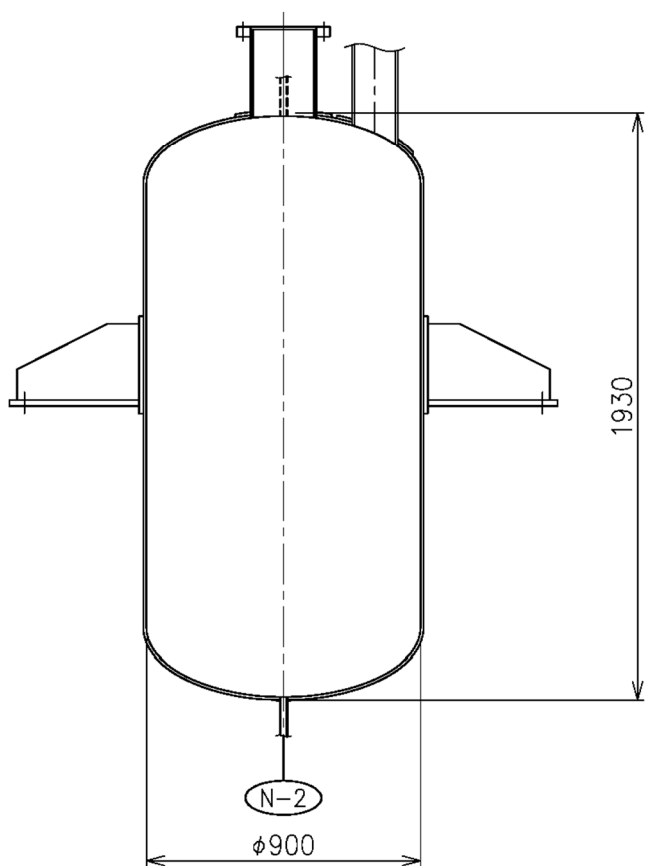


図 4.3.3.2-18 サージタンク外形図

(6) ダンプタンク

1) 目的

ダンプタンクは、系統へ供給するための液体リチウムの貯蔵・溶解及び保守時・緊急時のドレンを収納することを目的とする。

2) 構造

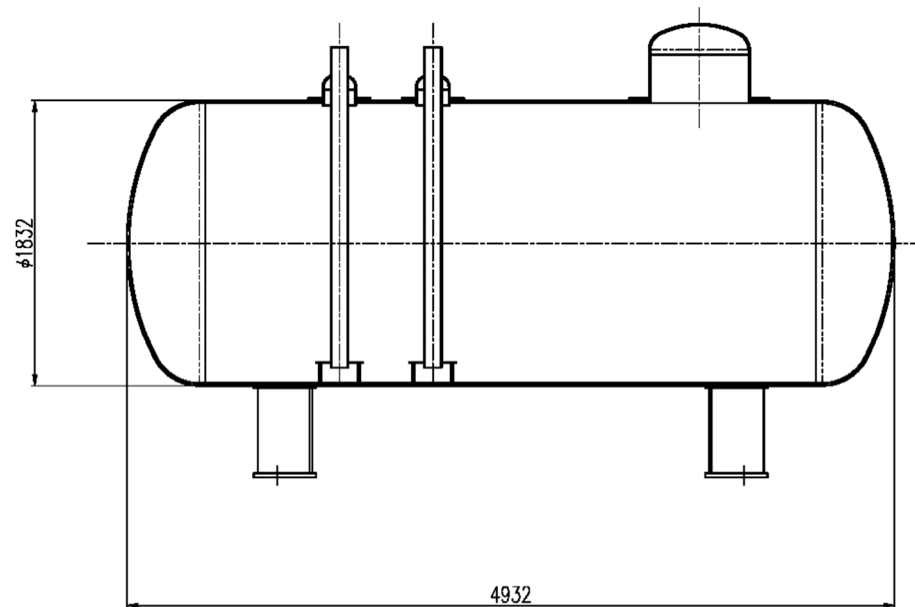
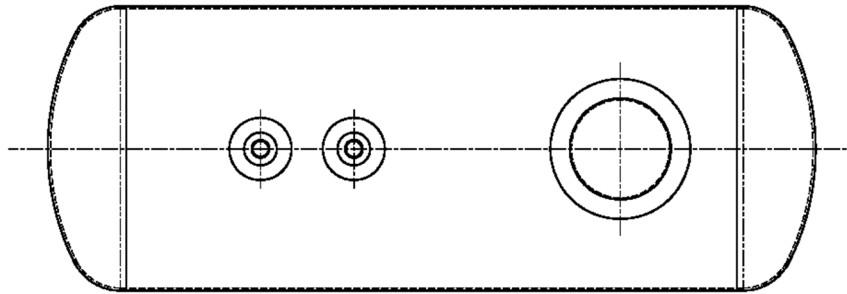
タンク上部に液体リチウムを供給するためのリチウム供給ノズル、ドレン用ノズル、カバーガスである Ar ガス入口ノズル等を有する。

3) 設計要目・機器外形

表 4.3.3.2-10 にダンプタンク設計要目、図 4.3.3.2-19 にダンプタンク外形図を示す。

表 4.3.3.2-10 ダンプタンク設計要目

設計要目	
形式	円筒横置型
適用法規	消防法
流体	液体リチウム
容積	11 m ³
設計温度	400 °C
運転温度	250 °C
設計圧力	−0.10 ～ 0.75 MPaG
運転圧力	−0.10 ～ 0.75 MPaG
材質	SUS316L
非破壊検査	放射線透過試験 (RT) 浸透探傷試験 (PT)
保温	あり
基数	1 基
機器寿命	30 年



設計要目	
型式	円筒縦置型
適用法規	消防法
流体	液体リチウム
容積	11m ³
設計温度	400℃
運転温度	250℃
設計圧力	-0.1~0.75MPa・G
運転圧力	-0.1~0.35MPa・G
材質	SUS316L
腐食代	1mm
非破壊検査	放射線透過試験 (RT)
	浸透探傷試験 (PT)
保温	あり
差数	1差
機器寿命	30年

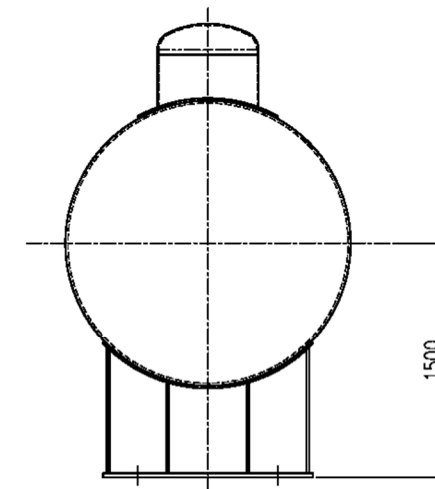


図 4.3.3.2-19 ダンプタンク外形図

(7) 系統図・配置図

リチウムターゲット・ループシステム全体の系統図と配置概念図は、それぞれ 4.3.2 項の図 4.3.2-1 と図 4.3.2-2 に示している。ここではリチウム主循環システムの系統と配置概念について詳述する。

リチウムターゲット・ループシステムは、中性子を発生させるターゲット部、一定温度の液体リチウムを供給する主循環系、ループ内の不純物濃度を制御するための純化系、不純物濃度を計測監視するための純度監視系、及び、ターゲットアセンブリ部を高真空に維持するための真空排気系から構成される。（純化系及び純度監視系の概念設計については 4.3.4 項で詳述する。）主循環系の系統図と配置図を、それぞれ図 4.3.3.2-20 と図 4.3.3.2-21～22 に示す。

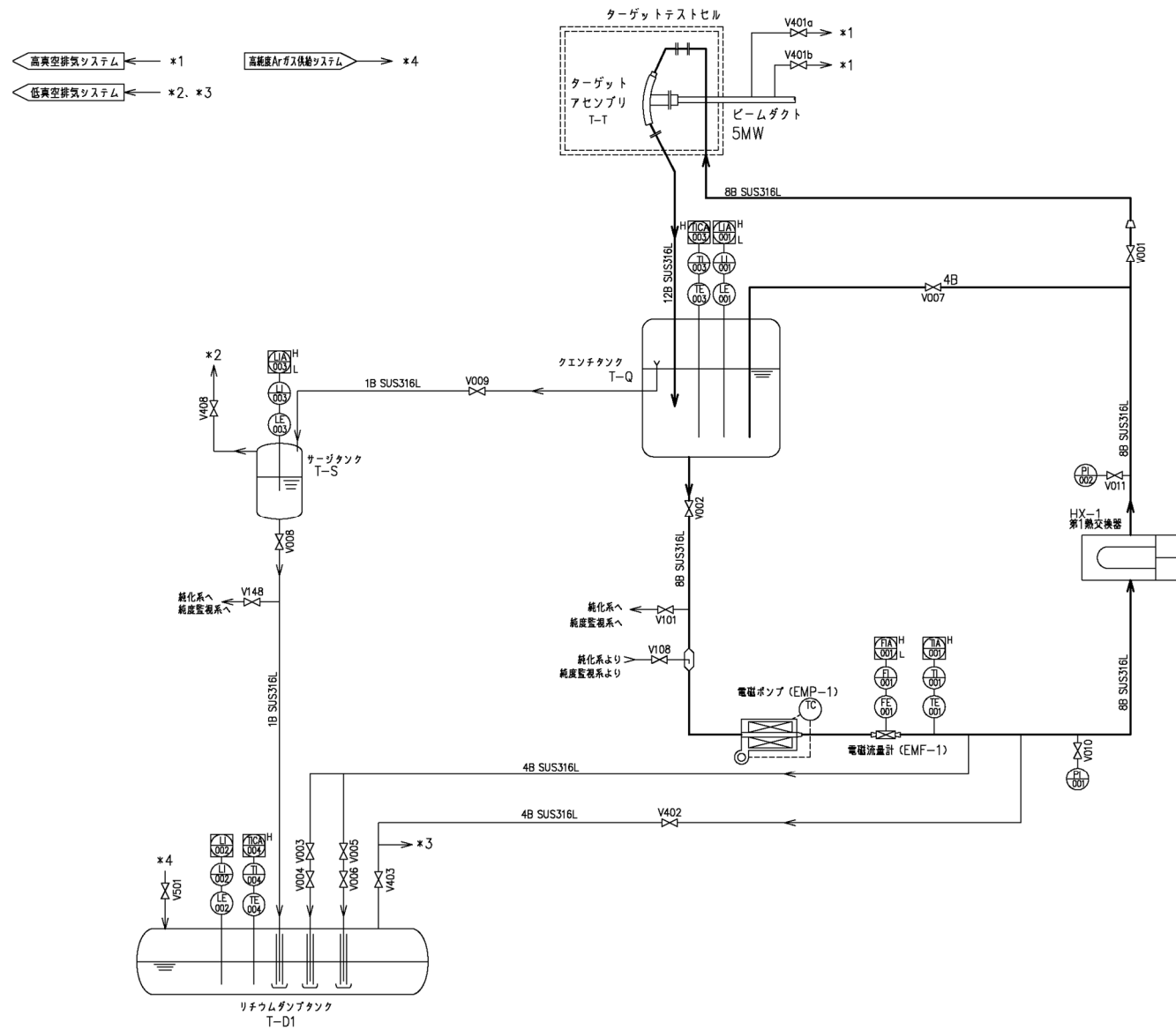


図 4.3.3.2-20 主循環系系統図

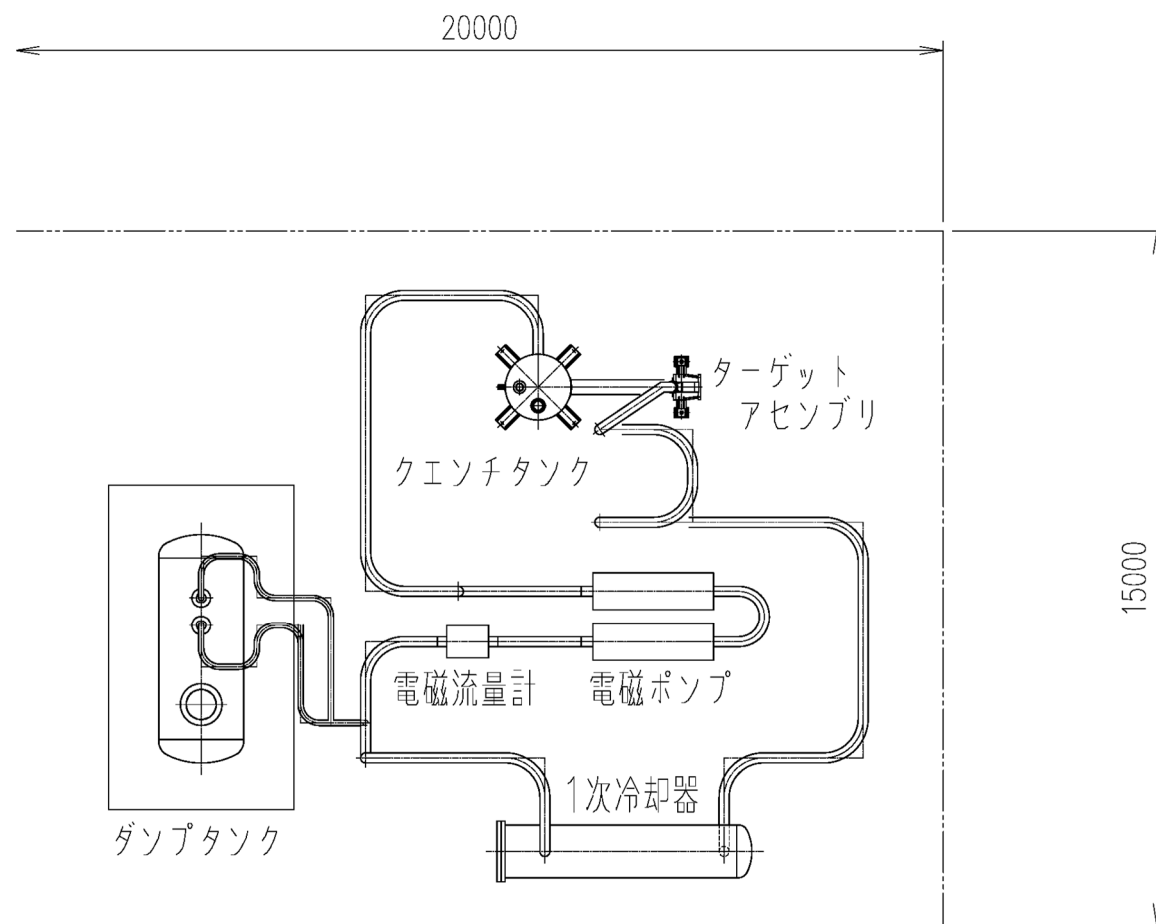


図 4.3.3.2-21 主循環系区画平面配置図

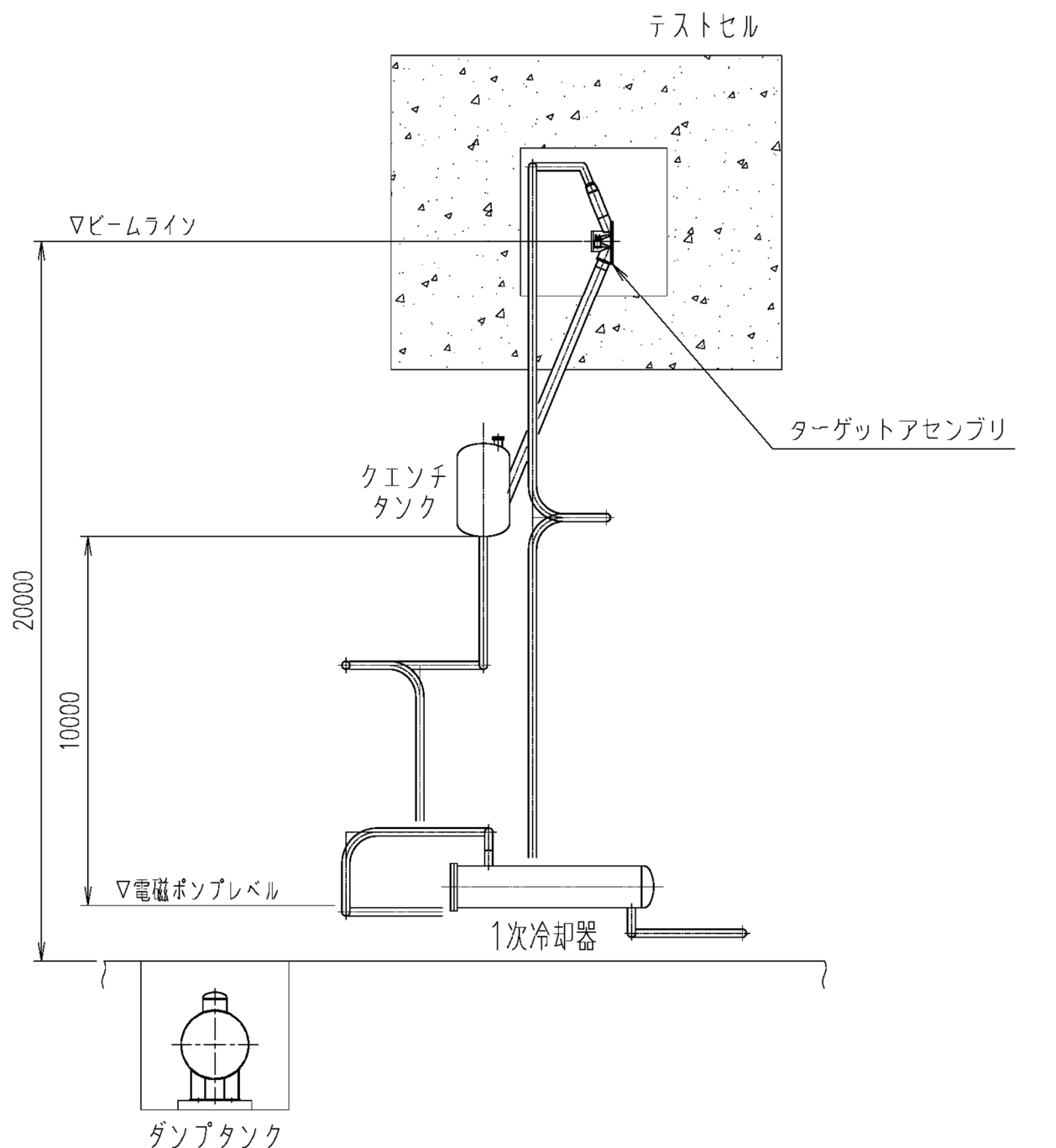


図 4.3.3.2-22 主循環系区画側配置図

4.3.3.3 Li ターゲット/熱交換システムの運転フロー

IFMIF 中間工学設計書をベースとして A-FNS リチウムループ施設の主要運転モード(予熱、リチウムチャージ、リチウム循環、リチウムドレン)について運転手順の検討を行い、操作ブロックダイアグラムを作成した。図 4.3.3.3-1～4 に各運転モードの操作ブロックダイアグラムと機器・配管系統図を示す。

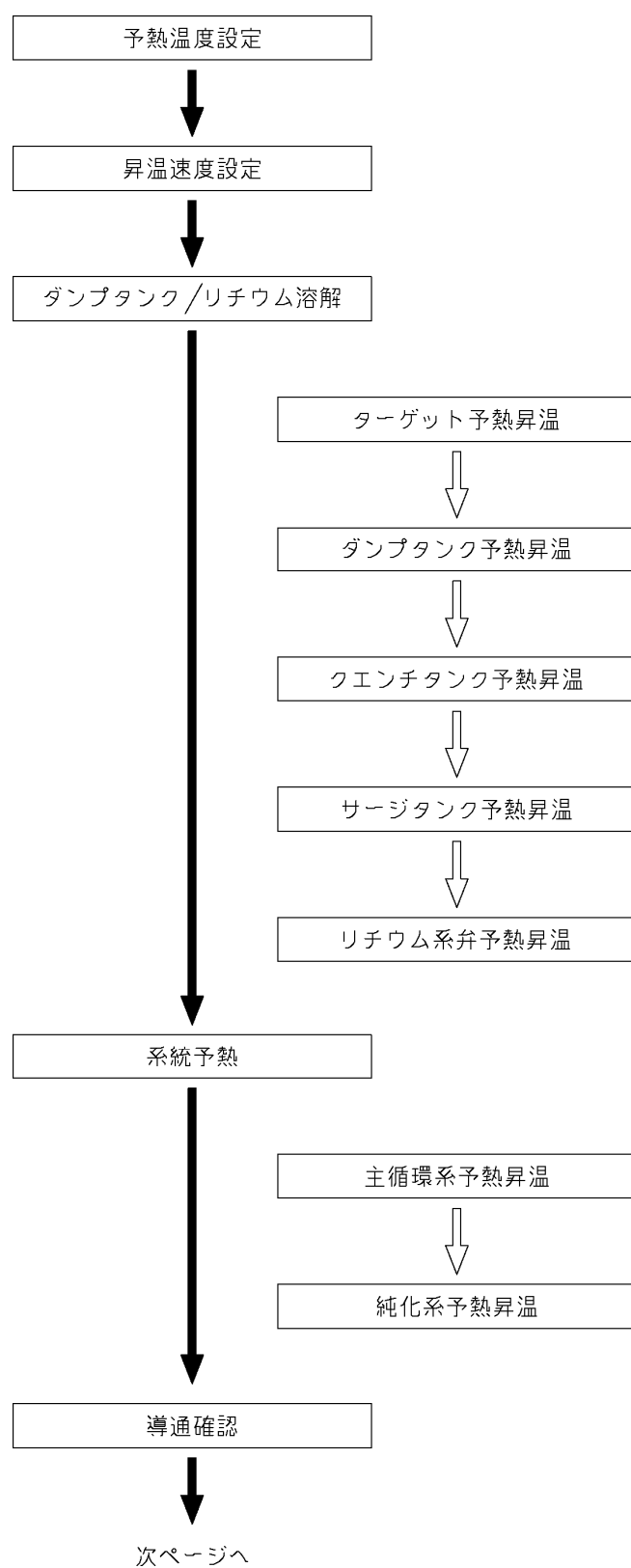


図 4.3.3.3-1 予熱操作のブロックダイアグラム

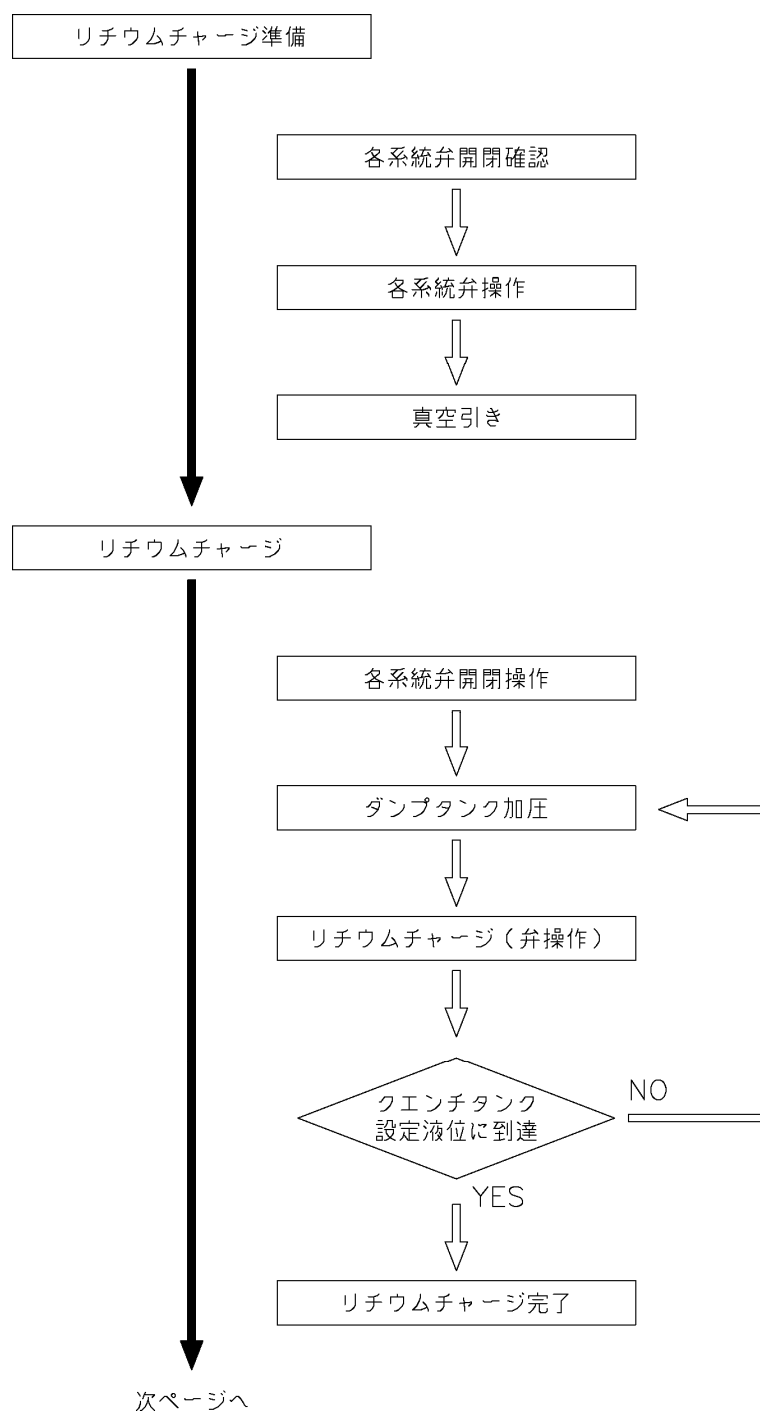


図 4.3.3.3-2(a) リチウムチャージ操作のブロックダイアグラム

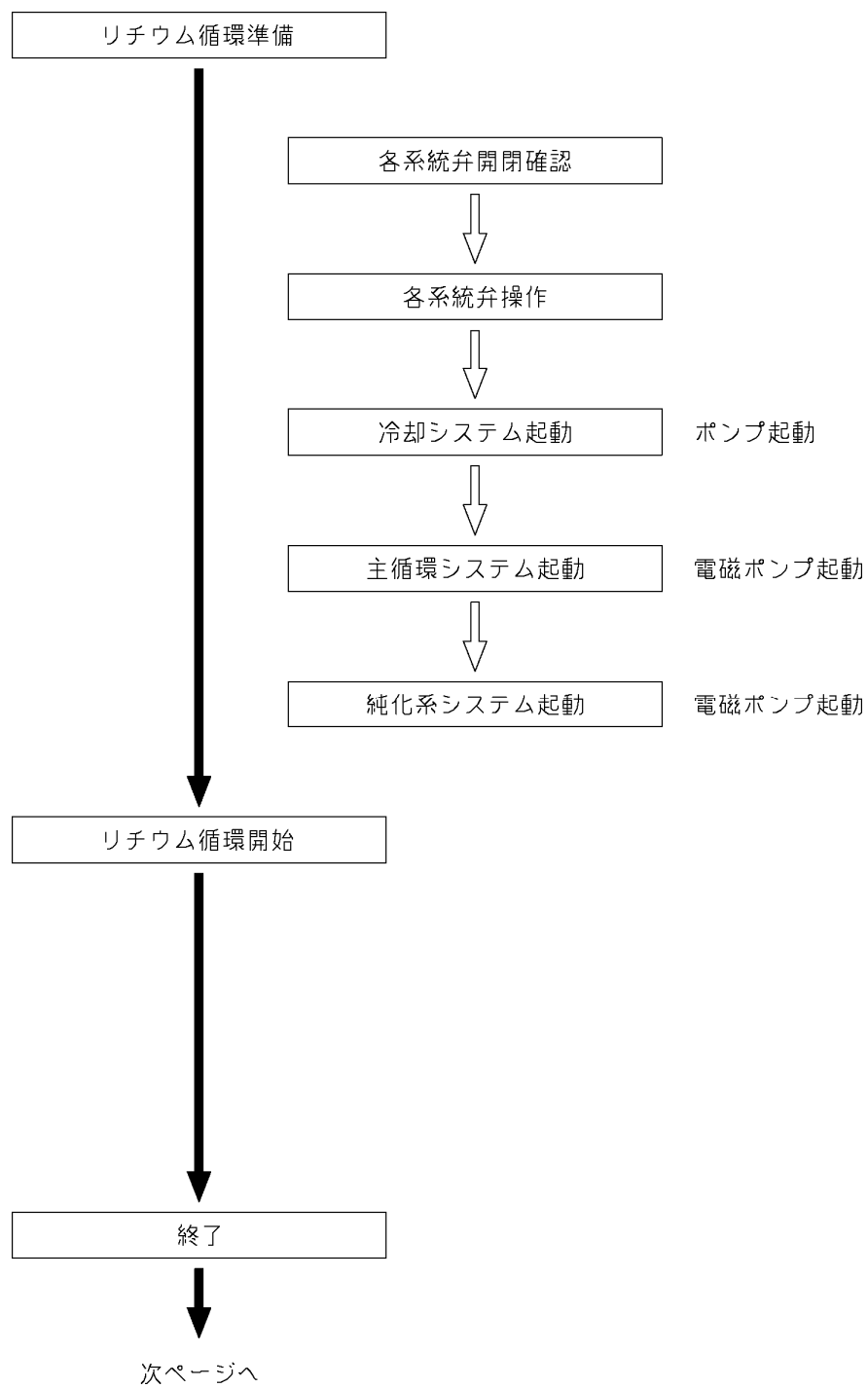


図 4.3.3.3-3(a) リチウム循環操作のブロックダイアグラム

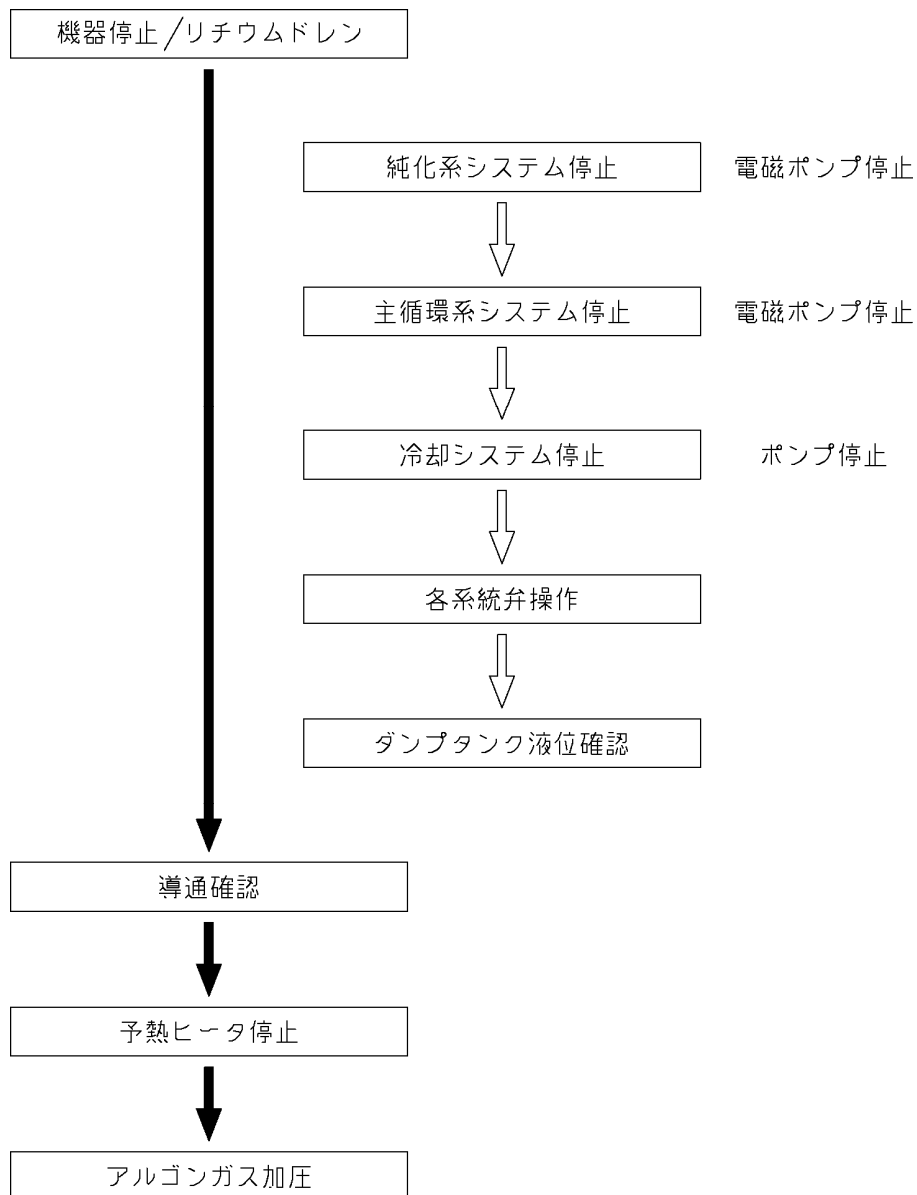


図 4.3.3.3-4 リチウムドレン操作のブロックダイアグラム

4.3.4 純化システム

ターゲット系液体リチウム中には不純物が存在する。不純物の由来としては主に下記の項目があげられる。

- (1) 購入時、すでに混入している不純物
- (2) 初期装荷時の混入
- (3) 初期循環運転によるステンレス配管酸化被膜の還元による混入
- (4) リチウムループ運転のための Ar カバーガスの混入
- (5) A-FNS 運転中の重水素注入と d-Li, n-Li 反応をはじめとした核反応物の混入
- (6) メンテナンス時の混入

(7) 事故事象

ターゲット系リチウムループを健全に運転する上で最も重要となることはリチウムが流れる配管を閉塞させないことであり、閉塞は主としてコールドポイントにおける非金属系不純物との化合物(LiH, Li₂O, Li₃N等)の析出によって生じる。また、リチウム中窒素不純物により配管機器等の腐食が促進されることが知られており[4.3.4-1]、配管機器等を損なうレベルの腐食も生じさせない必要がある。以上より、リチウムターゲットシステムにはそのサブシステムとして純化システムが敷設される。なお、純化システムは不純物濃度を低減させるために純化系と、その健全運転監視のための純度監視系より構成される。

4.3.4.1 純化システムの要求仕様と設計条件

4.3.4.1.1 A-FNS リチウムループ不純物負荷

A-FNS ターゲット系リチウム中の不純物負荷を表 4.3.4-1 に示す。なお、本表の数値は IFMIF のDDD[4.3.4-2]を基準として評価した。なお、Li インベントリは本評価においては5tとした。また、リチウムターゲット/熱交換システムと共通する一般機能条件はここでは省略する。

表 4.3.4-1 A-FNS ターゲット系リチウム中の不純物負荷

種類	運転段階	供給元	供給量	場所	備考
酸素	運転前	地金 (ingot)	455g	ダンプタンク	Li インベントリ5,000kg, 酸素濃度91wppm (@300℃飽和溶解度)
		材料表面	800g	ループ全体	機器材料表面積800m ² , 付着密度1g/m ²
		使用前, 交換部品等	80g	ループ全体	上記材料表面積の10%再付着を仮定
		カバーガス	~25g		Ar ガス中272wppmの酸素含有を考慮
		小計	1,360g		
	運転中	—	—		
	保守等	供用中, 交換部品等	40g/yr	ループ全体	毎年1回の開封で材料表面積の5%再付着を考慮 (40g/yr)
		事故時空気侵入等	80g/回	ビームダクト (ターゲット)	ビームダクト事故時: 第一止弁までの容積 200 l (≒5mol) を30 yr 寿命中1回考慮
		小計	1,280g		←40g/yr × 30回 + 80g/回 × 1回
	合計		2.54kg		30年寿命中全体負荷量 (0)
水素	運転前	地金 (ingot)	70g	ダンプタンク	Li インベントリ5,000kg, 水素濃度15wppm (加藤らの文献(14))
		供給前	315g	ダンプタンク	Li インベントリ5,000kg, 水素濃度63wppm (@200℃飽和溶解度)
		材料表面	403g	ループ全体	機器材料表面積800m ² , 表面から1mm厚の含有水素(1wppm)が初期運転時負荷
		小計	788g		取り扱い条件→790g
	運転中	D入射と核反応 (全水素同位体)	82.5g/fpy	ターゲット部	重陽子イオン (D ⁺)40MeV, 125mAとLi流との反応で生成。H+D+Tの全体量(年間稼働時間当たり生成率: 41.65mol/fpy相当)。平均 モル質量1.97 g,
		内トリチウム	3.75g/fpy	ターゲット部	同上。うちトリチウム生成量 (1.25mol/fpy相当) ; 全体の3%がT占有割合

		小計	2,475g		←82.5g/fpy×30fpyで換算
	保守補修後 純化運転	—	—		
	合計		3.27kg		30年寿命中全体負荷量（全水素同位体）
窒素	運転前	地金（ingot）	1,500g	ダンプタンク	Li インベントリ5,000kg, 窒素濃度<300wppm （購入仕様：最大値使用）
	通常純化運 転	材料腐食	6.4g/yr	ループ全体	ステンレスの窒素含有率0.1%、300℃Li 中で年間1μm 厚の腐食を仮定。運転初期の考慮可能性のこる。絶対 量小につき、現状無視。
	保守補修後 純化運転	供用中, 交換部 品等	140g/yr	ループ全体	毎年1回開封で材料表面積の5%再付着を考慮 (140g/yr) .
	合計		5.7kg		30年寿命中全体負荷量

4.3.4.1.2 A-FNS リチウム純度管理値

A-FNS リチウム純化系の要求仕様となる、リチウム純度管理値の主旨は FMIT リチウム系不純物限界 [4.3.4-3] に基づき下記のとおりとする。これらの値を達成するために、純化系としてコールドトラップ (CT)が必要とされる。

- ・ 酸素 <10 wppm
- ・ 水素 <80 wppm (全水素同位体、軽水素換算)
- ・ 窒素 <400 wppm
- ・ 炭素 <10 wppm

これらの値に関し、特に水素と窒素は IFMIF の管理目標値（それぞれ 10 wppm）からは大きく緩和されている。この緩和理由は下記のとおりである。

- ・ 配管破断等を生じうる想定外の沈着はないこと [4.3.4-3]
- ・ 緩和窒素濃度でも装置配管健全性に影響を及ぼすほどの腐食は想定されないこと [4.3.4-3]
- ・ IFMIF の窒素濃度管理目標値は暫定値でしかなく、その設定理由も存在しないこと [4.3.4-2]
- ・ 緩和水素濃度により Li 中トリチウム濃度、インベントリが上昇するが IFMIF 管理目標値でも 1g 以上のインベントリを生じることもあり、後述(4.3.6.2)のように致命的な影響にはならないこと
- ・ 窒素除去系の技術成熟度がいまだ低く、使用可能であることを前提とした設計は技術開発リスクが高く、早期実現に影響を及ぼす可能性が高いこと

なお、副案としては IFMIF の管理目標値に準ずる値(上記 4 種の不純物管理目標値がそれぞれ 10wppm)とし、表 4.3.4-2 に主案と副案をまとめる。なお、副案の目標値の達成には、CT だけでなく、窒素トラップ (NT)と水素トラップ(HT)が純化系に必要となる。なお、NT の材料としては、Ti が考えられており、窒化物皮膜による窒素吸収の阻害が生じる関係上、10%Ti/Fe 合金が適していると考えられる。また、HT の材料としてはイットリウム(Y)が使用される。なお、NT は拡散に支配されるため、高温(550～600℃)を必要とし、HT は平衡水素分圧に依存する関係上、200～300℃と、ループ運転温度近傍の温度となる [4.3.4-2]。

表 4.3.4-2 A-FNS のリチウム純度目標のまとめ

純度目標	主案	副案	単位:	備考:管理基準の適用根拠等
水素同位体(H+D+T)	80	10	wppm	Li流路冷温部での析出(閉塞)
トリチウム;T単独	(8)	1		
酸素	10	10		Li流路冷温部での析出(閉塞)
炭素	3	10		Li流路冷温部での析出(閉塞)
窒素	400	10		腐食
Be-7	ND	TBD		
腐食生成物	ND	TBD		
ナトリウム	150	ND	wppm	遮蔽設計の要求(Na-22の生成)
カリウム	3	ND		蒸発の抑制
腐食速度:ターゲット集合体	ND	<1	μm/y	
腐食速度:ループ	ND	<50	μm/30y	
備考	[4.3.4-3]	[4.3.4-2,-4]		

4.3.4.1.3 純度監視系の要求仕様

純度監視系は主にオンラインモニタとオフラインモニタより構成される。それぞれ、前述の各リチウム純度目標にて定めた不純物濃度限度に基づき、目標値の不純物を検出し、モニタする必要がある。

・オンラインモニタ

オンラインモニタは事故事象に進展しうる異常を速やかに検出する必要がある。そのため、リチウム中の不純物濃度限度を有意に超える異常を検知する必要がある。特に事故事象への進展が懸念される、空気インリークやコールドトラップ性能異常を迅速に検出できることが要求される。オンラインモニタは主として以下の3種が候補として挙げられる。

① プラギング計:

Liが凝固し始める温度を指示するもので、Li中に存在する不純物全体の濃度に依拠し、凝固点が上昇する。主案では酸素及び水素に、副案では酸素に感度を有する。また、酸素に対する感度が高いため(数wppm)、CT異常や大気インリーク事象に対する有意な感度を有する。なお、窒素の対する感度は非常に低い。

② 電気抵抗計:

Liの電気抵抗を計測するもので、不純物全体の濃度に依拠し、抵抗が上昇する。しかしながら測定限界が酸素、窒素、炭素、水素に対し、約0.016 mol% (160 appm)であり、主案では水素と窒素に有意な感度を有するが副案では管理値レベルでの感度はない。主案のCT異常、あるいは主案・副案の大気インリークの検出を可能とするが、特に後者の検出時間はプラギング計に比べ長くなることが想定される。

③ 水素計:

金属薄膜を透過させることにより水素濃度を測定する。名前のとおり、水素にのみ感度を有する。特にトリチウムの存在下では高い感度を有するが、膜表面のその他不純物による汚染や腐食による影響を受けやすく、長期安定性に懸念がある。

なお上記以外にもオンラインモニタを設置する構想はあるものの（例えばイオン導電ポンプ等）、現状では実験室レベルの検討状況であるため、概念設計の段階では記載しない。

・ オフラインモニタ

オフラインモニタは、系統に附設される機器からのサンプリング装置であり Li サンプリング室に設置され、A-FNS 運転中に適時リチウムを採取し、別途採取したリチウムを分析することにより、詳細な不純物の濃度を測定する。なお、リチウム採取の際、不純物の偏析を防ぐため、間接的に加熱した状態で Li を流し続け、サンプリング側とバイパスライン両方を解放した状態で、Ar ガスを吹き当てて急冷固化を行う。

4.3.4.2 純化システムの運転シナリオ

IFMIF の純化プロセスを調査し、A-FNS の検討に必要な前提条件を整理した。それらと前述の検討方針に基づき、A-FNS の純化システムの運転シナリオを以下のように導いた。なお、純度監視系はコミッショニング後には常時稼働となるため、純化系のみのシナリオとなっている。

(1) コミッショニング時の純化プロセス

文献[4.3.4-2]に基づき、初期不純物の純化プロセスを設定した。このプロセスは、以下のように分類され、順次実施される。

① 酸素除去プロセス:

コールドトラップ (CT) の運転

設計流量: 0.2 L/s, 運転温度: 200 °C

② 窒素除去プロセス: Fe-5-10%Ti 合金をトラップ材とした窒素トラップ(NT)の運転

設計流量: 0.2 L/s, 運転温度: 550-600 °C

③ 水素除去プロセス: イットリウムをトラップ材とした水素トラップ(HT) の運転

設計流量: 0.2 L/s, 運転温度: 200-300 °C

この順番で実施する理由は、窒素トラップ材(Ti)及び水素トラップ材(Y)が、それぞれ酸素、窒素によりその性能が劣化(TiO_2 、YN の生成)するためである。特に YN は皮膜形成により極端に水素トラップ性能を害する[4.3.4-2]。ターゲット主循環系からバイパス流路を構成する純化系は、上記 3 種類のトラップが並列に 2 基ずつ設置されており、それぞれ独立に 1 基ずつの運転が可能である。また初期純化時は放射化の可能性がないことから、初期純化専用のトラップ又は専用の充填材を利用し、その後の運転前に充填材を取り替える設計方針とする。

Li 中不純物限度を主案の値とする場合は、初期純化プロセスに要する時間は下記のとおり CT 運転のみとなるため、およそ図 4.3.4-1 のとおり、80 時間となる。

① CT 運転: ~80 時間

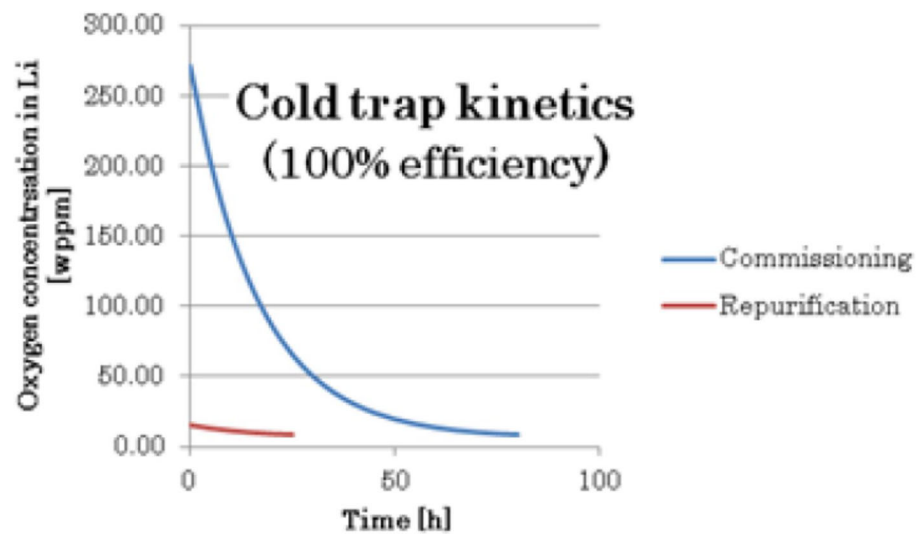


図 4.3.4-1 コールドトラップによる酸素除去[4.3.4-2]

一方、Li 中不純物限度を副案の値とする場合は、初期純化プロセスに要する時間は下記のとおり①～③の運転となり、およそ、640 時間となる。なお、②と③の純化時間はそれぞれ図 4.3.4-2, -3 による。なお、図 4.3.4-3 の横軸は主循環系の循環回数を示しており、1 時間当たりおよそ 30 回である。

- ① CT 運転: ～80 時間
- ② NT 運転: ～500 時間
- ③ HT 運転: ～60 時間 (純化系 Li 流量: 0.2l/s 時)

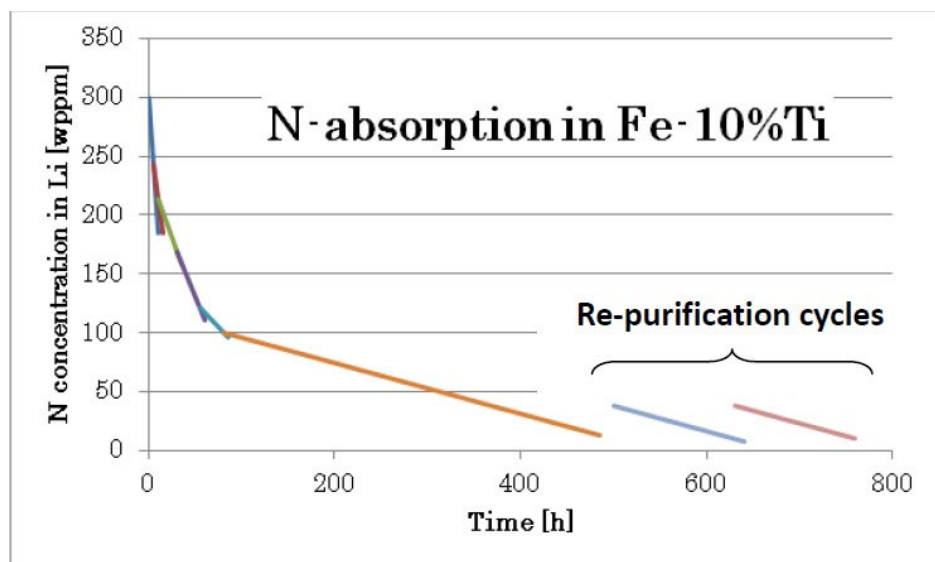


図 4.3.4-2 窒素トラップ(トラップ材: Fe-10%Ti)による窒素除去[4.3.4-2]
(バッチ試験における繋ぎ合わせデータのため色を変えてある)

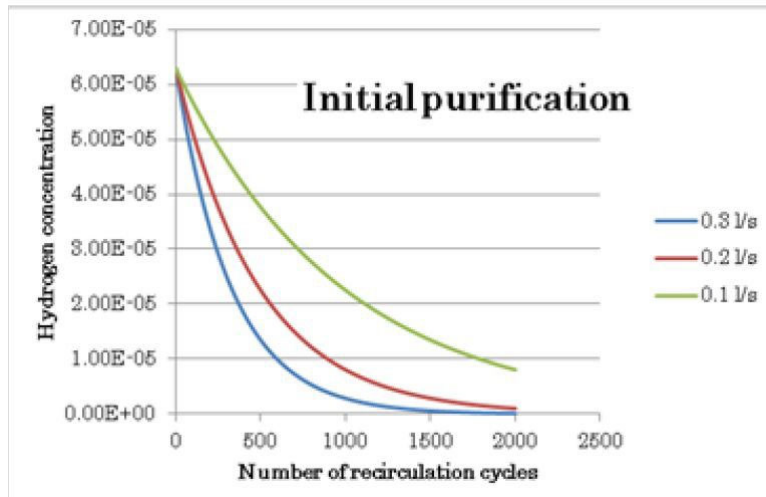


図 4.3.4-3 ホットトラップ (Y) による水素除去 [4.3.4-2]

(2) コミッショニング後の純化プロセス

Li 中不純物限度が主案の時、初期純化後の純化プロセスは下記のとおりとなる。

① 通常運転開始まで(初期純化終了時点)

初期純化において、コールドトラップ(流量 0.2 L/s)を設定温度 200 °Cで運転後、酸素濃度が目標値(10 wppmO 以下)に達したとする。それまでの初期純化時間は約 80 時間。このときコールドトラップによる Na 中 C T の水素除去実績[4.3.4-3,-5]から推定して水素除去効率が 50%*以上あるとすると水素濃度は約 70 wppmH 以下となる。窒素の初期濃度は 300 wppmN につき、そのまま運転開始可能である。ここまでコールドトラップ運用のみが必要でホットトラップ運用は水素、窒素とも不要である。

* : ・ 文献[4.3.4-5] : Na 中水素除去効率 ; ほぼ 1 , 酸素除去効率 ; 0.8 ~ 1

・ 文献[4.3.4-3] : Na 中水素除去効率 ; ~ 0.7 , 酸素除去効率 ; ~ 0.5

・ 同上 (by ANL workers) : Li 中水素除去効率 ; 0.5 , (酸素除去データなし)

② 運転開始後早期(3-4 年)の通常運転時純化プロセス

通常純化モードに関しては水素同位体 (HDT) が連続 165 g/yr (=5.2 μ g/s) 侵入してくるとして C T 流量 0.2 l/s(=0.1 kg/s)、設定温度 200°Cでの連続純化が実施できる。このときバックグラウンド HDT 濃度が 63.1 wppmH (; 200 °C飽和溶解度=63 wppmH 仮定) 程度と推定される (水素除去効率は同じく 50%で試算)。

保守・補修後の純化運転モードに関しては、補修時不純物のうち窒素の侵入量 140 g/回 (yr) による窒素濃度の上昇が 28 wppmN/yr であることから、4 年程度でリチウム中の N 純度目標値 (<400 wppmN) を満足できなくなる可能性がある。したがって窒素のホットトラップは遅くともこの運転期間に設置し、運用に備える必要がある。一方、水素トラップは水素同位体純度目標値 (<80 wppmH) 以外の特別な要求がなければこの期間も不要であるが、トリチウム濃度を下げる観点から、同時に附設することが望ましい。

なお、4 年間の運転は稼働率 50%想定で A-FNS の第一のミッションである低放射化フェライト鋼(ブランケット構造材)への 20 dpa 照射の達成が見込まれる年数であり、この点からも主案のリチウム純度目標設定により、早期実現が見込まれる。

③ 運転後 4-5 年以降における通常運転時純化プロセス

運開後早期の運用法と基本的に同じだが通常純化モードでは 2 基のコールドトラップのプラント運転中における切替運転をスムーズにすること、CT の圧力損失上昇を基準とする寿命管理及び寿命 C T の補修交換を考慮する必要がある。

保守・補修後の純化運転モードでは窒素ホットトラップの運用を連続的に行う必要があり、例えばオフラインモニタ(サンプリング)の活用とあいまって窒素濃度管理目標を例えば 300 wppmN 等に設定しておくことが考えられる。一方、水素トラップに関しては水素濃度の異常な過渡変化など CT で除去できない有事のみ必要とする可能性がある。

以上のように純度目標を「酸素<10 wppm,水素同位体<80 wppm,窒素<400 wppm」とした A-FNS③案の運転時純化プロセス全体について、初期純化と通常運転時純化とを合わせて表 4.3.4-3 に示す。

表 4.3.4-3 Li 中不純物限度主案時のリチウム純化系の運転時全体純化プロセス

項目		初期状態:	初期純化モード	通常純化モード	保守補修後純化モード	備 考
内容		Li充填・等温循環(280~300℃) /初期純化開始(t=0)	酸素・水素除去運 転: CT#1運転(酸素濃度: 272→10wppm, 水素濃度 158→ 70wppm)	水素同位体 (HDT) 除去CT運 転(O. 2L/s)	・酸素除去CT運転 ②酸素濃度18(補修 後)→ 10wppm ・窒素除去HT運転: ③窒素濃度ex.330(補 修後)→ 300wppm	純度目標:①HDT:<80wppm, ②O:<10wppm,③N:<400wppm
時間hr (暫定)		~0	~80hr	連続運転 (ターゲット主系: 11か月連続)	②24hr/回 ③130hr/回	
NT	NT-#1 :330kgTi合金 (含 100%余裕)	OFF	→	(等温循環)→ 運開後(4~ 15(or20))年 → OFF	運開4~5年後ON(@ 600℃) → 15~20年後まで →OFF	ホットトラップ機器仕様: (DDDによる pp197/321)例;Fe-10%Tiゲッタ(42 L:330kg)のトラップ部容積70L, 設計流量 0.2l/s(=12L/min)
	NT-#2:(同 上)	OFF	→	OFF→ 運開後(15~20) 年のち →(等温循環)	OFF →運開後15~20年の ち →ON(@600℃)	
CT	CT-#1	(等温循環)	ON(@200℃)	ON(@200℃) →OFF (連続運転時圧損 寿命)	ON(@200℃)→24hr/ 回	CT仕様(DDD:pp192/321):流量 0.2L/s(=12L/min),メッシュ充填体積0.1m3,運 転温度200℃::初期純化対象酸素1.36kgによ るLi2Oは 2.55kg(=1. 3L体積)はメッシュ部体積の 1.3%。但し、他元素(C,H 等)対応は未知 技術。
	CT-#2	(スタンバイ /OFF)	→	OFF →ON(@200℃) (連続運転時圧損 寿命)	→	
HT	HT-#1 (20kgY/基: 360molH相 当)	OFF	→	基 本 OFF → ON(@300℃:有事 のみ)	OFF	ホットトラップ機器仕様:(DDD: pp203/321)Yゲッタ(10L:20kg)のトラップ部 容積30L, 設計流量 0.2L/s(=12L/min)、但し、ゲッタ容量は年間 HDT侵入量83.3molに対してYH1.6 の生成量 52molを対象にY (=1L:5kg)が必要として余裕見込み400%に て設計。
	HT-#2 (同 上)	OFF	→	OFF → ON(@300℃:有事 支援)	OFF	
O&H濃度		①H:158wppm ; (790g H/5,000kgLi) ②O:272wppm (1.36kgO/5,000 kgLi)	①H:70wppm 以下; (350g H/5,000kgLi) ②O:10wppm (50gO/5,000k gLi)	①H:63.1wppm(← HDT:82.5g/y侵入 時平衡濃度) ②O:7.5~10wppm	①H:~70wppm; ②O:18→10wppm; (90→50gO)以下	①通常時HDT侵入量82.5g/yr ②補修時酸素侵入量40gO/回(yr) →再純化開始前8wppmO上昇
N濃度		③N:300wppm ; (1.5kgN/5,000 kgLi)	③N:300wppm (1,500gN/5,00 0kgLi)	③300~400wppm	③N:ex.330→300wpp m; 純度目標400wppmN (2,000gN) 以下	③補修時窒素侵入量:140gN/回(y r)→再純化開始前28wppmN上昇

Li 中不純物限度を副案の値とした場合、主案と同様にまとめた初期純化後の純化プロセスは表 4.3.4-4 のとおりとなる。

表 4.3.4-4 Li 中不純物限度副案時のリチウム純化系通常運転時純化プロセス

項目		運転開始時状態:	通常純化モード	保守補修後純化モード	備 考
内容		Liループ初期純化 (~640hr)終了: ビーム運転開始	水素同位体 (HDT) 除去 HT運転	・酸素除去CT運転 ②酸素濃度18(補修後)→ 10wppm ・窒素除去HT運転: ③窒素濃度40(補修後)→ 10wppm	
時間hr (暫定)		~0	連続運転 (ターゲット主系:11 か月連続)	②24hr/回 ③130hr/回	
窒素ホットトラップ	NHT-#1 :330kgTi合金 (含 100%余裕)	(等温循環)	(等温循環) → 連開後15年まで → OFF	ON(@600°C) →150molN消費まで(運 開後 15年)→OFF	ホットトラップ機器仕様: (DDDによる pp197/321)例: Fe-10%Tiゲッタ(42 L: 330kg)のトラップ部容積70L, 設計流量 0.2L/s(=12L/min)
	NHT-#2:(同 上)	OFF	OFF→ 連開後15年のち →(等温循環)	OFF →連開後15年のち →ON(@600°C)	
コールドトラップ	CT-#1	(@200°C)	ON(@200°C)	ON(@200°C)→24hr/回	CT仕様(DDD:pp192/321): 流量 0.2L/s(=12L/min), メッシュ充填体積0.1m ³ , 運 転温度200°C:: 初期純化対象酸素1.36kgによる Li ₂ Oは 2.55kg(=1.3L体積)はメッシュ部体積の 1.3%。但し、他元素(C,H 等)対応は未知技 術。
	CT-#2	(スタンバイ /OFF)	→	→	
水素ホットトラップ	HHT-#1 (20kgY/基: 360molH相当)	(等温循環)	ON(@300°C:連続4 年) →OFF(~4年毎中 間年補修時交換)	OFF	ホットトラップ機器仕様: (DDD: pp203/321)Yゲッタ(10L: 20kg)のトラップ部容 積30L, 設計流量 0.2L/s(=12L/min)、但し、ゲッタ容量は年間 HDT侵入量83.3molに対してYH1.6 の生成量 52molを対象にY (=1L: 5kg)が必要として余裕見込み400%にて 設計。
	HHT-#2 (同 上)	OFF	OFF(~4年毎中 間年補修時交換) → ON(@300°C:連続4 年)	OFF	
O&H濃度		①H:10wppm; (50gH/5,000kgLi) ②O:10wppm (50gO/5,000kg Li)	①H:10wppm(→) ②O:~10wppm	①H:~10wppm; ②O:18→10wppm; (90→50gO)以下	
N濃度		③N:10wppm (50gN/5,000kgLi)	→成行き(~10 wppm	③N:40→10wppm; (50gN) 以下	

4.3.4.3 純化システムの機器構成と各機器の設計仕様

純化系の機器構成は前述のとおり、コールドトラップ(CT)、窒素トラップ(NT)、水素トラップ(HT)より構成される。純度監視系の機器構成としては、オンラインモニタに関してはプラグイン計(PL 計)、抵抗計、水素計があげられるが、機器異常・大気インリーク事象への感度から PL 計を優先的に有するものとする。オフラインモニタは ELTL にて実証されたサンプリング装置となる。また、共通機器として 0.2 L/s の電磁ポンプと電磁流量計がある。図 4.3.4.4 に不純物濃度限度を主案とした際の A-FNS 純化システムの系統構成を示す。

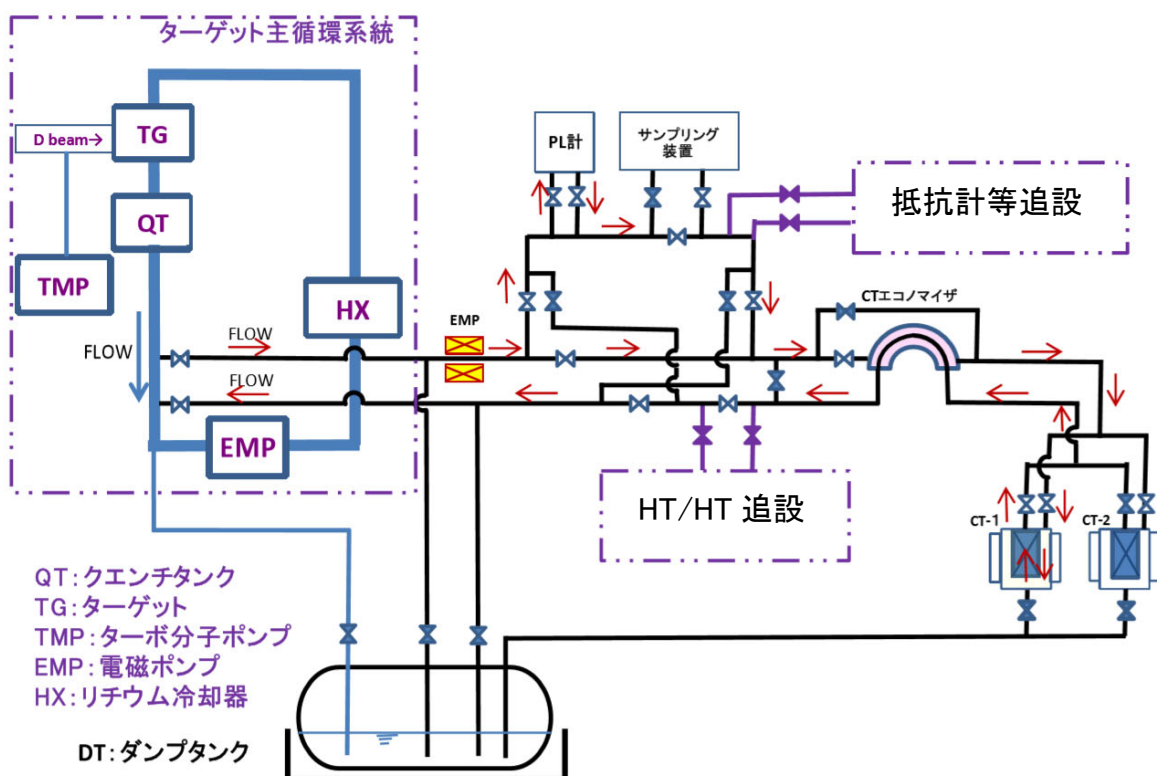


図 4.3.4-4 主案時の A-FNS 純化システム系統構成

① コールドトラップの設計仕様

CT の機能条件は下記のとおりとなる。

- (1) 不純物の捕獲容量は、30 年寿命中に生成する Li 中不純物全量を蓄積可能とする。
- (2) CT 最低温度は 200 °C まで冷却できる他、260 °C までの領域で制御可能とする。
- (3) 不純物捕獲機能として、H, O 濃度をそれぞれ 80, 10 wppm 以下にできるものとする。

CT の設計条件は暫定的な値を含め下記のとおり。

- ・ 最高使用圧力: 0.8(内圧)/0.1(外圧) MPa
- ・ 最高使用温度: 420(内圧作用時)/300(外圧作用時) °C
- ・ 運転圧力: 約 0.2(Li 側)/0.1(Ar 側) MPa
- ・ 運転温度: リチウム側 240(入口)/230(出口)/200(最低温度) °C
 アルゴン側 30(入口)/55(出口) °C

- ・ 設計寿命: 30 年

A-FNS のコールドトラップの伝熱設計値を表 4.3.4-5 に示す。また、本表に基づく CT 概念図を図 4.3.4-5 に示す。

表 4.3.4-5 A-FNS のコールドトラップの伝熱設計値

大項目	小項目	A-FNSのCT
形状・寸法	メッシュ部	Φ498×1,300H
	内胴肉厚	5mm
	アニュラス部幅	15.9mm
	外胴肉厚	9.5mm
	ダクト幅	25mm
	フィン	20mmH×3mmt×30枚
冷却材・条件	種類(Li/Na)	Li
	流量	0.1kg/s
	入口温度 t1	260℃
	最低温度 t2	200℃
	出口温度 t3	230℃
アニュラス部	流路断面積 A1	0.0262m ²
	流速 V1	7.51mm/s
	等価直径 De1	0.0318m
	レイノルズ数 Re1	217
	プラントル数 Pr1	0.059
	ペクレ数 Pe1	12.81
	ヌッセルト数 Nu1	5.192
	熱伝導率 λ1	35.4kcal/mh℃
	熱伝達率 α1	5,800kcal/m ² h℃
メッシュ部	グラスホフ数 Grx	11.21×10 ⁸ ΔT
	層流/乱流	層流と判断
	ヌッセルト数 Nu2	Nux=0.546*Pr ^{0.5} *Gr
	熱伝達率 α2	1,037kcal/m ² h℃
内胴熱通過率	U1	650kcal/m ² h℃
冷却気体・条件	種類(Ar/空気)	Ar
	流速 Vg	15.13m/s
	レイノルズ数 Reg	59,640
	ヌッセルト数 Nug	129.6
	熱伝達率 αg	52.4kcal/m ² h℃
	入口/出口温度(t4/t5)	30℃/54.8℃
外胴熱通過率	U2	50.1kcal/m ² h℃
伝熱計算による必要長	必要内胴長 L1	0.72m
	必要外胴長 L2	0.68m
設計による有効長: (支配因子; 容量vs伝熱)	有効内胴長 Lef1 (容量/伝熱)	1.3m
	有効外胴長 Lef2 (容量/伝熱)	1.45m

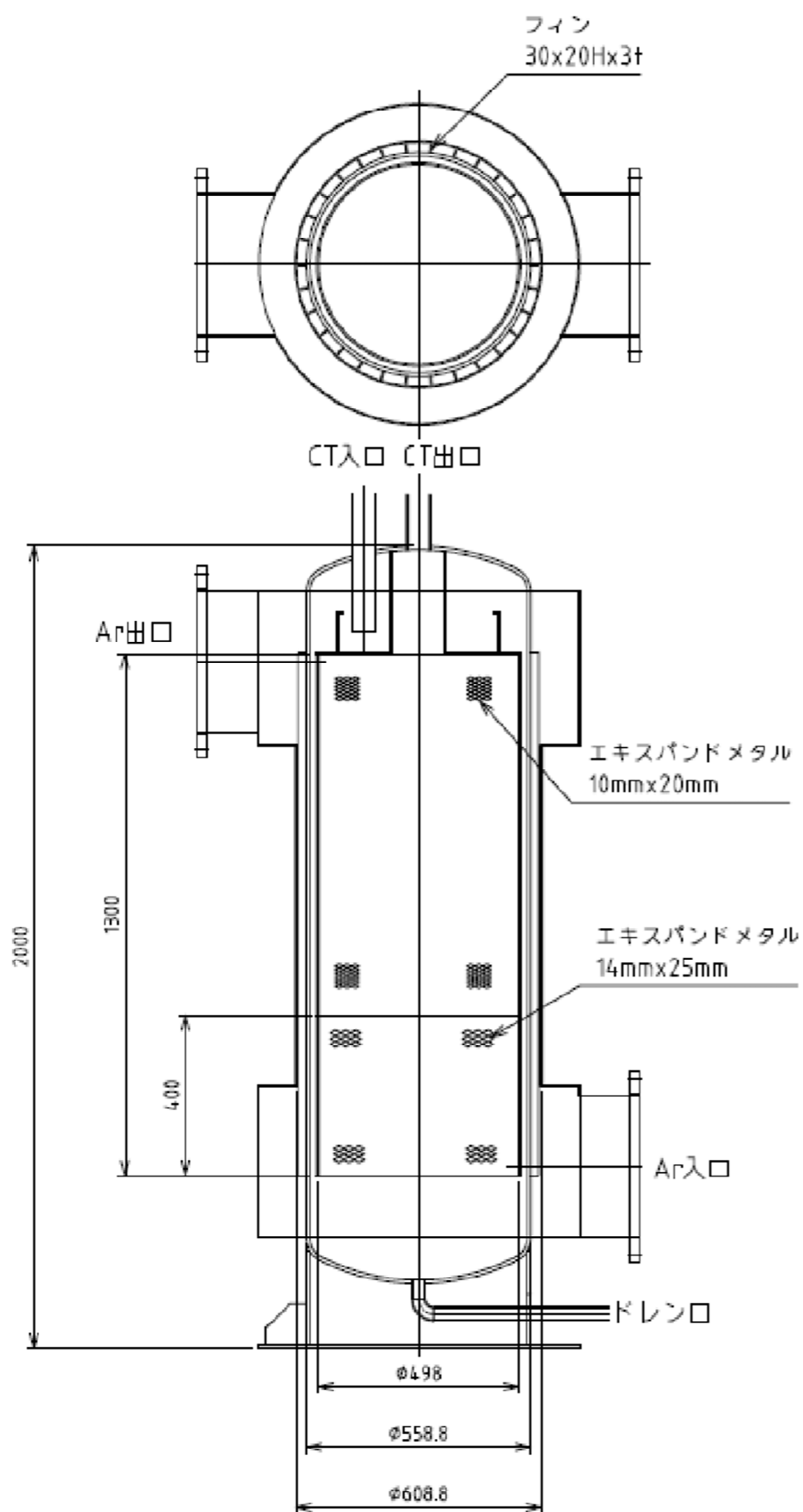


図 4.3.4-5 コールドトラップ概念図

②プラグイング (PL) 計の設計仕様

PL 計の機能条件は下記のとおりとなる。

- (1) プラグ温度をオンラインで測定できるものとする(200~300 °C)。
- (2) 蒸気温度領域で加熱/冷却ができること。
- (3) リチウムのドレン・ベントができること。

PL 計の設計条件は暫定的な値を含め下記のとおり。

- ・ 最高使用圧力: 0.8(内圧)/0.1(外圧) MPa
- ・ 最高使用温度: 420(内圧作用時)/300(外圧作用時) °C
- ・ 運転圧力: 約 0.2(Li 側) MPa
- ・ 運転温度: 200~300 °C
- ・ 設計寿命: 30 年

上記に基づく PL 計概念図を図 4.3.4-6 に示す。

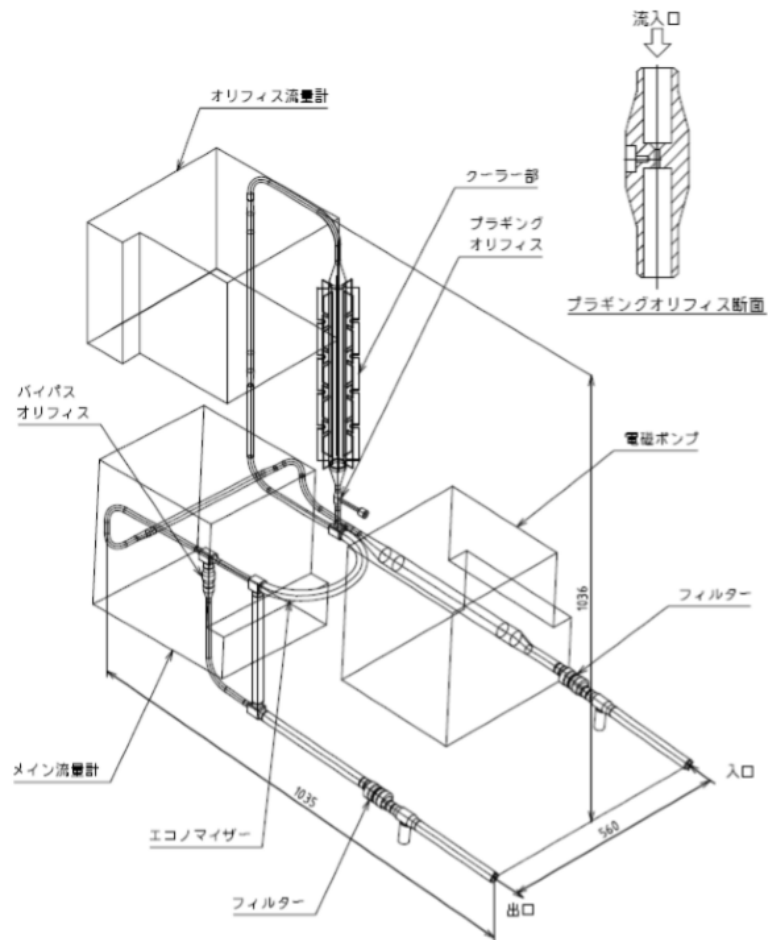


図 4.3.4-6 プラグイング計概念図

4.3.4.4 純化システムの工学設計に向けた課題と対策

表 4.3.4-6 に A-FNS リチウム純化システムの課題と対策のまとめを示す。

表 4.3.4-6 A-FNS リチウム純化システムの課題と対策

	系統	機器	現状までの開発・検証の成果	A-FNS における課題	必要な R&D
1	純化系	システム全般：液体リチウム純度管理系	純度目標：機器腐食抑制、線量率低減(トリチウム、Be-7、放射化腐食生成物)、窒素、酸素、水素等による流路閉塞回避。純度管理技術：大洗 ELTL では Na 系と同じコールドトラップのみ配備。Li 中金属元素の除去を中心に一定成果。一方、ホットトラップによる水素(トリチウム)除去ならびに窒素除去は(大学所掌で)開発途上につき ELTL では未検証。	IFMIF 純度管理目標(O,H,N:10wppm、T:1wppm)に対して Li 温度 250~300℃運転での構造材腐食抑制とターゲット系主配管の閉塞回避等からセッされた A-FNS 純度目標(主案)：(水素同位体 ≤ 80wppm; 窒素 ≤ 400wppm, 酸素 ≤ 10wppm)ではコールドトラップのみで対応可。水素トラップ不要、窒素トラップも運開後 3-4 年間は無用。但し、構造材腐食抑制と窒素温度の関係性は残存課題。	IFMIF に向け、Li 中に連続的に侵入する水素を中心とする純度管理技術の確証。コールドトラップを主とする水素、重水素、トリチウム除去。また水素と共存する酸素除去に係わる CT 機能の確証。必要に応じて水素・窒素ゲッタ材を含めた確証。
		コールドトラップ	大洗 ELTL では Na 系と同じコールドトラップのみ配備。金属元素を中心に一定成果。ELTL 向け CT：初期純化設計(対象=酸素 全量 4.18kg→メッシュ容積 0.16m ³ (メッシュ有効割合 16-20%; 捕獲不純物 O ₂ :148kg/m ³ メッシュ) [4.3.4-6]	IFMIF の既往設計は酸素のみ(2.54kg)を対象としてメッシュ容積 0.1m ³ 。これに対して IFMIF で水素を勘案すると最低でも 0.4m ³ 必要。A-FNS 純度目標(主案)では同様にしてメッシュ容積 0.25m ³ と予備評価。捕獲容量及びコールドトラップ効率の Li 中での評価確証を課題とする。	Li 中における H,D,T の CT による除去特性はもんじゅ R&D における Na 中水素等の除去性能実績から技術予測可能(既往研究) [4.3.4-5]。但し、Li 中確証試験は必要。
		水素トラップ	IFMIF の Li ターゲットにおけるトリチウム生成量 7.5g/年。水素同位体は 165g/年(含トリチウム)。水素同位体純度目標(H,D,T ≤ 10wppm; T ≤ 1wppm)のもとではイットリウム(Y)をゲッタ材とするホットトラップが必要不可欠。280-300℃運転の HHT で回収する場合、寿命中における Y トラップは約 160kg の粒子充填量が必要。	A-FNS の通常運転時水素同位体生成量は IFMIF の半分である。IFMIF と同じ純度目標では Y トラップ必要量が約 90kg となる。但し、Y ゲッタ材は窒素濃度や酸素濃度に依存し、Li 中複合化合物の効果で水素・トリチウム除去への影響を受けるため運用法に注意が必要。一方、A-FNS 純度目標(主案)案純度目標を対象にすると水素除去は CT のみで済み Y トラップが必要でなくなる可能性有。	Li 中における H,D,T の CT による除去と水素ホットトラップの Y ゲッタ材を含めた除去特性の技術確証、必要に応じて窒素や酸素の影響評価確証。
		窒素トラップ	窒素の 200℃Li 中溶解度は 1,400wppm 以上 [4.3.4-7] で CT による除去困難。ホットトラップ(HT)が必要とされ V-Ti 合金が調査された [4.3.4-8]。V-10at%Ti 合金より Cr の方が窒素ゲッタとして優れるとされた [4.3.4-8]。窒素ゲッタリングは 60wppm に濃度限界があり、100wppm 以上では Cr, それ以下では V-10at%Ti 合金ゲッタが有効であった(初期)。600℃Li 浸漬実験から、Fe-Ti 合金のうち Ti 含有量の少ない Fe-5at%Ti が有効と評価(2005 頃)。	構造腐食抑制上の純度目標値は A-FNS 純度目標(主案)で 400wppm 以下となるため、初期純化時 Li 中窒素濃度が目標をクリア(≤ 300wppm)する可能性大。大洗 ELTL での運用実績では採取 Li 中窒素濃度 90-100wppm (@CT 温度 190-220℃)であった [4.3.4-9]。補修時の窒素侵入量依存で運開後 3-4 年間は窒素トラップ運用回避の可能性大。一方、Li 中高濃度窒素はトリチウム回収に利用するゲッタ表面の不活性化、構造材の窒化、低温での Li ₃ N 析出物等の問題あり。ゲッタ材合金表面に窒化物層(TiN 等)が形成、性能劣化をきたす恐れがある。	Fe-5at%Ti の窒素ゲッタ開発を捕捉し、運開後 3-4 年までの開発過程で必要に応じて水素ホットトラップへの影響を評価確証。トラップ速度、トラップ限界及び合金組成最適化開発。連続した窒素供給源がないことから窒素トラップは補修後純化に適用すれば十分。
2	純度監視系	ブラギング計	Li 中ブラギング計：非金属不純物の溶解度がナトリウム中に比べ一桁以上大きい。わずかな温度変化がより大きな流量変化を導くためナトリウム系よりずっと繊細なブラギング計必要。実績：Na 中で十分実績を有するが Li 中では一部の試験で多重ブレイクなどの報告あるのみで実績データとして整理されていない。計測機能：コールドトラップの運転制御に不可欠であり、ターゲット部における閉塞防止上もリチウムの凝固点をオンライン計測できる機器としてのメリットが大である。	酸素と水素の液体金属中における物質移動を考慮し、ブラギングオリフィス部析出量について Na 中と Li 中で共に 200℃にて対比した。ブラギングオリフィス部の流量変化に影響する Li 流路中の析出物による前面積の比が Na 中では水素が酸素の 1.2 倍程度であるのに対し、Li 中では水素が酸素より 17 倍も大きいと予測評価された。	Na 中高濃度水素監視系としての既往経験を活用した「Li 中ブラギング計の開発」
		水素計	金属薄膜を拡散透過する水素同位体を計測。同位体差異の識別も可能。Na 中拡散膜は Ni が有効で薄膜化(0.5 mm 級)と高温化(500℃)にて高速炉 2 次系に適用。Li 中では溶解度の関係で Ni は不適合。現在は材料共存性で鉄透過膜が候補。拡散係数が高くないため水素透過係数を向上させるべく高温化(500-600℃)検討中。	A-FNS の段階では開発途上にあり、計測器としての性能、耐久性などの課題解決後とらざるを得ない。オンラインで水素同位体、トリチウムの濃度監視機能は期待大。	Li 中における H,D,T の水素トラップ(Y ゲッタ材)を含めた除去特性の技術確証における計測技術評価と確証
		電気抵抗式(窒素)計	Li の電気抵抗を計測するもので不純物全体の濃度に依拠する。小規模実験装置などで特に高い窒素濃度領域に対して有効性が期待されるものの、Li インベントリの大きな装置で低濃度窒素条件下では測定精度上の課題がある。	IFMIF の DDD では窒素濃度が高い初期及び補修後再起動時を対象期間とするオンラインモニタとして機器設計仕様概念が提示されている。 ・検出感度：<140wppmN ・計測精度：<50wppmN	開発要素は見当たらない

参考文献

[4.3.4-1] 中村規男他、「液体リチウム化学と材料共存性に関する研究の現状」、日本金属学会会報 第 21 巻 第 3 号 (1982) p.150

- [4.3.4-2] M. Ida et al : IFMIF Design Description Document For the Lithium Target Facility (LF) BA_D_23GRND; (4.5.3 Impurity Reduction System ; Intermediate Engineering Design Report (2013) .
- [4.3.4-3] G.E.Meadows; FMIT Lithium Purification Requirements, HEDL-TC-2292, Feb. (1983). [4.3.4-4] IFMIF/EVEDA PJT : IFMIF 中間工学設計書 ; Plant Design Description Document (2013).
- [4.3.4-5] 根井ほか : 「コールドトラップによるナトリウム中水素の除去に関する基礎研究」 SJ201-76-04 (1976).
- [4.3.4-6] H. Kondo et al: Design of purification loop and traps for the IFMIF/EVEDA Li Test Loop: Design of cold trap, Fusion Eng. Des. 86 (2011) 2437-2441.
- [4.3.4-7] M.G. Down: Impurity Meters for Liquid Lithium Systems, Second International Conference on Liquid Metal Technology in Energy Production ; (Richland, Wa.) Proc. (1980) pp14-16~14-22.
- [4.3.4-8] 中村(博) ほか「国際核融合材料照射施設 (IFMIF) の設計と開発の現状ー 3. ターゲットの開発 -」 J. Plasma Fusion Res. Vol.82, No.1 (2006) 16-20.
- [4.3.4-9] 若井ほか: IFMIF/EVEDA リチウムターゲットシステムの開発, J. Plasma Fusion Res. Vol.88, No.12 (2012) 691-705.

4.3.5 リチウムターゲット施設の技術成熟度評価

概要

IFMIF のリチウムターゲット施設 (以下、LF システム) は 320 のサブシステムとコンポーネントから成る複合工学システムである。IFMIF/EVEDA 工学実証フェーズでは強力中性子源の実現に向け、この時点における技術の信頼性や残る技術課題を明らかにすることが重要であると考え、技術成熟度 (Technology Readiness Levels. TRL と略す) 指標による技術成熟度評価 (Technology Readiness Assessment、TRA と略す) と呼ばれる手法で、LF システムを構成する技術の成熟の度合い (技術成熟度) を評価した。A-FNS のリチウムターゲット施設の技術成熟度は IFMIF/EVEDA フェーズにおいて評価したものと同等と考えられるので、その成果を A-FNS に適用することが可能である。

方法

表 4.3.5-1 に U.S.DOE, Technology Readiness Assessment Guide [4.3.5-1] (以下、DOE ガイドと呼ぶ) における TRL の定義を示す。DOE ガイドは技術成熟のレベルを 9 段階に分類する。この定義によれば、実機におけるコミッショニング (試運転) からオペレーションが TRL7-9 の範囲にあたり、IFMIF/EVEDA 事業で実施した LF システムの工学実証は最大で TRL6 に相当する。

IFMIF リチウム施設の Plant Breakdown Structure (PBS) に基づき、320 のサブシステムから、255 の critical technology elements (CTE) を抽出。全ての重要技術要素に対し、テンプレート (記録用紙) を用い、評価を実施した。

表 4.3.5-1 U.S.DOE の技術成熟度レベル

技術開発の相対的なレベル	技術成熟度 (TRL)	レベルの定義
システムオペレーション (運転)	TRL 9	要求されるミッション条件の全範囲で運転された実際のシステム
システムコミッショニング (試運転)	TRL 8	完成し、試験ないし実証を通じて認可された実際のシステム
	TRL 7	相当環境で実証された実規模類似 (プロトタイプ) システム
技術実証	TRL 6	相当環境で検証された工学/パイロット規模類似 (プロトタイプ) システム
技術開発	TRL 5	相当環境で検証された実験室規模模擬システム
	TRL 4	コンポーネント、及び/または、システムの実験室環境での検)
実現可能性を証明する研究	TRL 3	解析的及び実験的なクリティカル機能、及び/または、コンセプト証明
基礎科学技術研究	TRL 2	技術コンセプト、及び/または、明確化されたアプリケーション
	TRL 1	観察と報告された基本原理

ターゲットシステムの技術成熟度

評価過程の詳細は省略するが、レビューの結果、255 の重要技術要素に対し、32%が TRL6 (技術実証段階) とされ、44%が TRL1~2 (基礎科学技術研究段階) とされた。残りの 24%は TRL3~TRL5 の技術開発段階にあると言える。

大洗で実施したリチウムテストループ (ELTL) では次の 3 つの重要課題の実証を果たすことが目的であった。

- 1) 診断機器を含む Li ターゲットの安定性
- 2) コールドトラップを主とする純化設備
- 3) ELTL の長期運転

これらの実証に成功したことで、Li ターゲットや Li ループの構成機器に係る技術の多くは、TRL6 に到達したと言える。具体的には、主循環リチウムループ、不純物除去システムの共通ループ、リチウム純化ループ、不純物監視ループを構成するいくつかの機器については、工学規模の実証 (TRL6) が完了した。また、ターゲットアセンブリの流体機器に関しても、技術成熟度は TRL6 に到達したと評価できる。

同時に、TRA を実施した結果、依然として A-FNS の実現に向けた技術開発課題が多く残ることも明らかになった。それらには、ホットトラップや保守設備など ELTL で試験されなかった機器のほか、ELTL の試験で新たに問題となった要素、例えばキャビテーションが発生した Li ターゲット下流配管等があり、これらの中にはコンセプトや解析レベル (TRL1~2) にとどまるものもある。また、ELTL は Li ターゲットの流動に重点をおいた模擬試験装置であって、ビームの入射 (熱負荷) や RI を取り扱わないコールド実証試験装置であった。このため、ビームとターゲットの相互作用、リチウム中の RI 元素の取扱、機器の耐放射線や遠隔操作など、ホット環境に係る実験的研究はほとんど未着手 (TRL1~2) であり、今後これらの技術成熟度を上げる取り組みが必要になる。

ビームとターゲットの相互作用に関して言えば、IFMIF は Li (d,xn)反応を利用した中性子源であり、d ビームと Li ターゲットの相互作用がこのシステムの基本原理 (basic principle) である。しかしながら、これ

までのところ解析的に Li (d,xn)反応で発生する中性子フラックスが評価されているのみで、ビームとターゲット相互作用に関する実験的な検証はされておらず、TRL の定義に従えば TRL2 の段階と言える。A-FNS は加速器施設、Li ターゲット施設、テストセル施設の 3 つのシステムからなるが、これまでの研究開発は個々のシステムがそれぞれ独立して進んで来ており、当初からこれらのシステムの統合、すなわちビームのターゲットへの入射試験（ビームオンターゲット試験）は A-FNS 実機を建設した段階で実施するという考えであった。これは、言い換えれば、基本原理の実証をしないまま実機を建設しようとするものであり、技術成熟度で表現すれば TRL2 からホットコミッショニングに相当する TRL8 への飛躍を意味する。この考えには大きな技術リスク、莫大な予算をかけて建設した実機システムが予期しない技術的問題により機能しないというリスク、を含むと言わざるを得ない。このリスクを低減する唯一の方法は、ビームオンターゲットの試験（実験的研究）である。技術開発における試験の目的の一つが、予期しなかった隠れた技術課題を発見することにある。至近の例であるが、Li ターゲット下流配管のキャビテーションは当初全く予期しなかった現象であり、試験を行うことで初めて課題として認識するに至ったものである。同じようにビームとターゲットの相互作用やインターフェースに係る技術についても、最終設計に移る前に、TRL3～5 レベルに引き上げるための実験的研究を行い、隠れた技術課題があれば、それを発現させておく必要がある。これは A-FNS の実現可能性を判断する上で必須であり、最終設計に移行する前に必ず行うべき喫緊の課題と言える。

参考文献

[4.3.5-1] U.S. Department of Energy, “Technology Readiness Assessment Guide”, DOE G 413.3-4A, 9-15-2011

4.3.6 リチウムターゲット施設の安全対策

4.3.6.1 リチウムの物理化学的性質

1) リチウムの物理化学特性

リチウムは常温固体状態ではその他のアルカリ金属ほど反応性が高い物質ではなく、空気中では比較的緩やかに反応が進む。そのため、リチウムはその他のアルカリ金属と同様、消防法上危険物第 3 類(自然発火性物質及び禁水性物質)に属するが、他のアルカリ金属とは異なり、塊状のリチウムは第 2 種に属し(他のアルカリ金属は第 1 種)、また自然発火性物質に属さない（なお、粉末やフレーク状等、あるいはスポンジ状や多層メッシュ付着状など、比表面積が大きいものは第 1 種（より危険: 指定数量が 10 kg）に帰属）。しかし、窒化物が安定に存在し、空気中でも窒化物を形成する。そのため、窒素雰囲気下で取り扱うことはできない。また、微量の水と反応する場合、ほとんどの水素は水素化物を形成しリチウム中に取り込まれる。この水素を加熱して放出させることは、1000℃以上の加熱が必要であり、また爆発性の水素・リチウムの混合ガスを形成するため注意が必要である。

リチウム単体の物理化学データを表 4.3.6.1-1 示す。また、温度依存性を有する物性値に関してはそれぞれ下記に式を示す[4.3.6-1]。

・密度, ρ (kg/m³), t: 温度(℃), $300 \leq t \leq 1000$

$$\rho = 508.2 - 0.10336(t-271.7) - 4.8279 \times 10^{-7}(t-271.7)^2 - 5.2853 \times 10^{-9}(t-271.7)^3$$

・熱伝導度, k (W/m K), t: 温度(℃), $300 \leq t \leq 1100$

$$k = 43.88 + 0.0209(t-180.6) - 2.43 \times 10^{-6}(t-180.6)^2$$

・電気抵抗, ρ_e (Ω/m), t : 温度($^{\circ}\text{C}$), $200 \leq t \leq 1430$

$$\rho_e = 2.193 \times 10^{-7} + 2.60 \times 10^{-10} t + 2.58 \times 10^{-14} t^2 - 1.82 \times 10^{-17} t^3$$

表 4.3.6.1-1 リチウムの基礎物性表[4.3.6-1]

元素単体名/元素記号/原子番号	リチウム(lithium) / Li / 3
原子量	6.941
安定同位体(存在比)	6(7.5%), 7(92.5%)
分類/相(常温常圧)/色	アルカリ金属/固体/銀白色
融点/融解熱	453.69 K / 3.00 kJ/mol
沸点/気化熱	1603 K / 147.1 kJ/mol
臨界点	3223 K, 67 MPa
結晶構造/格子定数	体心立方格子 / 3.51 Å
磁性	常磁性
モース硬度	0.6
イオン化エネルギー	第1: 520.2, 第2: 7298.1, 第3: 11815.0 kJ/mol
原子半径/共有結合半径 /ファンデルワールス半径	152 pm / 128±7 pm / 182 pm

2) リチウム中の不純物挙動及びリチウムと材料との共存性

リチウム中の非金属不純物は主に大気由来の水素、酸素、窒素、炭素(炭素は接触金属材料由来もある)である。リチウムは水素、炭素、窒素、炭素と二元系の化合物を形成する。また、ほかのアルカリ金属と大きく異なる点は、酸化物は Li_2O が主となり、過酸化物(Li_2O_2)や超酸化物(LiO_2)は比較的不安定であること、容易に気相中の窒素から窒化物を形成すること、大気中では酸化物よりも窒化物を形成しやすいことがあげられる。上記4種の不純物の飽和溶解度曲線を図4.3.6.1-1に示す。なお、任意の温度において液体リチウム中に飽和溶解度以上の上記不純物が存在する場合、融点の高い不純物との化合物が析出することとなる。

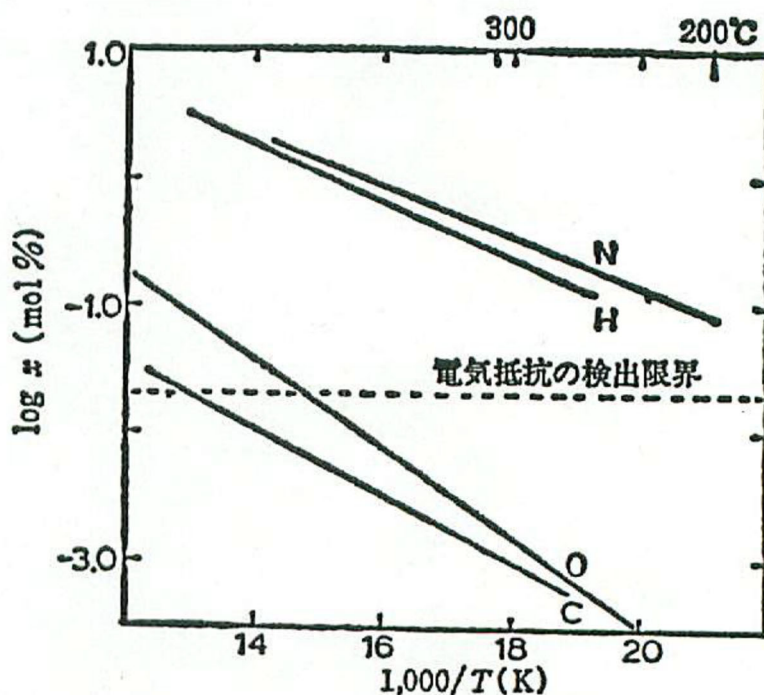


図 4.3.6.1-1 液体リチウム中非金属不純物溶解度[4.3.6.1-2]

3) 液体金属リチウムと各種金属との共存性

液体状の金属リチウムと代表的な金属材料との共存性について図 4.3.6.1-2 に示す。こちらの図より、リチウムループの構造材として使用可能な材料は鉄、モリブデン、ニオブ、タンタル、タングステンであり、鉄を主原料としたステンレス鋼が適すると考えられる。

液体リチウム中の金属不純物の溶解度に関し、窒素不純物の増加が金属不純物、特にニッケル、ニオブ、クロムの溶解度に大きく影響することが報告されている[4.3.6-3,-4,-5]。A-FNS ターゲット施設リチウムループの構造材としては、SUS304 ステンレス鋼、SUS316 ステンレス鋼、低放射化フェライト鋼である F82H 鋼が想定されており、その主成分である、鉄、クロム、ニッケルの溶解度を増大させる可能性が高いことが示唆されるが、A-FNS ターゲット施設のリチウムループの使用温度は基本的には 200 °C~300 °C 程度であり、このような比較的低温における腐食や腐食への不純物影響に関する情報は不足している。一方、リチウムと金属不純物と窒素による三元系窒化物を形成することも知られている。特に鉄の三元系窒化物は磁場により析出が促進される可能性が示唆されており、ANL(アルゴン国立研究所)におけるリチウム漏えい・火災事故[4.3.6-6]の主原因になったと考えられていることから、三元系リチウム窒化物析出挙動への磁場の影響に関する情報が重要である。しかしながらその情報はほとんど報告されていない。

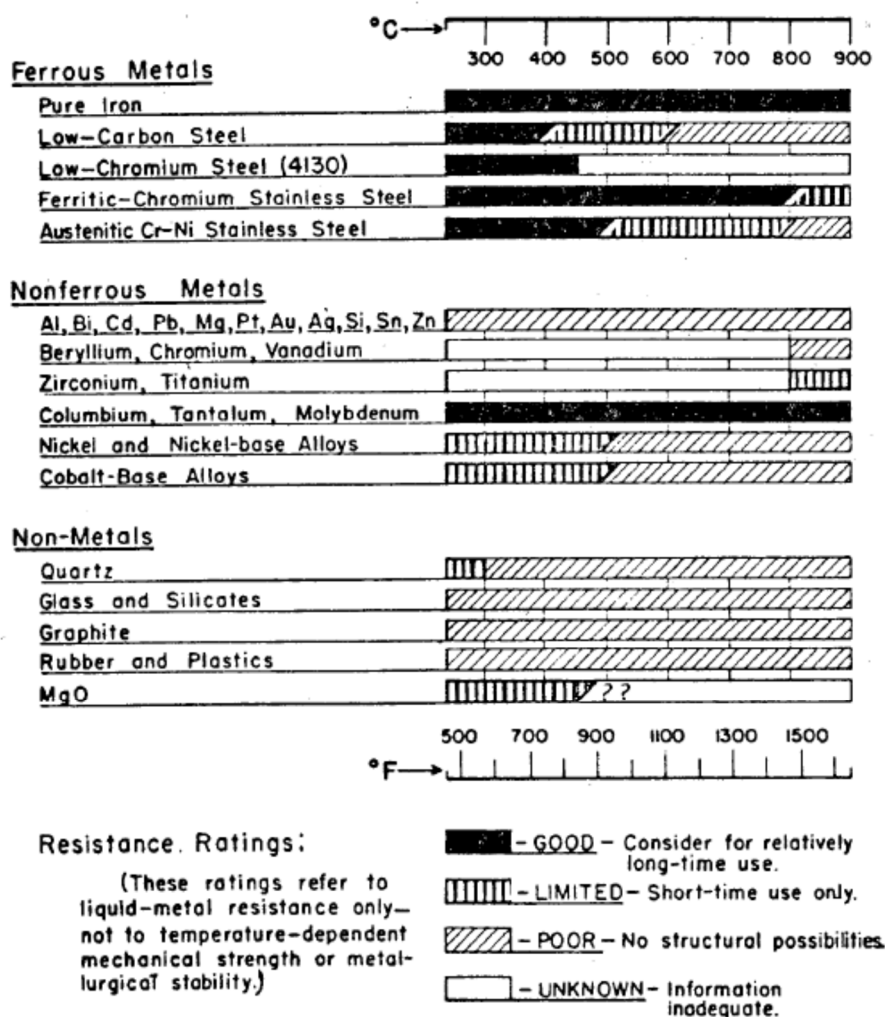


図 4.3.6.1-2 液体金属リチウムと各種材料との共存性[4.3.5-2]

4) リチウムの発火・燃焼挙動

リチウムはアルカリ金属の一つであり、非常に反応性が高く、液体金属リチウムは空气中で発火することがあるため、リチウムを安全に取り扱う上で、火災につながる燃焼挙動、特に発火挙動を十分理解しておく必要がある。

酸素雰囲気下での燃焼に関する文献は多く報告されているが、水蒸気が存在しない条件下では基本的に着火しない点はほぼ共通しているものの、その着火点については、ばらつきが大きく、190 °Cから 2300 °Cまで幅広く報告されている。また、酸素分圧依存性についても、有ると報告している文献もあれば、無いと報告している文献も存在する[4.3.6-7]。

窒素雰囲気下での燃焼に関する文献も多く報告されており、酸素と同様、水蒸気除去条件下ではなかなか着火しない。また、その着火点も酸素ほどではないが、ばらついており、170°Cから 450°Cの範囲で報告されている[4.3.6-8]。また、酸素・窒素ともに基本的には融解を生じた後、気相で燃焼が進行する。窒素に酸素を混ぜた場合、着火温度が上昇するとの報告もある。また、ギブズ自由エネルギー計算より、1025 °C以上では窒化リチウムは生成方向ではなく分解方向に進行する。そのため、リチウム温度が高温の状態で窒素雰囲気下における燃焼が生じた場合、燃焼時の最高温度が低下する現象も報告されている。また、ヘリウムと窒素の 1 : 1 混合ガス中での燃焼実験においては、比較的緩やかに反応が進行することとなり、分圧の依存性は不明ではあるが、除熱の効果もまた反応を抑制しうることが示唆された[4.3.6-8]。

空气中で燃焼させた場合、初期は窒化物を主として形成し、サンゴ/ブロッコリー状の窒化物を形成し、これを芯又は触媒として、さらに窒化が進む。高温になるにつれて酸化が進行するようになり、より燃焼が激しくなり、エアロゾルが形成されるようになる。このエアロゾルの主成分は Li_2O 、 LiOH 、 Li_2CO_3 となり(微量の Li_2O_2 も形成)低水蒸気濃度環境下では酸化物が、高水蒸気濃度環境下では水酸化物が優位に形成する。多量のリチウムを深皿内で燃焼させると、表層側は酸化物が優勢となり、下層に進むにしたがって窒化物が優勢となる。

二酸化炭素や金星/火星大気環境下でのリチウム燃焼に関する報告もされており、酸素・窒素と同様、水蒸気除去環境下ではなかなか反応せず(~報告では 250 °Cまで)、水蒸気存在環境下では 50 °C程度から反応し始める。また、リチウムの発火温度は空气中よりも二酸化炭素雰囲気中の方が低いことも報告されており、その最高到達温度も二酸化炭素中の方が高い。

そのほか、 SF_6 との反応についても報告されており、790 °C以下ではほとんど反応しないが、それ以上の温度では反応し、 Li_2S と LiF を形成する。

以上のように、空気やその成分中におけるリチウムの発火・燃焼に関する報告は比較的多くあり、リチウム漏えい時の火災(着火)を予防するという点においては、除湿が非常に重要である。しかし、各種雰囲気下におけるリチウムの着火温度が大きくばらついており、この原因の一つにその他のアルカリ金属(ナトリウム、カリウム等)不純物の影響が考えられる。これら不純物がどの程度、どのように着火に影響するのかに関する知見もまた、リチウムを安全に取り扱う上で重要であると考えられるが、リチウム中のそのほかのアルカリ金属濃度のコントロール手段が乏しい現状(化学的挙動が似ているため、ある一定濃度(Na: 100 wppm (保証値、実質 50 wppm あたり))以下に下げることが困難であることに起因)においては、より発火(着火)後、燃焼中のリチウムの消火戦略を明確にしておくことが重要である。また、液体金属リチウムとその他の物質との反応についてはあまり報告されておらず、耐火ペンキやコンクリート等について、若干の報告(共存性は乏しいこと、着火したリチウム中ではより反応が進行すること)があった程度にとどまった。特に漏えいしたリチウムは周辺に存在する機器類にまず接触する。特に保温材は、ほとんどの配管・機器類を覆っており、最初にこの保温材と接することになることが予測でき、ここで着火が生じてしまうのであれ

ば、除湿の効果は見込めない。そのため、この保温材とリチウムとの共存性・発火/着火性を調べる必要があるため、BA フェーズ II の期間における R&D 課題と位置付けている。

5) リチウム火災の消火

液体金属リチウムを安全に取り扱う上で、リチウム火災を想定し、その消火戦略を明確にしておくことは非常に重要な項目となる。実際、過去のリチウム漏えい・火災事故事象時においては、現場の混乱も生じており[4.3.6-6]、また最終的に延焼の可能性がある部分の消火を行った後は、燃え尽きるのを待っていた。一方で、燃烧しているリチウムは様々な物質と反応するため、その消火剤を開発・検討することもまた重要である。なお、リチウム火災の消火戦略は基本的には、①窒息(消火)、②冷却(再発火の防止)、③安定化(発熱反応の停止)、と考えられる。この中で、特に①窒息が重要であり、液体リチウムよりも軽く、液体リチウムの表面を覆い、高温リチウムとはあまり反応せずに物理的に窒息させられるものや、リチウムとの化学反応やけん化によりリチウム表面覆い、窒息させるものが考えられる。特に火災発生初期においては、サンゴ/ブロッコリー状の窒化リチウムを芯/触媒として反応が進むことになるため、この部分を窒息させることが重要となる。このことから、消火剤としては塩化ナトリウムを主成分とする消火剤が適する。また、閉空間を想定した場合、多量のアルゴン等の不活性ガス注入も効果的である。

リチウム火災は、着火後、窒素燃焼、酸素燃焼とフェーズが進行すると考えられ、そのフェーズ毎の消火性能もまた評価することが重要であると考えられる。しかし、さらに重要であると考えられることは、消火戦略を組み立てる上で、リチウム単体のみが燃烧している状況を想定するのみでは不十分であり、液体金属リチウム使用環境近傍の材料との反応が同時に進行していることを想定する必要がある。特に、前項にて述べたように、漏えい火災時は、保温材と反応している状況である可能性が非常に高いと考えられ、まずこの状況における各種消火剤の消火性能の評価を行う必要があると考えられ、その結果を基にリチウム火災に対する消火戦略を具体化する必要がある。

4.3.6.2 リチウム中の放射性同位元素

A-FNS では、多量の核融合中性子を発生させるため、液体リチウムターゲットに 40 MeV の重陽子ビームを照射する。そのため、中性子以外にリチウム中には各種放射性同位元素が生成することとなる。また、放射化したターゲットアセンブリ(主に背面壁)からの腐食によってもリチウム中に放射性同位元素が混入することとなる。そのため、ターゲット施設においては、化学的活性の観点からの危険物としての取り扱いのみならず、放射性同位元素を含有する液体金属の取り扱いを考慮に入れ、安全設計を行う必要がある。

リチウム中の放射性同位体は大別して以下の 4 項目に分けられる。

- 1) リチウムと重陽子及び中性子との反応によるトリチウムと ${}^7\text{Be}$ の生成
- 2) リチウム中に存在する不純物と重陽子との反応
- 3) リチウム中に存在する不純物と中性子との反応
- 4) 中性子により放射化したターゲットアセンブリ(主として背面壁)の腐食

1) リチウムと重陽子及び中性子との反応によるトリチウムと ${}^7\text{Be}$ の生成

A-FNS を 1 年間最大出力で運転した場合(fpy)のトリチウム及び ${}^7\text{Be}$ の生成量を表 4.3.6.2-1 に示す[4.3.6-7]。

表 4.3.6.2-1 A-FNS におけるトリチウム・ ^7Be 生成量

部位	核反応	^3H 生成量 /g fpy $^{-1}$	^7Be 生成量 /g fpy $^{-1}$
ターゲットアセンブリ	d+Li	3.0	1.5
	n+Li	0.2	—
クエンチタンク	n+Li	0.55	—
計	—	3.75	1.5

1-1) ターゲット施設におけるトリチウムの移行評価

水素はリチウムとの親和性が比較的高い物質ではあるが、非常に可動性が高く、材料透過や真空への蒸発等によりループ系外に移行する。図 4.3.6.2-1 にターゲット施設におけるトリチウム移行モデルを示す。本移行モデルに基づき A-FNS の定常運転下におけるトリチウム移行速度を評価した結果を表 4.3.6.2-2 に示す。この結果、生成トリチウムの 99%以上がトラップ(コールドトラップあるいは水素トラップ)に保持されるものの、比較的多量のトリチウムが熱交換器に移行することが示された。1 次熱交換媒体は有機系油を想定しており、この移行によりトリチウムを含有した油が形成されることに加え、油の放射線による劣化が懸念される。また、系外への移行としては、テストセルやループ建屋への移行と窒素トラップ(真空断熱層への透過)や真空排気系への真空面からの移行があり、A-FNS ではトリチウム処理設備を必要とする。主要なトリチウム源はターゲット施設ではあるが、トリチウム生成は A-FNS 全般にわたるため、A-FNS 本体棟トリチウム処理系の概念は 3.9 節に記述することとし、本項では表 4.3.6.2-2 に示す移行量評価値のみを示す。

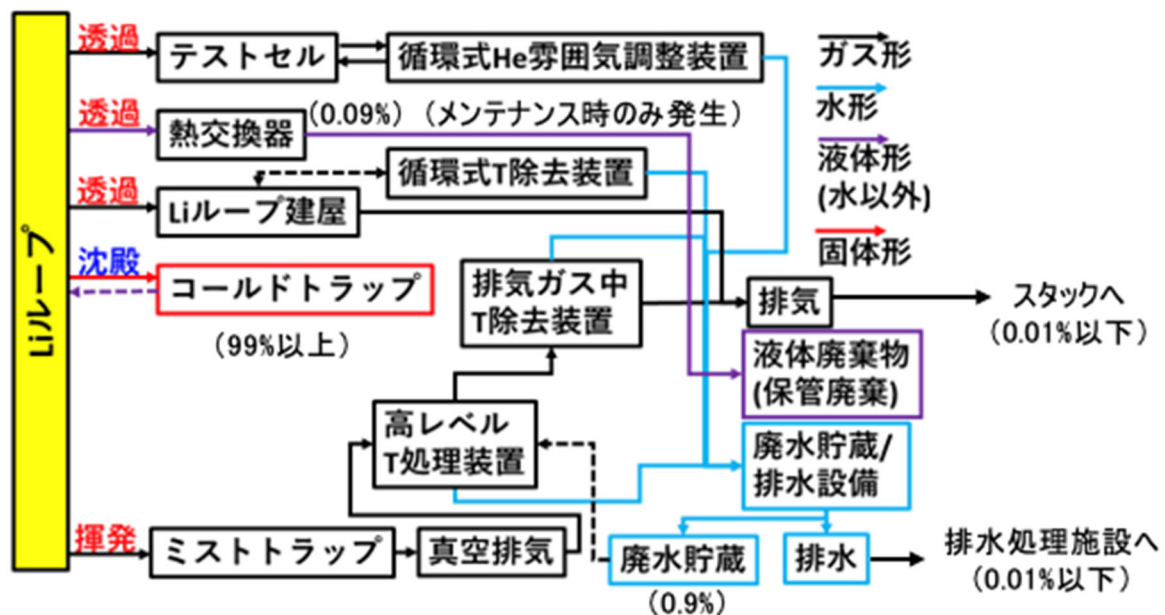


図 4.3.6.2-1 ターゲット施設におけるトリチウム移行モデル

表 4.3.6.2-2 A-FNS 定常運転下におけるトリチウム移行速度 (Bq/h)

機器	リチウム中トリチウム濃度※		移行先
	1 wppm	6.3 wppm	
ターゲットアセンブリ	2.3×10^3	1.4×10^4	テストセル
熱交換器	7.3×10^6	4.4×10^7	1 次冷却油
ループ全般	1.9×10^5	1.1×10^6	ターゲット施設建屋
コールドトラップ	—	1.4×10^{11}	コールドトラップ(保持)
窒素トラップ	6.9×10^6	—	真空断熱槽(排気系)
水素トラップ	1.4×10^{11}	—	水素トラップ(保持)
真空との界面部	1.5×10^7	5.8×10^8	真空排気系

※ 窒素/水素トラップの有無それぞれのトリチウム濃度想定

1-2) ターゲット施設における ^7Be の移行評価

ベリリウムはリチウム中にある程度溶解できるが、窒素不純物が存在する場合、次式(4.3.6.2-1)の Be_3N_2 のリチウム中での飽和溶解度に表示されるように極端に溶解度が低下する。

$$\log([N]^2[\text{Be}]^3) = -5.7 - 20200/T \quad (4.3.6.2-1)$$

ここで、 $[N]$ と $[\text{Be}]$ はそれぞれ窒素とベリリウムのリチウム中における濃度を示している。

リチウム中の窒素溶解度は高く、また容易に除去することもできないこともあり、式 4.3.6.2-1 から導かれるように A-FNS の想定窒素濃度におけるベリリウム溶解度はトレーサーレベルで低くなるため、生成ベリリウムが主循環系に沈着する可能性がある。A-FNS 運転を継続した場合の定常ベリリウム移行評価を実施した結果を表 4.3.6.2-3 に示す。この表に示されるように、ほとんどの ^7Be はループ循環過程において温度が下がる熱交換機に蓄積される。そのため、1 次熱交換器周辺には遮蔽構造が必要となる。また、熱交換器には熱交換媒体である油が循環しており、トリチウム移行評価での示唆と同様、放射線による劣化が懸念される。また、異常時のメンテナンス方法についても検討しておく必要がある。

表 4.3.6.2-3 定常ベリリウム移行評価結果

リチウム中窒素濃度 / wt.ppm※	400	10
リチウム中の飽和 ^7Be 濃度 / kBq g^{-1}	7.3	68
コールドトラップへの ^7Be 沈着速度 / MBqs^{-1}	2.3	22
コールドトラップにおける ^7Be 平衡沈着量 / TBq	16	140
熱交換器への ^7Be 沈着速度 / MBqs^{-1}	0.31	0.29
熱交換器における ^7Be 平衡沈着量 / TBq	2.0	1.9
熱交換器への ^7Be 沈着割合	0.99	0.93

2) リチウム中に存在する不純物と重陽子との反応

リチウムターゲット内の重陽子スペクトルに関し、MCNP 計算を行ったうえで、FISPACT により放射化計算を実施した。実施前のリチウム中不純物等の条件は表 4.3.6.2-4 のとおりである。なお、この値は EVEDA リチウム試験ループ (ELTL) の購入リチウム仕様と運転中にサンプリングし、測定した不純物濃度の値を基準としている。

また、A-FNSを1年間最大出力で運転した後の放射性同位体量からの減衰計算結果を図4.3.6.2-2に示す。ここで、図4.3.6.2-2aは運転中の各機器周辺線量評価のため、運転終了1秒後の放射性同位体量の上位18核種(トリチウムと⁷Be除く)を、図4.3.6.2-2bではメンテナンス時の評価のため、運転終了1週間後の放射性同位体量の上位18核種(トリチウムと⁷Be除く)をそれぞれ示す。

この図より、クエンチタンクがテストセルの外に位置する場合、それなりに高線量の短寿命核種である⁶Heや⁸Liが残留するため、

- ・遮蔽設計等に留意が必要であること、
- ・A-FNS運転中では短寿命の炭素、窒素、酸素が優勢であること、
- ・メンテナンス時(1週間後以降)想定では、^{87,88}Yや³⁷Arが比較的高線量で残留すること、
- ・1年程度は多種の放射性同位体がGBq程度以上残留すること。(この値は単位リチウム質量あたりに換算すると、およそkBq/g程度となり、残留分を除く全リチウムを保持するダンプタンクの遮蔽は必須となる。)
- ・比較的多量にリチウムが残留する機器周辺には別途遮蔽が必要となる場合がある。

また、クエンチタンクがテストセルの中に位置する場合であったとしても、イットリウムは基本的にリチウムに不溶のため、クエンチタンク、あるいは低温部であるコールドトラップや熱交換器で沈着することを想定に入れた設計にする必要があるほか、鉄もリチウム中溶解度が非常に低い上、磁場の影響を受けやすく、上記以外に電磁ポンプ部にも沈着する可能性がある点にも留意する必要がある。さらにクエンチタンクがテストセルの中に位置する場合は、トリチウムの発生量がこの評価よりも20～30%増加することに注意する必要がある。

表 4.3.6.2-4 重水素照射によるリチウム中放射性同位体生成計算の初期リチウム条件

元素	濃度 / wppm	質量 / g
リチウム	Balance	2.5×10^6
水素	80	80
炭素	10	25
窒素	400	1000
酸素	10	25
ナトリウム	100	250
マグネシウム	50	125
カルシウム	100	250
鉄	10	25
ニッケル	10	25
銅	10	25
ストロンチウム	100	250
バリウム	10	25

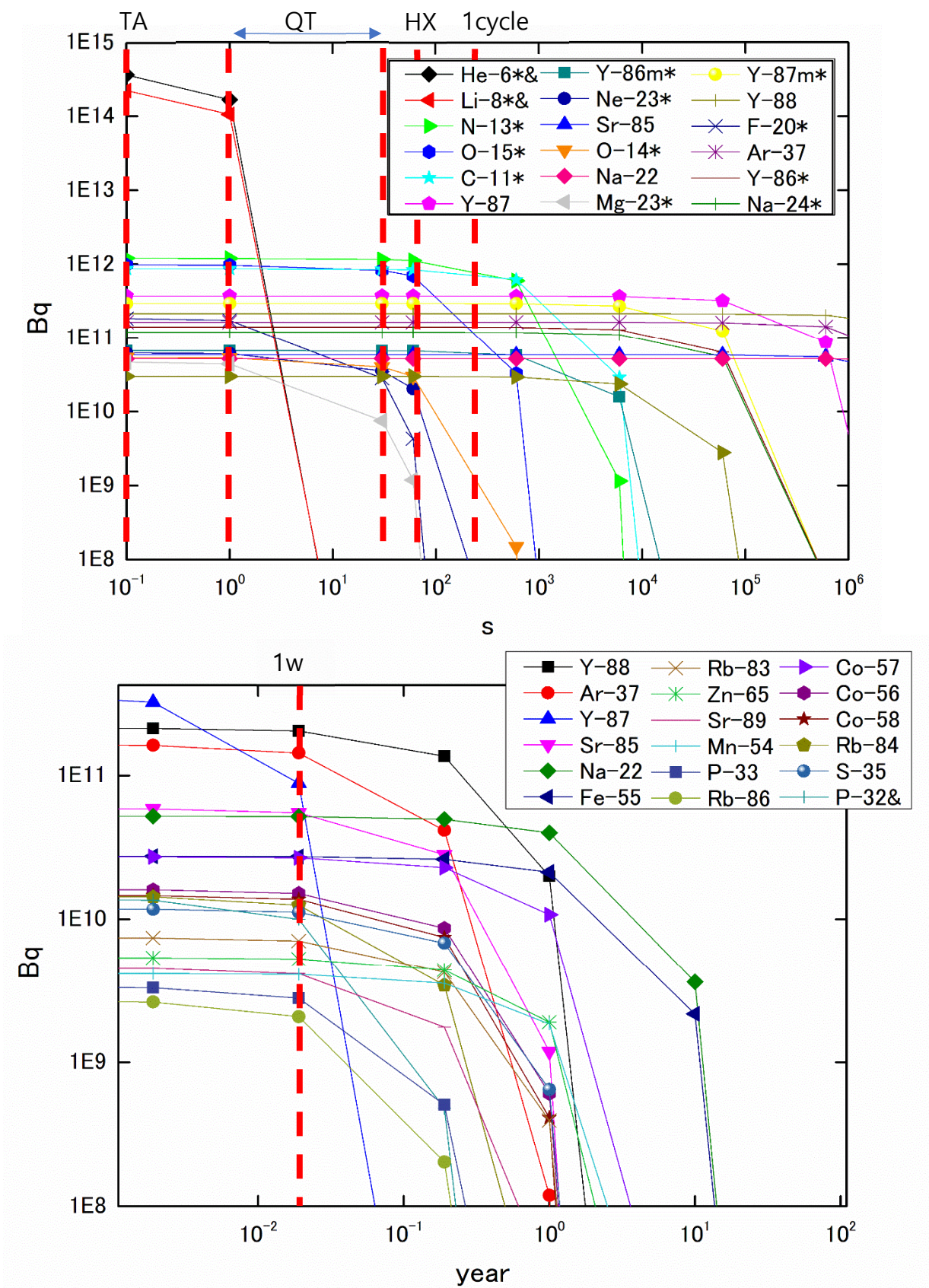


図 4.3.6.2-2 運転終了の a: (上)1 秒後と b: (下)1 週間後の上位 18 核種(^3H , ^7Be 除く)の減衰

3) 中性子により放射化したターゲットアセンブリ(主として背面壁)の腐食

図 4.3.6.2-3 に SUS316LN をターゲットアセンブリの背面壁面（バックプレート）の材質とした場合の IFMIF 環境下（A-FNS と比べて中性子束が2倍）におけるバックプレートの放射化評価結果を示す。ここで、モリブデンやタングステンとそれらに起因する放射性同位体は半減期が短いことから、評価対象からは外されている。また、実際に A-FNS における材質は低放射化フェライト鋼である F82H を使用する予定であるが、この図からニッケルに起因する放射性同位元素を考慮から外すことにより、概数評価を実施することができる。その結果、 ^{54}Mn と ^{59}Fe が主要核種となり、1 $\mu\text{m}/\text{year}$ の腐食速度仮定条件下で、それぞれ $<10^{10}\text{Bq}$ がリチウム中に移行すると評価される。この値は2)で評価した値と同等以下と言えるため、2)において施す対策を実施することで対応可能である。

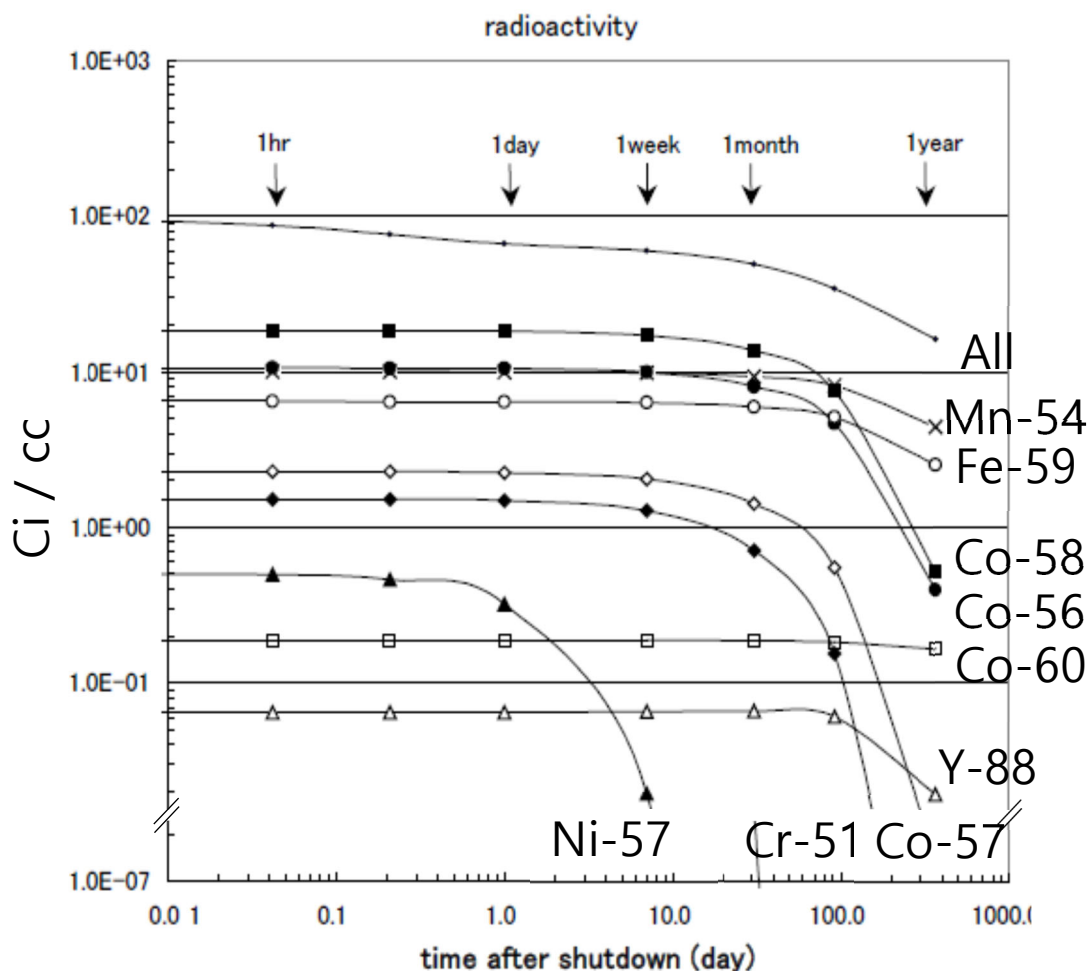


図 4.3.6.2-3 IFMIF 環境下の SUS316LN バックプレート中の主要放射性同位体の崩壊

4.3.6.3 リチウムターゲット施設の安全に対する基本的な考え

液体リチウムを用いるターゲット施設の設計・製作に対する安全の考え方は以下のとおりである。

1) 想定する異常事象は以下の5項目とする。

a) リチウム漏洩

- b) リチウム中不純物濃度異常
- c) 外部電源喪失
- d) プロセス(温度・圧力・流量)異常
- e) ターゲット施設周辺空間の異常線量上昇

2) ターゲット施設では、上記5項目の事象を想定した監視システムを構築し、異常事象を検知した場合には事前にシステムに組み込んだシーケンスにしたがい、注意、警告、自動シーケンス停止、自動緊急停止を行う。また、制御システムの単一故障に備え、運転条件の設定や監視などの計測制御システムは二重化し、一方のシステムがダウンしてもリチウムドレン操作や運転状態の監視を可能とする。なお、自動シーケンス停止は通常の運転停止・ドレン操作を自動シーケンスにて行うものであり、自動緊急停止は即座に緊急ドレン操作を自動で行うものである。そのため、自動シーケンス停止は冗長性を有するほか、ターゲット施設機器の保全が優先される一方で、自動緊急停止は冗長性がなく、機器保全が二の次となる。

3) 各種計器、センサ類で検知できなかった何らかの異常を運転員等が発見した場合には、マニュアル操作により機器停止又は緊急ドレンを行う。

4) 1)で述べた5項目に加え、安全面から考慮すべき下記項目に関する対応策を4.3.6.9及び4.3.6.10に述べる。

- a) 高真空下におけるリチウム循環運転
- b) 高流速条件におけるリチウム循環運転

4.3.6.4 リチウム漏洩

表4.3.6.4-1にターゲット施設に適用予定の液体リチウム漏洩対策を示す。

表4.3.6.4-1 液体リチウム漏洩対策

基本的な考え方	対策	RI 対応
漏洩防止	<ul style="list-style-type: none"> 定期的(各メンテナンス時)に各所の超音波探傷検査(UT)により減肉量を測定し、必要に応じて交換する。 配管類は全てシームレス配管を用いるとともに、サンプリング装置等のごく一部の部位を除き、機械的シールでなく、溶接接合とする。機械的シールを余儀なくされる部位については、バウンダリを二重構造化する。 流量異常、特にポンプ出力に対する流量低下や、ポンプ電流/電圧比の低下に対し、警告及び自動停止する。 	<ul style="list-style-type: none"> 高線量が想定される機器に対しては遠隔での超音波探傷検査(UT)検査を行う。
早期発見	<ul style="list-style-type: none"> 全系統に漏洩検知器を設置 煙感知器の設置(各エリア、冷却器ダクト等) 複数台の監視カメラ・二次元放射温度モニタの設置 監視室でのモニタ監視及び警報情報集中管理 タンク系にタイプの異なる液面計を二重に設置し、液位監視を行う 	<ul style="list-style-type: none"> カメラ・温度モニタは高線量下使用が困難となり、可能な限り放射線対策を施して設置するほか、その他の複数検知器類による監視を行う。

漏洩量抑制	<ul style="list-style-type: none"> ・ ドレン配管の多重化 ・ 遠隔遮断・ドレン操作及び自動ドレン ・ 漏洩箇所により緊急ドレンルートのパターンを複数設定し、最適化を図る。 	
着火防止	<ul style="list-style-type: none"> ・ 自動 Ar 噴霧装置の設置 ・ ターゲット施設内雰囲気中水蒸気濃度の低減 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 区画に空気成分の混入を防ぐための加圧化と HVAC への対応策を要する。
火災拡大・爆発防止	<ul style="list-style-type: none"> ・ 鋼製床ライナーの設置及び堰による区画化 ・ ライナー各区画への漏洩物回収用連通管 	

4.3.6.5 リチウム中不純物濃度異常

リチウム中不純物濃度異常はトラップ類の異常あるいは 4.3.6.9 記載の空気の巻き込み事象により生じる。リチウム中不純物濃度測定は 4.3.4 項に記載しているが、主として緊急を要する異常についてはオンラインモニタ系にて検出できる必要があり、自動停止等を行う必要がある。

4.3.6.6 外部電源喪失

A-FNS は外部電源である商用系電源とディーゼル発電機による非常系電源が設置される。外部電源喪失時は非常系電源にて弁操作や照明確保、リチウムの固化を防ぐためのヒーター通電を行うほか、ドレン後の状態監視を行う。さらに、非常系電源の受電トラブルに備え、リチウムの緊急ドレン及び最低 30 分程度のループ状態監視を可能とする専用の無停電設備を用意する。

外部電源喪失が生じた場合は、リチウム循環運転を停止し、リチウムを安全にドレンするための運転モード(自動シーケンス停止)に移行する。

4.3.6.7 プロセス(温度・圧力・流量)異常

- 1) ターゲット施設では、系統内の温度、圧力、流量が運転範囲内から外れた場合には、警報を発報し、運転員に注意を促すとともに、大幅に範囲を超えた場合には自動シーケンス停止させるほか、極端な高圧力や低流量時等、即座に事故事象につながるプロセス異常時は自動緊急停止させる。
- 2) 温度は熱電対により計測し、配管や機器の外表面に取り付ける熱電対の数はヒータの接続回路事に最低3本とする。また、重要度の高い主要な警報は「L(低),H(高),RH(異常高温)」の3点を警報値として設定し、L及びHは警報発報による注意喚起、RHは警報発報のほかに当該ヒータ回路電源を自動的に遮断させるシステムを構築するほか、場所に応じて自動シーケンス停止あるいは自動緊急停止する。
- 3) リチウムチャージ時の圧力(正圧)の測定には、Arガス供給系にはブルドン管式(連成計)、リチウム系内のタンク類にはひずみゲージ式圧力計を用いる。Arガス供給系はArガスボンベ内の残圧「低」警報発報する。リチウム系内のタンク類は圧力「高」で警報発報し、リリーフ弁「開」によりガスが所定の圧力まで放出される。負圧運転時の異常に関しては4.3.6.9に記述する。
- 4) リチウム循環流量は、流量計の信号を電磁ポンプにフィードバックさせる方式により自動制御させる。連動する電磁ポンプへの負荷は当該機器のコイル部とダクト部の温度を計測することで判断できることから、これらの温度にて警報発報し、機器をトリップさせることとする。

4.3.6.8 ターゲット施設周辺空間の異常線量上昇

リチウム中の不純物濃度異常や放射性腐食生成物の沈着あるいは凝固等によりターゲット施設周辺空間の線量が上昇することが想定される。そのため、ターゲット施設周辺の各空間及び放射性腐食生成物の沈着が想定されるか、又は沈着あるいは凝固が生じた場合に事故に発展する可能性がある機器(例えば電磁ポンプ等)近傍に線量モニタを設置し、遠隔で一括監視制御を行う。線量モニタは、空間線量計(主として γ 線)、通気式電離箱(主としてトリチウム)、通気式電離箱上流フィルタの局所 γ モニタとする。各モニタは外部擾乱を受けやすいことから、単一機器ごとの警報発報に対しては冗長性を設ける一方で、複数のモニタ値の同時上昇では即座の警報発報となるようにするほか、基本的には異常線量上昇では警報発報のみとし、自動停止系に移行しないこととする。ただし、空間中にトリチウムやほかの各種が急激に放出されていると推定される、複数の電離箱やフィルタの γ モニタの値の急激な上昇が確認された場合は自動緊急停止する。なお、監視モニタの挙動に応じて手動でシーケンス停止や緊急停止を行うこととする。

4.3.6.9 高真空下におけるリチウム循環運転

高真空下におけるリチウム循環運転時に起こりうる問題としては、真空バウンダリ破壊時の空気の吸い込み事象が発生する可能性があげられる。真空バウンダリの破壊については程度と部位により発生する事象が異なるため、機器の保全を考えずに強制的に停止させる大規模ケースとシーケンスによって機器の保全を考慮して停止させる小規模ケースに分けて問題点と対策を検討する(表 4.3.6.9-1)。大規模ケースでは複数の計測器が同時に異常事象を示し、小規模ケースでは一部の計測器のみが異常事象を示すと考えられる。

表 4.3.6.9-1 真空バウンダリ破壊の想定ケース

破壊の程度	部位	発生事象	ケース No.
大規模	電磁ポンプ吐出側～ターゲットアセンブリ	Li 漏洩	L1
	気相部	空気の巻き込み	L2
	クエンチタンク～電磁ポンプ+純化系	Li 漏洩	L3
小規模	電磁ポンプ吐出側～ターゲットアセンブリ	Li 漏洩	S1
	気相部	空気の巻き込み	S2
	クエンチタンク～電磁ポンプ+純化系	空気の巻き込み	S3

上記の内、真空バウンダリ破壊が直ちにリチウム漏洩に直結する場合(ケース No. L1, L3, S1)については 4.3.6.4 と同様であり、その対策にて対応できる。一方で、リチウム漏洩しないの場合(ケース No. L2, S2, S3)、リチウムの酸化や窒化が生じ、最悪の場合、閉塞・配管破断を生じる。気相部への混入の場合(ケース No. L2, S2)は真空計値の上昇が想定されるほか、排気系残留ガスモニタの設置により、検出が可能となる。特に S2 の場合は真空計での検知が困難となる可能性もあり(その場合はリチウム酸化/窒化も遅いため、緊急性も小さくなる)、排気系残留ガスモニタが必要となる。L2 の場合には自動緊急停止が必要となるため、真空計値の上昇に応じた自動緊急停止が必要となる。ケース No. S3 の検出のため、プラグニング計を設置する必要がある、このプラグニング計の指示値に応じて警報発報及び、あるいは自動シーケンス停止する。なお、ケース No. L2, S2, S3 の場合、反応熱によるリチウム温度上昇(リチウムの酸化や窒化の反応熱)も予想できるため、熱電対による各所の連続温度モニタより、トレンドと異なる温度上昇が生じた場合にも警報発報する。極端な温度上昇は 4.3.6.7 のとおり。

4.3.6.10 高流速条件におけるリチウム循環運転

1) 高速流運転の条件

A-FNS ターゲット施設では液体リチウムを循環させており、高速流とはターゲットアセンブリにおける「Shima nozzle」から流出する最大 20 m/s、定格 15 m/s のリチウム流を指す。定格時の主循環系の質量流量は約 50 kg/s であり、下流側配管に 6B 配管を用いることから、ターゲットアセンブリ直後では流速は約 2.6 m/s に減速する。一方でこの質量流量を出すための電磁ポンプの狭隘部は定格運転時に最大約 9 m/s に達する。また、流速が急激に低下するターゲットアセンブリ下流配管にて、キャビテーション現象が EVEDA リチウム試験ループ (ELTL) にて確認された。以上より、高流速条件となる部分はターゲットアセンブリ及び下流配管部、並びに主循環系電磁ポンプに限定できる。高流速循環運転により安全上懸念される事象としては、エロージョン及びコロージョン、キャビテーションエロージョンによる減肉、電磁ポンプ等の機器類の振動等がある。

2) 高流速運転で生じうる問題と対策

a) ターゲット背面壁の減肉

ターゲット背面壁は試験モジュールにおける中性子フラックス確保の観点から非常に薄く設定されており、ターゲット施設において最もリチウム漏洩リスクが高い箇所と考えられる。しかも高度に放射化し、また高い放射線場にさらされることからその減肉評価は困難を極める。そのため、メンテナンス時に毎年交換する予定ではあるが、リチウム漏洩センサのみならず、耐放射線性のひずみゲージを取り付ける等の措置を講じる必要があるほか、テストセル内はリチウムが漏洩する可能性が高い区画としてテストセル内にライニング等の設置を行う必要がある。また、可能な限りビームダクトとつながっているターゲットループ内の真空度とテストセル内真空度の差圧を低くできるように吸排気的设计を進める必要がある。

b) 電磁ポンプ

電磁ポンプ内には高流速を維持するため、吸入側と吐出側で圧力差が生じる。一方でクエンチタンク液面は真空となっており、電磁ポンプ内でキャビテーションが生じる可能性が高い。そのため、電磁ポンプとクエンチタンク液面との間に約 10 m 以上の高低差を設ける必要がある。また、高出力電磁ポンプを使用する観点から、振動発生への懸念があり、各機器に対し、電磁ポンプの振動許容値に対応した対策を講じるとともに、コミッショニング時やメンテナンス終了時の初期 Li ループ運転開始時から電磁ポンプ吐出部及びコミッショニング時に強い振動を生じた機器、配管エルボー部等の振動計測を行い、実際の振動による金属疲労蓄積状況評価を行い、これらの機器交換等の検討を実施する。

c) ターゲット下流配管

EVEDA リチウム試験ループ (ELTL) のターゲット下流配管にて、キャビテーションが観測された。一般的に、キャビテーションの発生は発生機器の著しい損耗・損壊につながることで知られており、この発生の抑制等のための対策を講じる必要がある。その対策として、ターゲット下流配管の方式として下記の 2 種類の対策案を現在検討している。

i) 傾斜直管方式

ELTL のターゲット下流配管は屈曲しており、この屈曲部にてキャビテーションが確認された。また熱流動解析からも、屈曲部近傍に高速のリチウムジェットが衝突し、この衝突部にてキャビテーションが生じる可能性が高いことが予測された。このことから、傾斜直管方式を提案する。傾斜直管方式に対し熱流動解析を実施した結果、キャビテーション発生を抑制できる可能性が高いことが示された。傾斜直管方式では、キャビテーション抑制以外に、ターゲットアセンブリのメンテナンスが容易となるメリットもあるが、クエンチタンク液面とターゲットとの距離が長くなり、ターゲット施設の全高をさらに高くしてしまう他、4.3.6.2 (図 4.3.6.2-2 a) に記載するように、半減期 1 秒以下の RI によるリチウムループセル内空間の高線量化といったデメリットも生じる。

ii) 直接流入方式

ターゲット直下にクエンチタンクを設置し、リチウムジェットを直接タンク内リチウム液面に突入させることにより、根本的にキャビテーションを抑制する方式となる。キャビテーション抑制以外のメリットとしては、クエンチタンク液面がターゲットに近く、ターゲット施設の全高に影響を及ぼさない点が挙げられるが、デメリットとして、クエンチタンクをテストセル内に設置する必要がある、トリチウム生成量が 20～30%程度増えることが予測されるほか、クエンチタンクのメンテナンスが不可能となり、全交換が必要となる。

4.3.6.11 自動/手動運転停止

ターゲット設備に異常が生じた際、その程度に応じた警報発報、自動シーケンス停止、自動緊急停止を行う必要がある。また、目視確認等により手動でもシーケンス停止や緊急停止を行うことができるようにする必要がある。なお、異常による手動停止時はその操作の開始とともに警報発報する。シーケンス停止と緊急停止の大きな違いは、緊急停止の場合は液体リチウムの即時緊急ドレンとなることであり、機器にダメージを残す可能性が高い操作となる。特にターゲットアセンブリは重水素ビームが完全に停止していない状態でターゲットリチウム膜流がなくなる可能性があるほか、即発 γ 線等による核発熱等により大きなダメージを受けることが予測され、そのままターゲットアセンブリ交換を伴うメンテナンス作業に移行する必要がある点である。また、シーケンス停止の場合は、全機器停止のほか、一部機器のみの停止(その機器停止のためのその他の機器の停止含む)があり、ポンプ異常以外では機器保全のため、リチウム流が維持される(低流量への移行も含む)場合もある。なお、リチウム流が維持される場合、あるいは通常停止(機器内に保持)の場合でも、系内のリチウム温度が 200°C近傍となった場合には通常ドレンを開始する。代表的な該当事象項目一覧を表 4.3.6.11-1 に示す。なお、本表の通常停止はシーケンス停止を意味する。

表 4.3.6.11-1 代表的な異常と警報、自動停止

異常	センサ等	自動応答	操作	停止機器	リチウム
全部位					
リチウム漏洩	1 系統	警報	異常の確認	ビーム	維持
	2 系統以上	緊急停止	－	全機器	緊急ドレン
	目視	－	手動緊急停止		
リチウム温度	L(低), H(高)	警報	異常の確認	－	維持
	RH(高高)	通常停止	－	該当ヒータ	維持/ドレン
回転機器					
振動・異音等	各機器	警報	異常の確認	－	維持(機器によっては通常停止)
		通常停止	－	該当機器	
	目視等	－	手動停止		
電磁ポンプ					
流量	電磁流量計	警報	トレンド確認	－	維持
	トレンド目視	－	手動停止	該当機器	ドレン
コイル温度	温度センサ	通常停止	－	電磁ポンプ	ドレン
V/A 比	ポンプ制御系	警報	トレンド確認	－	維持
	トレンド目視	－	手動停止	該当機器	ドレン
クエンチタンク/サージタンク					
液位	1 系統	警報	異常の確認	電磁ポンプ	通常停止
	2 系統以上	通常停止			
ブラギング計					
不純物濃度	<+15℃	警報	異常の確認	－	維持
	<+5℃	通常停止	－	全機器	ドレン
ターゲットアセンブリ					
背面壁変形等	ひずみ計等	緊急停止	－	全機器	緊急ドレン
放射線モニタ					
RI 濃度	異常上昇	警報	確認・通常停止	ビーム・ポンプ	通常停止
	異常上昇(空間 RI)	緊急停止	－	全機器	緊急ドレン
	異常上昇(ポンプ等)	通常停止	－	全機器	ドレン
その他					
火災	単一系統感知	警報	確認	－	維持
	複数系統感知	緊急停止	－	全機器	緊急ドレン
	目視	緊急停止		全機器	緊急ドレン

参考文献

- [4.3.6-1] Thanh Hua, “Review of Lithium Physical and Thermal Properties”, JAEAR-Conf 95-019, p.219.
- [4.3.6-2] D.W. Jeppson et al., “LITHIUM LITERATURE REVIEW: LITHIUM'S PROPERTIES AND INTERACTIONS”, HEDL-TME 78-15, Hanford Engineering Development Laboratory.
- [4.3.6-3] 勝田博司、「核融合における液体リチウム化学」、日本原子力学会誌 27 (1985) 100.
- [4.3.6-4] 中村規男他、「液体リチウム化学と材料共存性に関する研究の現状」、日本金属学会会報 第 21 巻 第 3 号 (1982) p.150
- [4.3.6-5] 鈴木正他、「原子力分野における液体ナトリウムとリチウムの材料腐食研究の現状」、日本原子力学会誌 27 (1985) 411.
- [4.3.6-6] V. A. Maroni et al., “Analysis of the October 5, 1979 Lithium spill and fire in the lithium Processing test loop”, ANL-81-25, Argonne National Laboratory, December 1981.

- [4.3.6-7] Robert A. Rhein and Conrad M. Carlton, “Extinction of Lithium Fires: Thermodynamic Computations and Experimental Data from Literature”, Fire Technology 29 (1993 2nd QT) 100-130.
- [4.3.6-8] Robert A. Rhein, “Lithium Combustion: A Review”, NWC TP 7087 (1990).
- [4.3.6-9] S.P. Simakov et al., J. Nucl. Mater. 329-333 (2004) 213-217.

4.4 試験システム設計

4.4.1 システム概要、要求仕様とシステム構成

4.4.1.1 システム概要

A-FNSでは、エネルギー40 MeVで電流値125 mAの重陽子ビームと液体リチウムループターゲットとの核反応により莫大な量の中性子を発生させ、様々な試験モジュール・システムを用いて、中性子照射試験を行う。リチウムターゲットでの中性子源発生強度はターゲットのバックプレート直後の位置で 6.8×10^{16} n/sである。ターゲットで発生する中性子束スペクトルは、14 MeV近傍にピークを有しており、核融合炉での中性子束スペクトルを模擬することができる。核融合炉材料は中性子によるはじき出し損傷と核変換により材料中に生成するヘリウムにより、材料特性が変化する。核融合炉材料試験では、材料中のヘリウム生成量と中性子によるはじき出し損傷の比が重要である。図4.4.1.1-1に、核融合炉、核分裂原子炉、核破砕中性子源、A-FNSに対するヘリウム生成量と中粒子はじき出し損傷量の相関図を示す[4.4.1-1]。核融合炉では、ヘリウム生成量と中粒子はじき出し損傷量の比が約10である。ヘリウム生成と中粒子はじき出し損傷は、いずれもエネルギーの高い中粒子により顕著に現れる。中粒子はじき出し損傷は低エネルギー側でも起こるが、核変換によるヘリウム生成は、主に10 MeV以上の中粒子により生成される。したがって、熱中粒子が中心となる核分裂原子炉ではヘリウム生成量が小さく、ヘリウム生成量と中粒子はじき出し損傷量の比が10より大幅に小さいため、核融合中粒子環境を模擬することができない。一方、核破砕中粒子源では、14 MeVよりも高い中粒子のエネルギーが多いため、逆にヘリウム生成量が大きく、ヘリウム生成量と中粒子はじき出し損傷量の比が10よりも大幅に大きくなり、核融合中粒子環境を模擬とはならない。

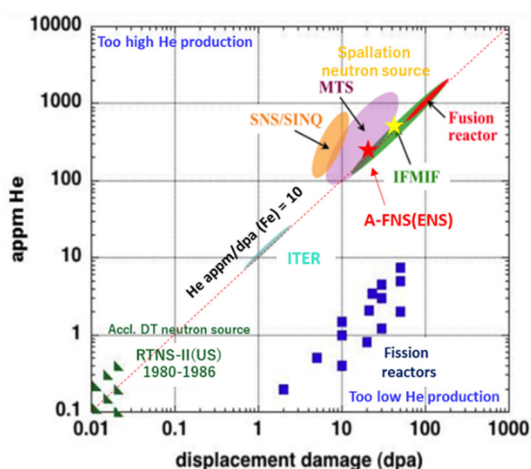


図4.4.1.1-1 核融合炉、核分裂原子炉、核破砕中粒子源、A-FNSに対するヘリウム生成量と中粒子はじき出し損傷量の相関図

試験システム設計では、まずは発生する中性子に対し、モンテカルロ法により核計算を行い、照射試験セル内の核的特性を評価する。核計算は、モンテカルロ計算コードMCNP5-1.51 [4.4.1-2]、核融合炉用評価済み核データライブラリーFENDL-3.1d [4.4.1-3]を用いて行っている。リチウムターゲットから重陽子と液体リチウムとの核反応により発生する中性子及び光子を計算するために、MCNPへの線源コードMcDeLicious [4.4.1-4]を用いて、中性子及び光子を発生させている。図4.4.1.1-2にMCNP幾何形状の縦断面図、図4.4.1.1-3にMCNP幾何形状の横断面図、図4.4.1.1-4にリチウムターゲットバックプレートでの中性子束スペクトルの計算結果を示す。図4.4.1.1-4に示すように、中性子束スペクトルは、14 MeV近傍にピークを有している。

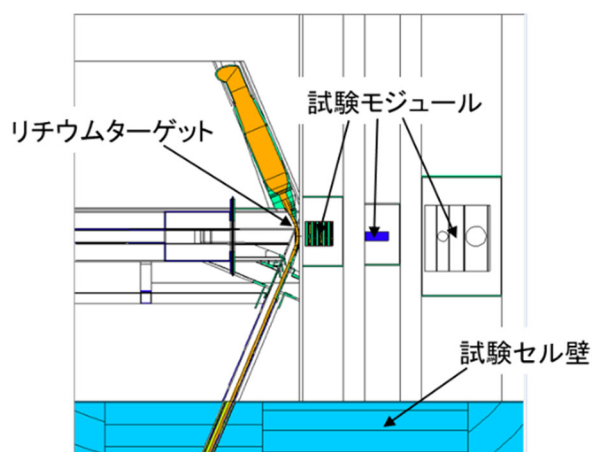


図4.4.1.1-2 MCNP幾何形状の縦断面図

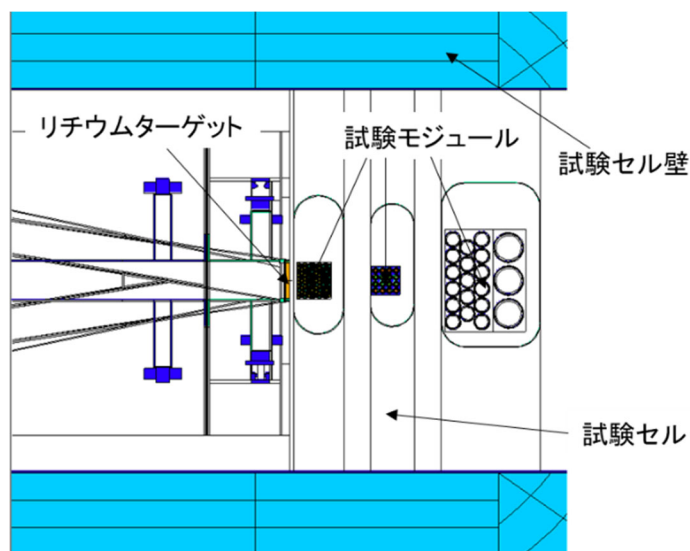


図4.4.1.1-3 MCNP幾何形状の横断面図

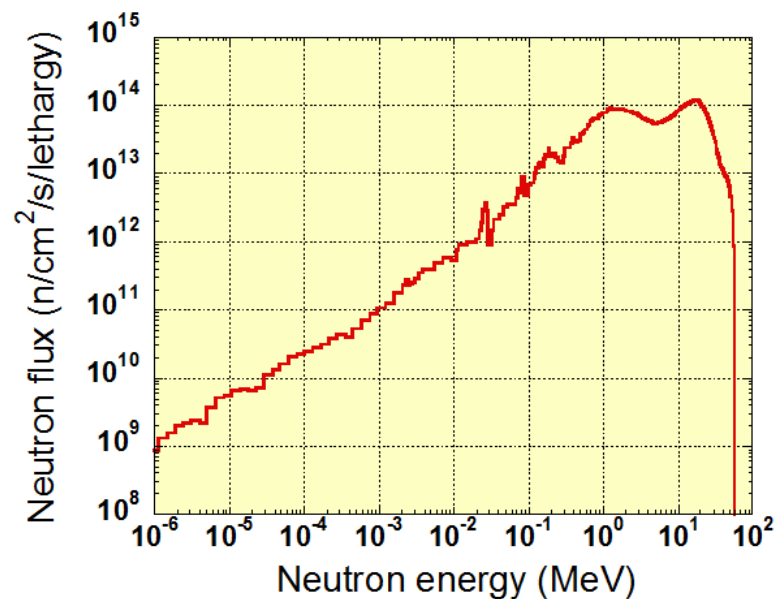


図4.4.1.1-4 リチウムターゲットバックプレートでの中性子束スペクトルの計算結果

試験システムでは、照射試験セルに様々な試験モジュールを設置して、核融合中性子照射試験を行う。オンライン実験に加えて、照射後、照射試験モジュールを遠隔操作により搬送し、照射試験試料を照射後試験施設に搬送し、照射後試験を行う。

4.4.1.2 要求仕様

A-FNSの試験施設は、試験セル、アクセスセル、試験モジュール取扱セル、試験システム補機装置セル、照射後試験施設から構成される。試験セル内にて核融合炉材料照射試験用の試験モジュール及び応用利用の試験モジュールで構成された試験システムを設置し核融合中性子環境下における照射試験を行う。

核融合炉材料照射試験用の試験モジュールに関しては、文部科学省核融合科学技術委員会の「核融合原型炉研究開発の推進に向けて」の「チェック・アンド・レビュー項目の見直しについて」及び「アクションプラン」に基づき、核融合中性子源による以下の項目について2035年頃の原型炉段階への移行判断までに以下のデータを取得することが求められている。[4.4.1-5]

- 核融合中性子源による低放射化フェライト、並びに、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データを取得。
- 核融合中性子源によるトリチウム挙動評価技術の検証

上記要求に照らし合わせて、A-FNS では、以下の核融合炉照射データの取得を検討している。[4.4.1-6]

- ① ブランケット構造材料
- ② ブランケット機能材料
- ③ ダイバータ機能材料
- ④ ブランケット第一壁冷却水配管中の放射性腐食生成物
- ⑤ ブランケット増殖材及び増倍材からのトリチウム放出回収特性
- ⑥ クリープ疲労特性
- ⑦ ブランケット核特性
- ⑧ 計測制御機器

上記の照射データを取得するために、以下の試験モジュールを試験セルに設置して、照射試験を行う。

- (1) ブランケット構造材料照射試験モジュール（構造材モジュール、BSMTM）[4.4.1-7]
- (2) ブランケット機能材料照射試験モジュール（機能材モジュール、BFMTM）[4.4.1-8]
- (3) ダイバータ機能材料照射試験モジュール（ダイバータモジュール、DFMTM）
- (4) 放射性腐食生成物試験モジュール（腐食モジュール、ACPM）[4.4.1-8]
- (5) トリチウム放出回収特性試験モジュール（トリチウムモジュール、TRTM）[4.4.1-8]
- (6) クリープ疲労試験モジュール（クリープモジュール、CFTM）
- (7) ブランケット核特性試験モジュール（核特性モジュール、BNPTM）[4.4.1-9]
- (8) 計測制御機器照射試験モジュール（計測器モジュール、DCDTM）[4.4.1-9]
- (9) 中性子束計測モジュール（中性子束モジュール、NFMM）

表4.4.1.2-1に各モジュールの照射位置及び照射試験計画を示す。上記試験モジュールのうち、核特性モジュール及び中性子束モジュールに関しては、他のモジュールが無い状態で設置し、照射試験を行う。その他のモジュールは、同時に設置し照射試験を行うが、試験位置を共有するモジュールに関しては異なる照射フェーズで試験を行うように照射プランを検討している。図4.4.1.2-1及び図4.4.1.2-2にA-FNS照射場での中性子束マップ、図4.4.1.2-3及び図4.4.1.2-4に鉄の中性子はじき出し損傷マップ、図4.4.1.2-5及び図4.4.1.2-6に鉄のヘリウム生成率マップを示す。各々の図には、各試験モジュールの設置位置を示す。図4.4.1.2-1及び図4.4.1.2-3、図4.4.1.2-5は試験モジュールを設置していない場合の中性子束及び中性子はじき出し損傷マップ、ヘリウム生成率マップを示す。図4.4.1.2-2及び図4.4.1.2-4、図4.4.1.2-6は試験モジュールを設置した場合の中性子束及び中性子はじき出し損傷マップ、ヘリウム生成率マップを示す。照射場の広さはビーム方向に215cm、ビームと直交方向に280cmである。中性子束は $10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s} \sim 10^{12} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 、中性子はじき出し損傷（鉄）は $10 \text{ dpa/fpy} \sim 10^{-2} \text{ dpa/fpy}$ 、ヘリウム生成量（鉄）は $10^2 \text{ appm/fpy} \sim 10^{-1} \text{ appm/fpy}$ である。上記(1)～(8)の試験モジュールの照射要求に照らして、(1)～(8)の試験モジュールは高中性子束領域、中間中性子束領域、低中性子束領域の3領域に、各々の試験モジュールを設置する。高中性子束領域には構造材モジュール（BSMTM）、ダイバータモジュール（DFMTM）、機能材モジュール（BFMTM）、腐食モジュール（ACPM）を、中間中性子束領域にはトリチウムモジュール（TRTM）、クリープモジュール（CFTM）を、低中性子束領域には計測器モジュール（DCDTM）を設置する。高中性子束領域に設置する4種類の試験モジュールに関しては、構造材モジュール、ダイバータモジュール、機能材モジュールの照射データを取得後、構造材モジュール、ダイバータモジュール、機能材モジュールの試験モジュールを腐食モジュールに交換して、腐食モジュールの照射データを取得する。ただし、腐食モジュールは長期間の照射試験は不要で、3000時間程度で照射データを取得するため、腐食モジュールによるデータ取得後は構造材モジュール、ダイバータモジュール、機能材モジュールの重照射データ取得に向けて再度照射モジュールを設置する。中間中性子束領域に設置する2種類の試験モジュールに関しては、トリチウムモジュールの照射データを取得後、トリチウムモジュールをクリープモジュールに交換して、クリープモジュールの照射データを取得する。

A-FNSでは、核融合炉材料照射試験に加えて、発生する莫大な中性子を医療応用や産業応用等の応用利用に用いることを検討している。応用利用に関しては、4.4.12項に記す。

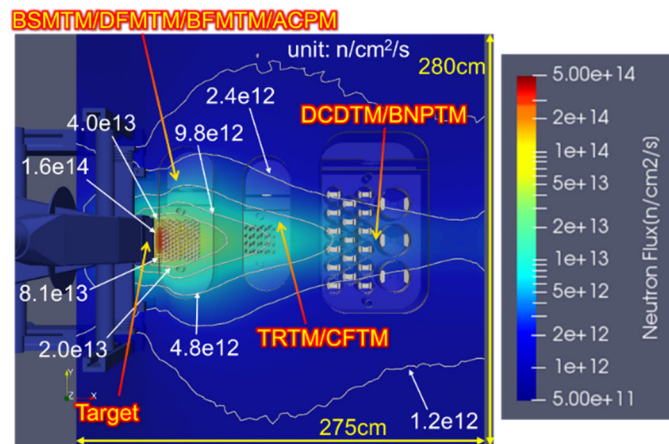


図4.4.1.2-1 試験モジュールを設置していない場合のA-FNS照射場での中性子束マップ

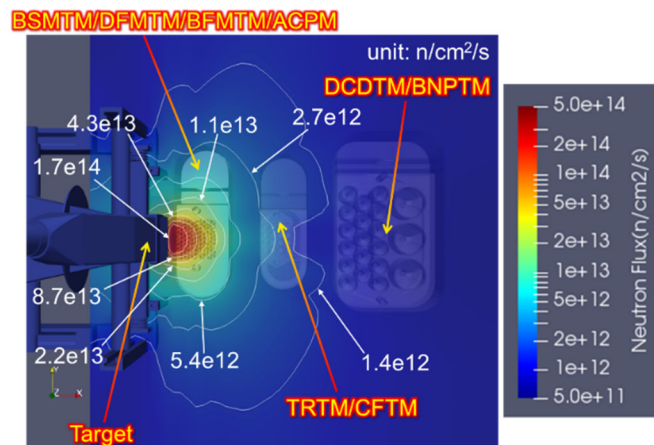


図4.4.1.2-2 試験モジュールを設置した場合のA-FNS照射場での中性子束マップ

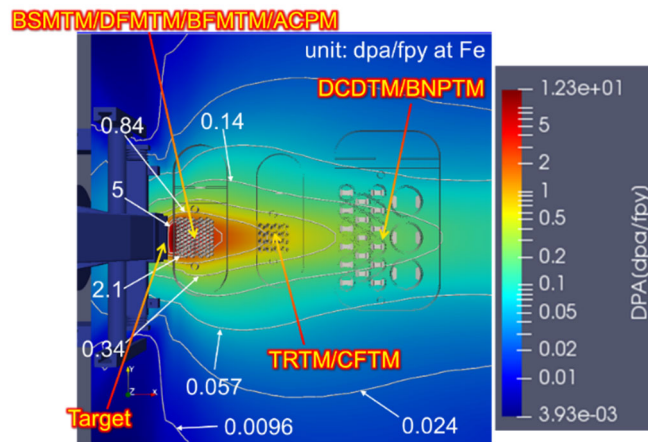


図4.4.1.2-3 試験モジュールを設置していない場合のA-FNS照射場での中性子はじき出し損傷マップ

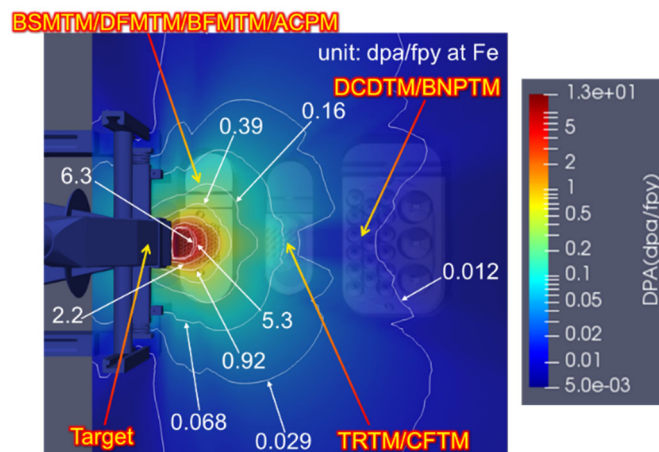


図4.4.1.2-4 試験モジュールを設置した場合のA-FNS照射場での中性子はじき出し損傷マップ

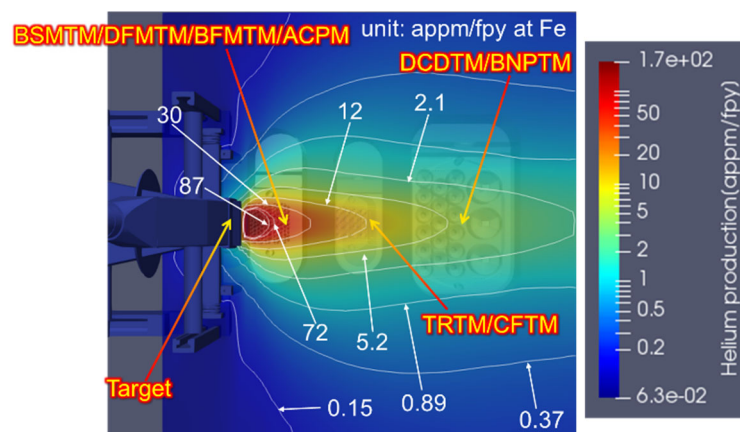


図4.4.1.2-5 試験モジュールを設置していない場合のA-FNS照射場でのヘリウム生成率マップ

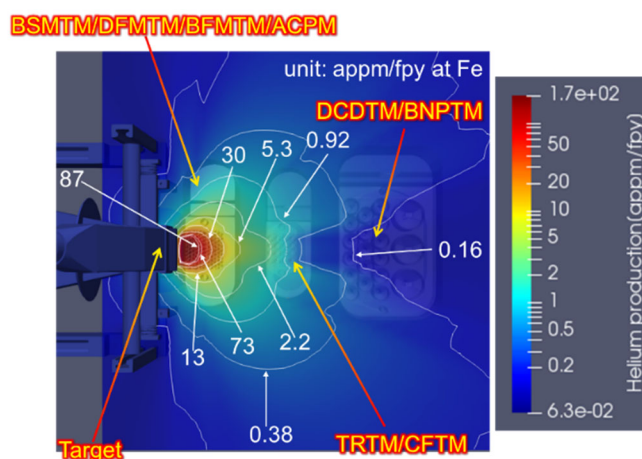


図4.4.1.2-6 試験モジュールを設置した場合のA-FNS照射場でのヘリウム生成率マップ

表4.4.1.2-1 各モジュールの照射位置及び照射試験計画

モジュール名	照射位置	照射試験計画
ブランケット構造材料照射試験モジュール（構造材モジュール、BSMTM）	ターゲットの背後	中性子束モジュール、核特性モジュールでの照射データを取得後設置し、照射試験を行う。20 dpaまでの照射データを取得後、腐食モジュールと置換する[4.4.1-10]。腐食モジュールの照射データを取得後、再度構造材モジュールを設置し照射試験を行い、20 dpa以上の重照射データを取得する。
ブランケット機能材料照射試験モジュール（機能材モジュール、BFMTM）	構造材モジュールの背後	中性子束モジュール、核特性モジュールでの照射データを取得後設置し、照射試験を行う。
ダイバータ機能材料照射試験モジュール（ダイバータモジュール、DFMTM）	構造材モジュールの背後、機能材モジュールと同じ位置	中性子束モジュール、核特性モジュールでの照射データを取得後設置し、照射試験を行う。
放射性腐食生成物試験モジュール（腐食モジュール、ACPM）	ターゲットの背後、構造材モジュールと同じ位置	構造材モジュールの20 dpaまでの照射データを取得後設置し、照射試験を行う。照射データ取得後は、構造材モジュールと交換する。
トリチウム放出回収特性試験モジュール（トリチウムモジュール、TRTM）	機能材モジュール、ダイバータモジュールの背後	中性子束モジュール、核特性モジュールでの照射データを取得後設置し、照射試験を行う。照射データ取得後は、クリープモジュールと交換する。
クリープ疲労試験モジュール（クリープモジュール、CFTM）	機能材モジュール、ダイバータモジュールの背後、トリチウムモジュールと同じ位置	トリチウムモジュールの照射データを取得後設置し、照射試験を行う。
ブランケット核特性試験モジュール（核特性モジュール、BNPTM）	トリチウムモジュール、クリープモジュールの背後	中性子束モジュールでの照射データを取得後設置し、数日間、照射実験を行う。
計測制御機器照射試験モジュール（計測器モジュール、DCDTM）	トリチウムモジュール、クリープモジュールの背後、BNPTMと同じ位置	中性子束モジュール、核特性モジュールでの照射データを取得後設置し、照射試験を行う。
中性子束計測モジュール（中性子束モジュール、NFMM）	各モジュールと同じ位置	各モジュールの照射実験前に設置し、照射試験を行う。

4.4.1.3 システム構成

表4.4.1.3-1に試験システム構成と役割を示す。図4.4.1.3-1及び図4.4.1.3-2に試験セル内の試験モジュール配置の概念図を示す。照射実験は以下に記す5段階の試験モジュールの組み合わせにて照射実験を行う[4.4.1-7]。

- （１）キャンペーンⅠ：中性子束モジュールのみを照射して、各試験モジュールの中性子束分布を測定する。
- （２）キャンペーンⅡ：図4.4.1.3-1に示すように、構造材モジュール、ダイバータモジュール、機能材モジュール、トリチウムモジュール、計測器モジュールを設置して、照射試験を行う。

- (3) キャンペーンIII：図4.4.1.3-2に示すように、トリチウムモジュールをクリープモジュールに置き換えて、構造材モジュール、ダイバータモジュール、機能材モジュール、トリチウムモジュール、計測器モジュールを設置して、照射試験を行う。
- (4) キャンペーンIV：腐食モジュールのみを設置して、腐食モジュールの照射試験を行う。
- (5) キャンペーンV：核特性モジュールのみを設置して、核特性モジュールの照射試験を行う。

表4.4.1.3-1 試験システム構成と役割

試験システム構成	役割
試験セル	試験モジュールを設置し、照射試験を行い、照射データを取得する。（詳細を4.4.2項に記載する。）
ブランケット構造材試験モジュール（構造材モジュール、BSMTM）	DEMOブランケット構造材料F82Hを核融合中性子照射し、2035年までに20 dpaまでの照射データを取得する。（詳細を4.4.3項に記載する。）
ブランケット機能材試験モジュール（機能材モジュール、BFMTM）	DEMOブランケット機能材料（中性子増倍材、トリチウム増殖材）を核融合中性子照射し、照射データを取得する。（詳細を4.4.4項に記載する。）
ダイバータ機能材試験モジュール（ダイバータモジュール、DFMTM）	DEMOダイバータ機能材料（CuCrZr、無酸素銅、タングステン）を核融合中性子照射し、2035年までに10 dpaまでの照射データを取得する。（詳細を4.4.5項に記載する。）
放射性腐食生成物モジュール（腐食モジュール、ACPM）	DEMOブランケット冷却水配管F82Hに、高温高压水（300 °C、15 MPa）を流しながら、核融合中性子照射し、放射性腐食生成物を測定し、原型炉安全設計に資する。（詳細を4.4.6項に記載する。）
トリチウム放出回収特性試験モジュール（トリチウムモジュール、TRTM）	トリチウム増殖材ペブル、中性子増倍材ペブルを充填した円筒状のキャプセルを核融合中性子照射し、キャプセルにヘリウムパージガスを流し、オンライン測定により、ヘリウム中のトリチウム量を測定し、ペブルからのトリチウム放出回収特性を評価する。（詳細を4.4.7項に記載する。）
クリープ疲労試験モジュール（クリープモジュール、CFTM）	クリープ疲労試験機を試験セルに設置し、核融合中性子照射中のF82Hのクリープ疲労特性をオンライン測定する。（詳細を4.4.8項に記載する。）
ブランケット核特性試験モジュール（核特性モジュール、BNPTM）	DEMOブランケットモックアップを用いて、核融合中性子照射による核特性実験を行い、中性子束やトリチウム生成率分布を測定し、測定値と計算値を比較することにより、DEMOブランケット核設計計算精度を確立する。（詳細を4.4.9項に記載する。）
計測制御機器照射試験モジュール（計測器モジュール、DCDTM）	DEMO炉で使用する計測機器、制御機器に関する核融合中性子照射試験を行い、耐放射線性を評価する。（詳細を4.4.10項に記載する。）
中性子束計測モジュール（中性子束モジュール、NFMM）	他の試験モジュールと同一の形状を用いて、他の試験モジュールと同じ位置に中性子計測モジュールを設置し、試験モジュールの中性子束分布を評価し、照射実験条件の確定に資する。（詳細を4.4.11項に記載する。）
応用利用	核融合材料照射実験以外の応用利用に使用する。応用利用として、多目的RI生成、低エネルギー中性子照射、多目的利用ビーム孔、液体気体ループを用いた照射試験に使用する。（詳細を4.4.12項に記載する。）

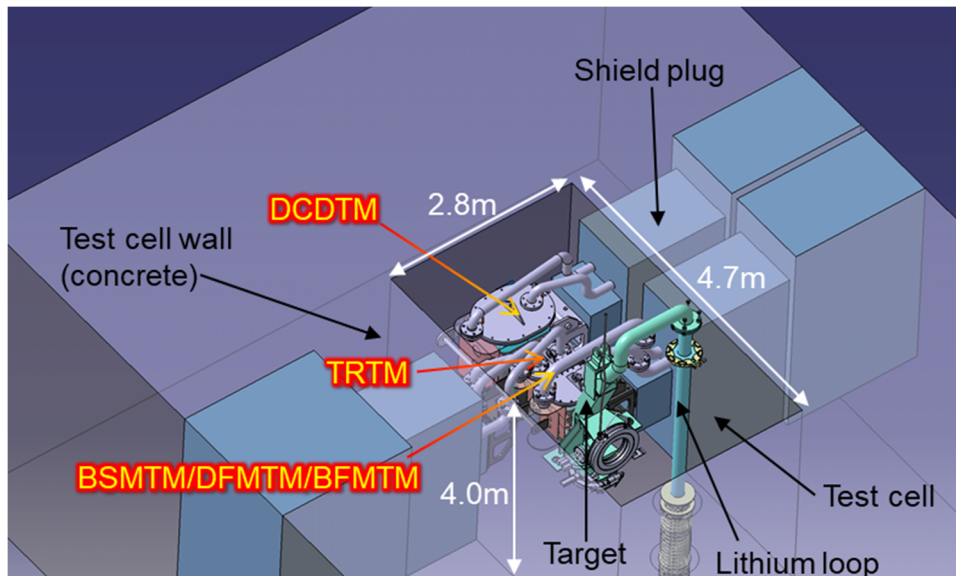


図4.4.1.3-1 試験セル内の試験モジュール配置の概念図（キャンペーンII）

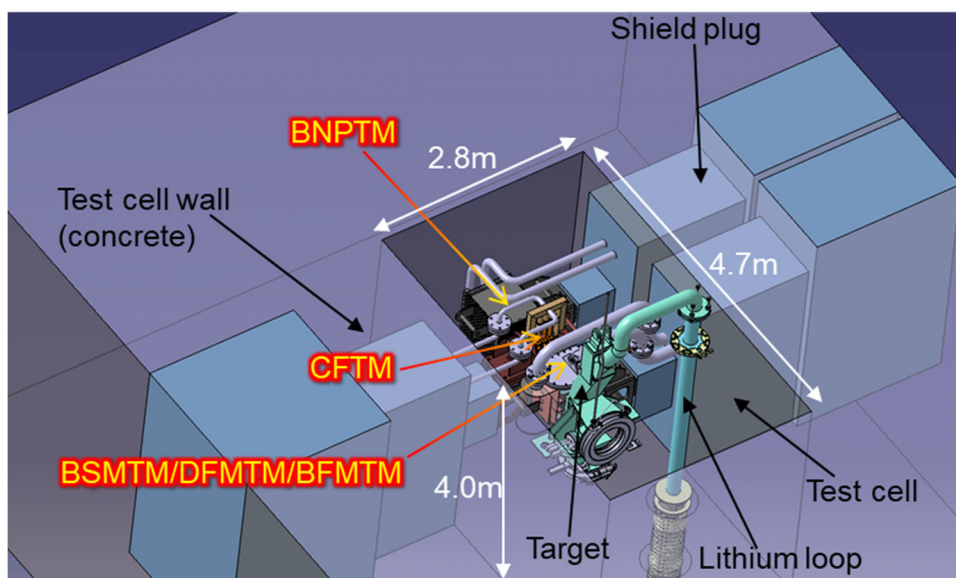


図4.4.1.3-2 試験セル内の試験モジュール配置の概念図（キャンペーンIII）

4.4.1.4 IFMIF 試験システムからの設計及び遠隔操作方法の変更

図4.4.1.4-1にIFMIFで設計した高中性子束試験モジュールの概念図を示す [4.4.1-11]。図4.4.1.4-1に示すように、IFMIFで設計した高中性子束試験モジュールは直方体のキャプセル形状であり、単一のキャプセル内に、多種類の微小試験片が多数装填されている。IFMIFで設計した高中性子束試験モジュールに関わる課題を抽出した。以下に課題を示す。

- （１）直方体形状であるため、照射キャプセルの形状が複雑であり、キャプセルの製作性、健全性が課題である。
- （２）照射キャプセルが直方体形状であり、ヒータを直方体の周囲に設置するため、直方体の角部で、ヒータに過度の応力が掛かり、ヒータの製作性、健全性が課題である。

- (3) ヒータがビームフットプリント内にあり、ヒータが中性子照射により、損傷する懸念がある。
- (4) キャプセルが直方体形状のため、キャプセルの耐圧性が課題である。キャプセル内に充填する伝熱媒体の液体金属の漏洩が懸念される。
- (5) 試験モジュールから、単一のキャプセルのみを交換することは困難と思われる。
- (6) 単一のキャプセル内に、多種類の試験片が多数装填されており、照射後試験片の再装填が困難である。
- (7) 単一のキャプセル内に、多種類の試験片が多数装填されており、各試験片の正確な実験条件（中性子はじき出し損傷、照射温度）の明確化に懸念がある。
- (8) 直方体形状のキャプセル内に、多種類の試験片が多数装填されているため、キャプセル内での均一な温度分布の制御が困難である。

上記課題を解決するために、A-FNS試験モジュールでは、IFMIFで設計した直方体形状のキャプセルを装填している高中性子束試験モジュールからハニカム円筒型照射キャプセルを装填する試験モジュールに設計を変更している。設計の詳細に関しては、4.4.3項にて記述する。

IFMIFで設計した高中性子束試験モジュールの遠隔操作による交換手法としては、高中性子束試験モジュールを垂直方向に引き抜き、試験セル上方に設置するアクセスセルに高中性子束試験モジュールを搬送する。アクセスセルを経由して、試験モジュール取扱セルに試験モジュールを搬送し、試験モジュール取扱セルで試験モジュールを解体する。交換手順としては、試験セル天井の遮蔽プラグを取り外した後、試験モジュールに取り付けている膨大な数の配管や計装線を遠隔操作により分離した後、試験モジュールを試験セルからアクセスセルへ搬送する。非常に狭隘で高放射線場の試験セル空間で、遠隔操作により試験モジュールを交換することは、技術的に困難であり、多大な交換時間を必要とする。本課題を解決するために、A-FNSの試験モジュールでは、試験モジュールを遮蔽プラグ一体の構造とし、試験モジュール交換時には、試験モジュール交換前に莫大な数の配管や計装線をアクセスセルで分離した後、試験モジュールと遮蔽プラグを一体でアクセスセルに搬送する遠隔交換方法に変更している。アクセスセルは広い空間で、低放射線場であり、遠隔操作による分離作業が容易である。本交換手法を実現させるために、試験モジュールと一体化させる遮蔽プラグは天井ではなく試験セル側壁内に設置し、試験モジュールと遮蔽プラグを水平方向に搬送する交換手法に変更している。設計の詳細に関しては、4.4.3項にて記述する。

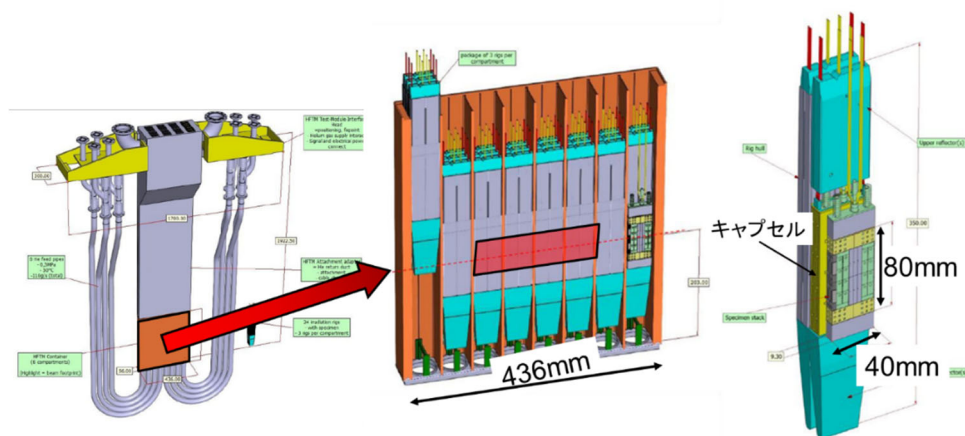


図4.4.1.4-1 IFMIF高中性子束試験モジュールの概念図

表4.4.1.4-1 IFMIF試験システムとA-FNS試験システムの遠隔交換方法の比較

	IFMIF	A-FNS
交換方式	試験モジュールのみ垂直方向に引き抜く。	試験モジュールと遮蔽プラグを一体化して、水平方向に引き抜く。
遮蔽プラグ	試験セル天井の遮蔽壁に遮蔽プラグを設置している。遮蔽プラグは試験モジュールとは接続していない。試験モジュール交換時に、天井の遮蔽プラグを天井の遮蔽壁から取り外し、天井に開口面（4m x 3m）を設けて、開口面から試験モジュールを引き抜く。	試験セル側壁に遮蔽プラグを設置する。試験モジュールと遮蔽プラグを接続し、試験モジュール交換時には、試験モジュールと遮蔽プラグを一体化させて、水平方向に引き抜く。
交換手順	①天井プラグを取り外す。 ②試験セル内にて、PCP と接続している試験モジュールからの配管やケーブル等を分離する。 ③試験モジュールから TMIH を分離する。 ④試験モジュールに遠隔保守用の架台を取付ける ⑤遠隔保守用の架台を利用して、試験モジュール単体を垂直方向に引き上げて、試験セルから上方アクセスセルへ、試験モジュールを搬送する。 ⑥上方アクセスセルから試験モジュール取扱いセルへ、試験モジュールを搬送する。	①側方アクセスセルにて、試験モジュールからの配管やケーブル等を分離する。 ②試験モジュールを遮蔽プラグと一体化しながら、試験セルから側方アクセスセルへ、試験モジュールを搬送する。 ③側方アクセスセルにて、試験モジュールと遮蔽プラグを分離する。 ④側方アクセスセルから試験モジュール取扱いセルへ、試験モジュールを搬送する
照射後試験モジュール搬送先	上部のアクセスセル	側部のアクセスセル
アクセスセルからの搬送先	試験モジュール取扱セル	試験モジュール取扱セル
配管・計装線分離場所	試験セル	アクセスセル
特徴	狭隘で高放射線場での試験セル内での、遠隔操作による配管やケーブル等の分離・接続が必要である。	狭隘で高放射線場での試験セル内での、遠隔操作による配管やケーブル等の分離・接続が不要であり、低放射線場の広い空間で、遠隔操作による配管やケーブル等の分離・接続を行う。

参考文献

- [4.4.1-1] S.J. Zinkle and L.L. Snead, Ann. Rev. Mater. Res. 44 (2014) 241.
- [4.4.1-2] MCNP Team, MCNP 5-1.40 RSICC Release Notes, Tech. Rep. LA-UR-05-8617, Radiation Safety Information Computational Center, US DOE (2205).
- [4.4.1-3] Nuclear Data Service, FENDL-3.1d: Fusion Evaluated Nuclear Data Library Ver.3.1d, IAEA (2018).
- [4.4.1-4] S. Simakov et al., Status of the McDeLicious approach for the D-Li neutron source term modeling in IFMIF neutronic calculations, Fus. Sci. Technol. 62 (2012) 233-239.
- [4.4.1-5] H. Yamada, et al., Fus. Eng. Des. 109-111 (2016) 1318-1325.

- [4.4.1-6] A-FNS中性子照射利用計画報告書, QST-Research Report, QST-R-12 (2019).
- [4.4.1-7] S. Sato et al., Overview of test modules for Advanced Fusion Neutron Source A-FNS, Fusion Eng. Des., 155 (2020) 111714.
- [4.4.1-8] S. Kwon et al., Conceptual design of blanket materials test modules for A-FNS, submitted to Nucl. Mater. Energy (2020).
- [4.4.1-9] M. Ohta et al., Conceptual Design of Test Modules for DEMO Blanket, Diagnostic Device, and RI Production for A-FNS, submitted to Fusion Eng. Des. (2019).
- [4.4.1-10] H. Tanigawa et al., Development of benchmark reduced activation ferritic/martensitic steels for fusion energy applications, Nucl. Fusion 57 (2017) 092004.
- [4.4.1-11] IFMIF Intermediate Engineering Design Report, Plant Design Description Document, IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, June (2013).

4.4.2 試験セル

試験セルでは、リチウムターゲット、試験モジュール、及び加速器からのビームダクトを設置し、照射試験を実施する。照射中、隣接するセルや部屋を、コンクリート壁により適切に放射線遮蔽する。また、リチウムが予期せず漏洩した場合には、試験セルは、コンクリート壁表面に設置したライナーにより、漏洩したリチウムとコンクリートが直接接触することを防ぐことにより第二の障壁となる。その際には、試験セルにおける真空又は不活性ガス（アルゴン又はヘリウム）雰囲気によって、空気とリチウムとの化学反応を避け、リチウム漏洩時の危険性を最小限に抑える。

4.4.2.1 基本要件

試験セルが満たすべき要件を以下に示す。

- ・ 試験セルを不活性ガス（アルゴン又はヘリウム）雰囲気又は真空にして、予期せず漏洩したリチウムと空気との反応を回避できる構造にすること
- ・ リチウム漏洩事故時、予期せず漏洩したリチウムと試験セル壁のコンクリートの直接的な接触を避けられること
- ・ 試験セルと隣接のセルや部屋との放射線遮蔽が十分であること
- ・ 試験セルの気密を維持することができること
- ・ 試験セルは、1 hPa (= 0.001 bar) から1 bar (\approx 1 atm) に可変の環境を提供できること
- ・ ターゲットアセンブリ、試験モジュール、及びビームダクトを十分に収容できること
- ・ 試験モジュール、ターゲットアセンブリ、及びビームダクトの遠隔操作による作業のための空間が十分であること
- ・ 試験セル内に設置したコンポーネントと、試験セル外に設置されているそれらの付帯設備との信号、電力、冷却媒体などの伝達ができ、そのための遮蔽が十分であること
- ・ 試験セルの簡単かつ迅速な開閉に対応できること
- ・ 照射中、試験モジュールの正確な位置を保つことができること
- ・ 試験セル中のコンポーネントの熱応力を開放するための空間があること
- ・ 試験セルでの照射中、信頼できる安定した運転が保証できること

現在の試験セル設計は、上記の設計要件を満たすこととしている。

4.4.2.2 試験セル構成機器

試験セルは、加速器からの重陽子ビームがターゲットアセンブリのバックプレートに沿って流れる液体リチウムに入射し、そこで発生する中性子を用いて、試験モジュールで照射試験を実施する場所である。主に試験モジュールに関するIFMIF設計からの変更に伴い、A-FNS試験セル設計もIFMIFの試験セル設計から変更されているが、多くの部分をIFMIFの試験セル設計に基づいている[4.4.2-1]。IFMIFの試験セルの概念図を図4.4.2.2-1に示す。A-FNSにおいても試験セルの断面構造はIFMIFと同様である。試験セルの内部寸法は、長さ4.6 m、高さ4 m、幅2.8 mである。コンクリート厚は、ビーム下流側が4 m、側方と上流側は3.5 mである。試験セルは、上部にターゲットアセンブリのための開口部があり、また側面にも試験モジュールのための開口部を有する。試験セルを取り囲む生体遮蔽壁及び底面は、A-FNSの建屋の一部となっている。試験セル内面はステンレス製のライナーで覆われ、試験セル内の不活性ガス雰囲気又は真空を保持するとともに、予期しないリチウム漏洩時のリチウムとコンクリートの反応を防止する。試験セルの上部及び外側にはカバープレートを用いて外部との密閉を担保し、不活性ガス雰囲気又は真空を保持及び放射線物質閉じ込めの境界となる。ライナーとコンクリートは内部を流れる冷却水で核発熱を除熱する。試験セル構造は、リチウムターゲットと試験モジュールの位置及び方向を決定する機能を有する。試験セルの生体遮蔽は、コンクリート遮蔽壁と遮蔽プラグによって行われる。試験セル上部は、2つの上部遮蔽プラグ（Lower Shielding Plug: LSPとUpper Shielding Plug: USP）及び配管とケーブル配線用のプラグ（Piping and Cabling Plug: PCP）から構成される。LSPとUSPの厚さはそれぞれ1.25 m、合計2.5 mである。床のコンクリート厚は2 mである。IFMIF設計と異なり、試験モジュールに関するPCPは使用しない。ターゲットアセンブリに関する1つのPCPのみ使用する。試験モジュールの配管及びケーブル配線は、側方から挿入される試験モジュール一体の遮蔽プラグを通して行われる。上部から試験セルにアクセスする場合は、LSPとUSPを取り外す必要がある。LSPはヘリウムによって強制冷却されるが、USPは冷却しない。このように上部の遮蔽プラグを2つに分割することにより、クレーンの最大重量負荷を小さくすることが可能である。なおUSPは138トン、LSPは99トン程度である。PCPの形状によりストリーミングが低減される。主にLSP及びUSPの生体遮蔽により、フルパワー運転時でも上部アクセスセル内の線量率が低くなるため、作業員の上部アクセスセルへのアクセスが可能である。試験モジュールは、側方から遮蔽プラグと一体の構造として挿入される。よって、ビームオフ中、上部の遮蔽プラグは試験モジュールと独立して操作することが可能である。

試験セルの最終的な気密は、上部の試験セルカバープレート及び側方の試験モジュール遮蔽プラグの屈曲部におけるガスケットによって得られる。IFMIFの上部の試験セルカバープレートを図4.4.2.2-2に示す。上部の試験セルカバープレートはA-FNSにおいてもIFMIFと同様である。また、試験モジュールは試験セルの側方から図4.4.2.2-3に示すように引き出さる。図4.4.2.2-2と同様に、図4.4.2.2-4に示すようにシーリングガスケットで気密を保つ構造とする。気密を実現するためのガスケット部は、遮蔽プラグの段差の部分に位置している。もしくはIFMIF設計と同様に側方にもカバープレートを追加する。ライナーとカバープレートは、最低で1 hPaの内部負圧に耐えるように設計されている。リチウムクエンチタンクは試験セルの床下の外側に配置されている。リチウムターゲットアセンブリからクエンチタンクへの出口配管は、インターフェース遮蔽プラグ（Interface Shielding Plug: ISP）を介して試験セルの床を貫通して設置される。リチウムの入口配管は別のISPを介して、試験セルの床を貫通して設置される。ビームダクトも、インターフェース遮蔽プラグを介して、試験セルの壁を貫通して設置される。リチウムの入口と出口配管とビームダクトのISPの構造はIFMIFと同様であり、これらを合わせて図4.4.2.2-1に示す。

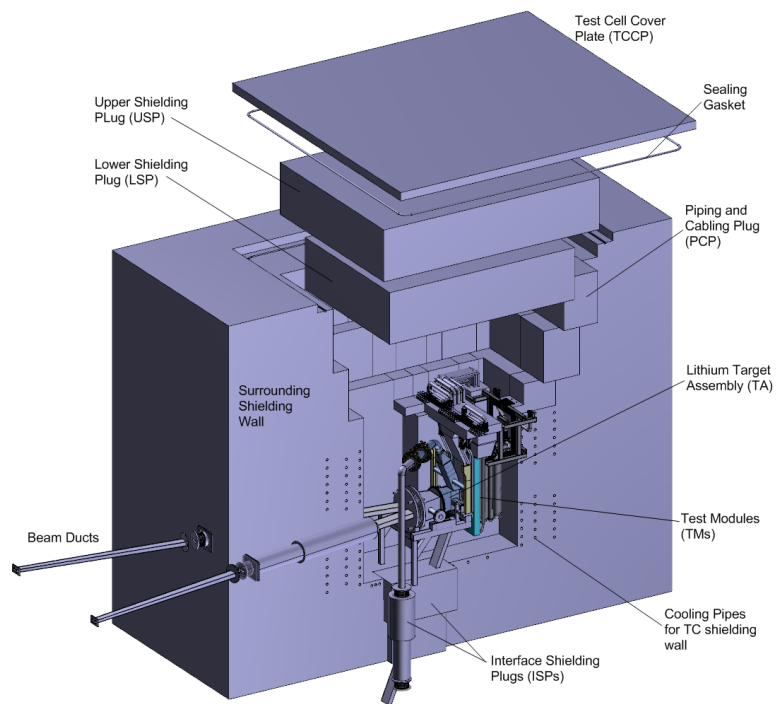


図4.4.2.2-1 試験セルの概念図 (IFMIF) [4.4.2-1]

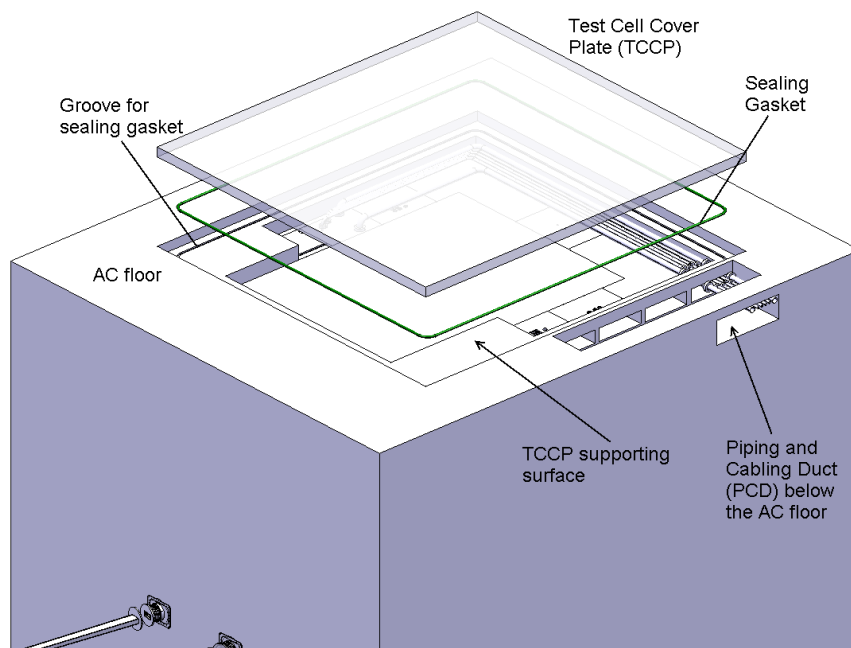


図4.4.2.2-2 試験セルの上部の気密保持の方法 (IFMIF) [4.4.2-1]

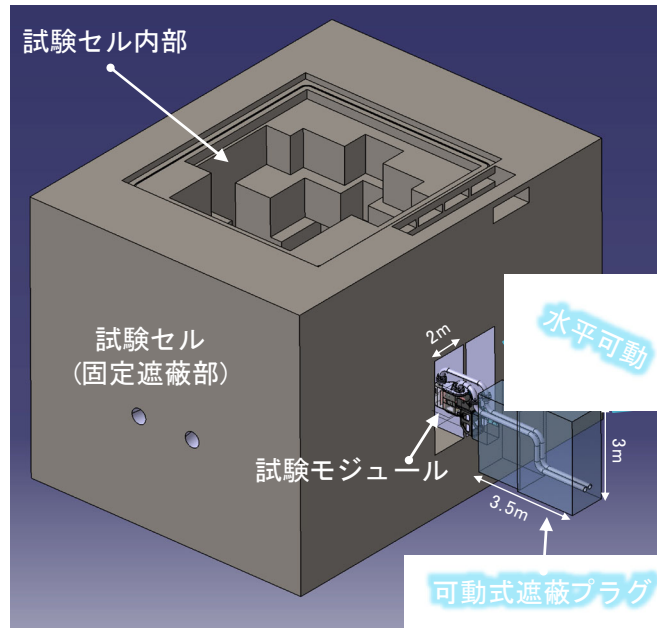


図4.4.2.2-3 A-FNS試験セルでの遮蔽プラグによる側方アクセスの方法

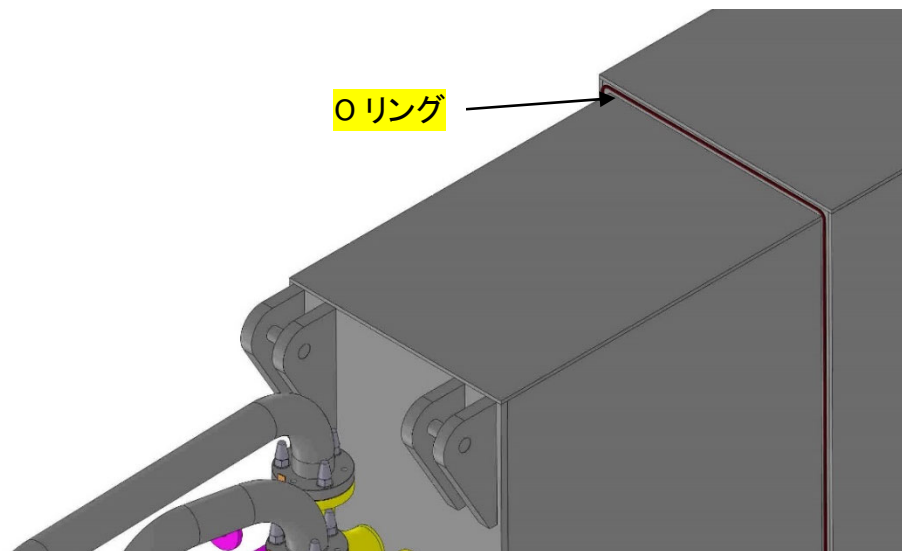


図4.4.2.2-4 試験セルの気密保持の構造

4.4.2.3 試験セル核的特性

- ・ライナーの核発熱、DPA、ヘリウム生成

試験セルライナーの核発熱、DPA、ヘリウム生成をモンテカルロ粒子輸送計算コードMCNP5及びd-Li線源コードMcDeLicious-11を用いて行った。ライナーの厚さは、IFMIFでの核発熱計算の場合と同様に10 mmとした。図4.4.2.3-1及び4.4.2.3-2に、試験モジュールを設置しない場合とした場合の核発熱の結果を示した。図4.4.2.3-3及び4.4.2.3-4に、試験モジュールを設置しない場合とした場合のDPAの結果を示した。図4.4.2.3-5及び4.4.2.3-6に、試験モジュールを設置しない場合とした場合のHe生成の結果を示した。試験モジュールを設置しない場合、リチウムターゲットにて発生した高エネルギー中性子が前方性を持って発生するために、下流正面の壁のビーム軸上部分の核発熱、DPA、He生成が非常に高くなる。試験モジュールを設置した場合は、試験試料及び試験モジュール筐体により中性子が散乱されるため、下流正面よりも、むしろ、

試験モジュールやターゲットアセンブリの構造体によって中性子が遮られない側方の壁の負荷が高くなる。

表4.4.2.3-1に、試験モジュールを設置した場合の、IFMIFとA-FNSの全核発熱量の比較を示した。IFMIFでは重陽子ビームの電流値が250 mAであり、一方A-FNSでは125 mAと半分であり、全核発熱量も概ね半分となっている。IFMIFとA-FNSでの試験モジュールの形状や設置位置の違いにより、IFMIFとA-FNSではモジュールデザインが違うため、A-FNSの中性子発生量はIFMIFの約半分であるにもかかわらず、IFMIFとほぼ同じ発熱となっている。なお全体の核発熱は光子による寄与がほとんどである。試験モジュールを設置した場合において、ライナーのDPA及びHe生成の最大値は、 1.8×10^{-2} dpa/fpy及び 1.7×10^{-1} appm/fpyであり、IFMIFの場合と同様に、ライナーの再溶接をすることは難しいと考えられる。試験モジュールを設置しない場合は、モジュールによって散乱されないため、0度方向の位置では局所的により高くなる。

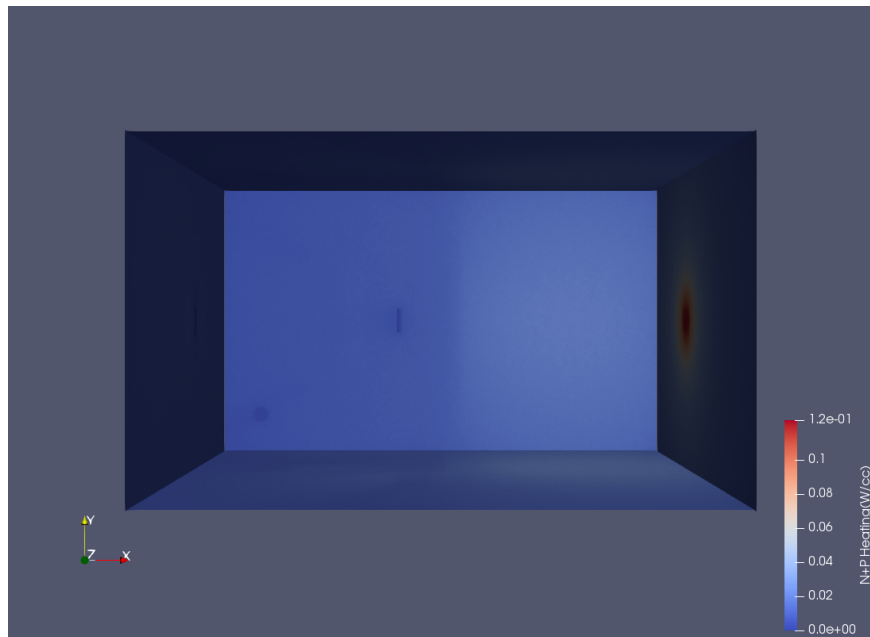


図4.4.2.3-1 試験セルのライナーの核発熱分布（試験モジュールなしの場合）

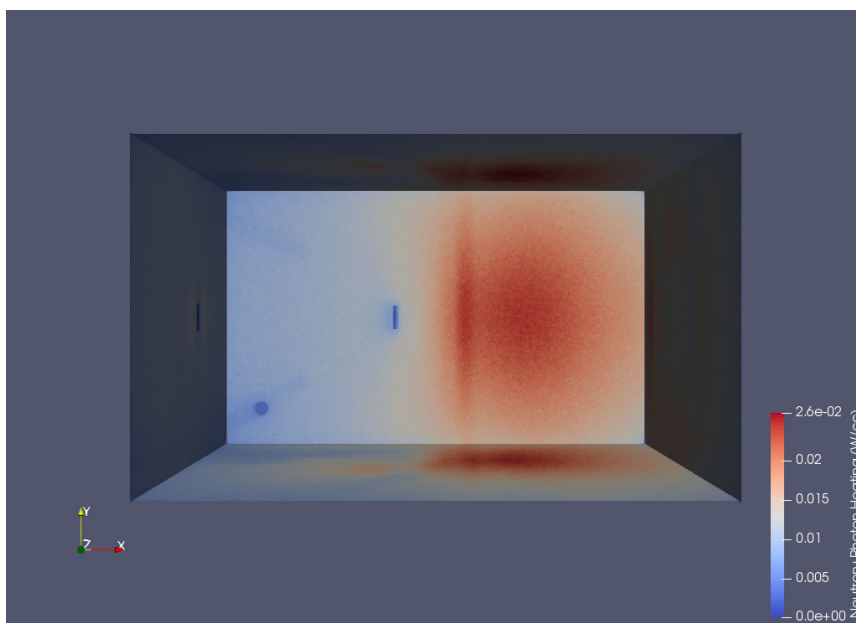


図4.4.2.3-2 試験セルのライナーの核発熱分布（試験モジュールありの場合）

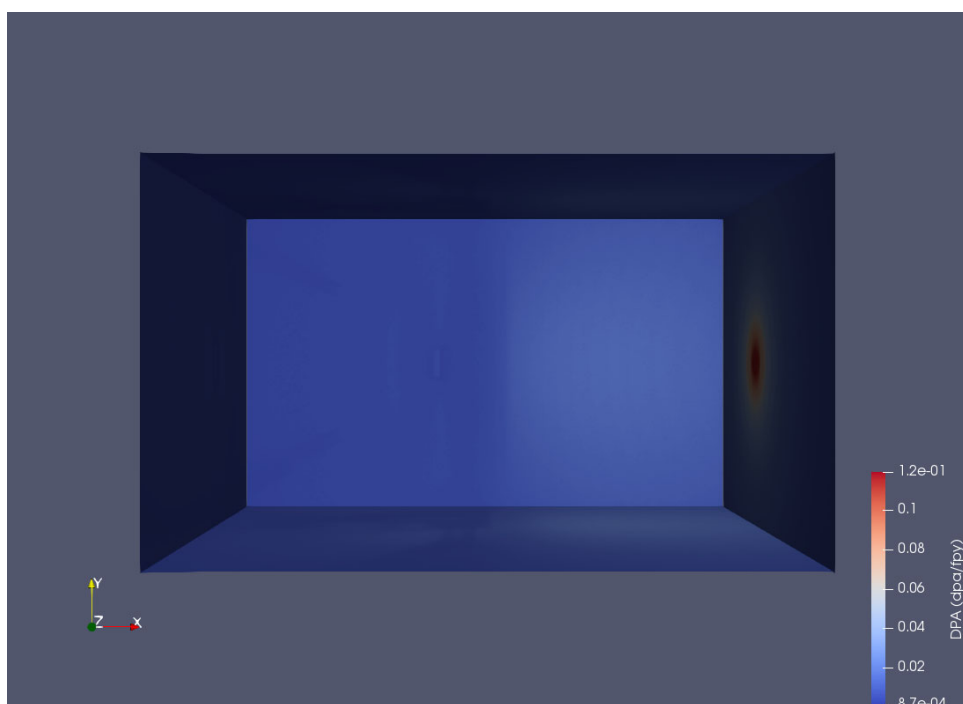


図4.4.2.3-3 試験セルのライナーのDPA分布（試験モジュールなしの場合）

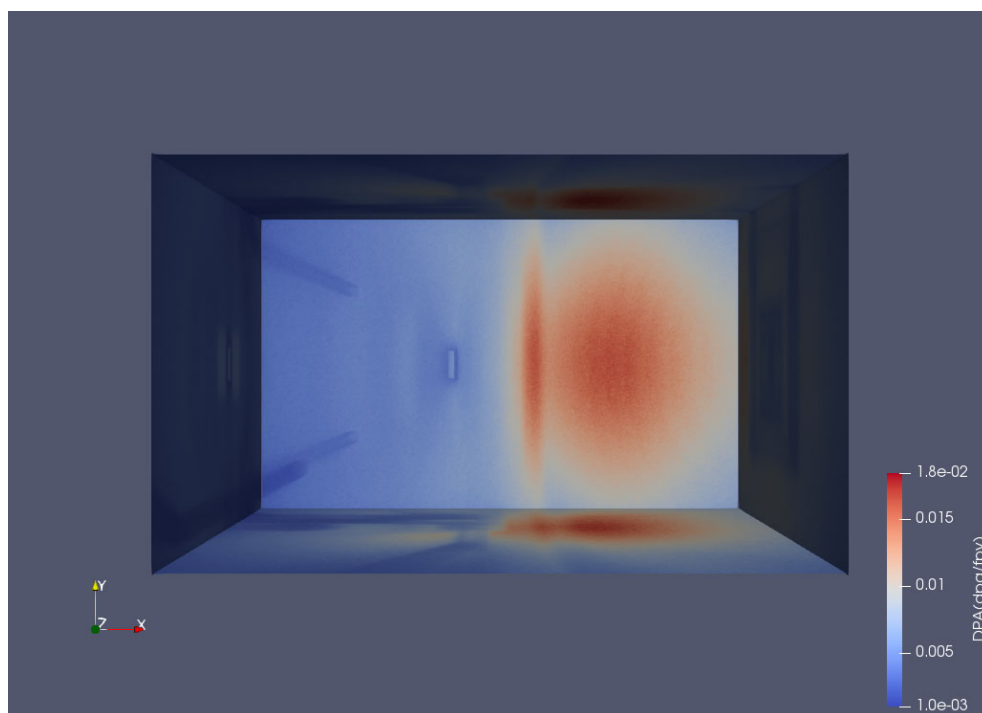


図4.4.2.3-4 試験セルのライナーのDPA分布（試験モジュールありの場合）

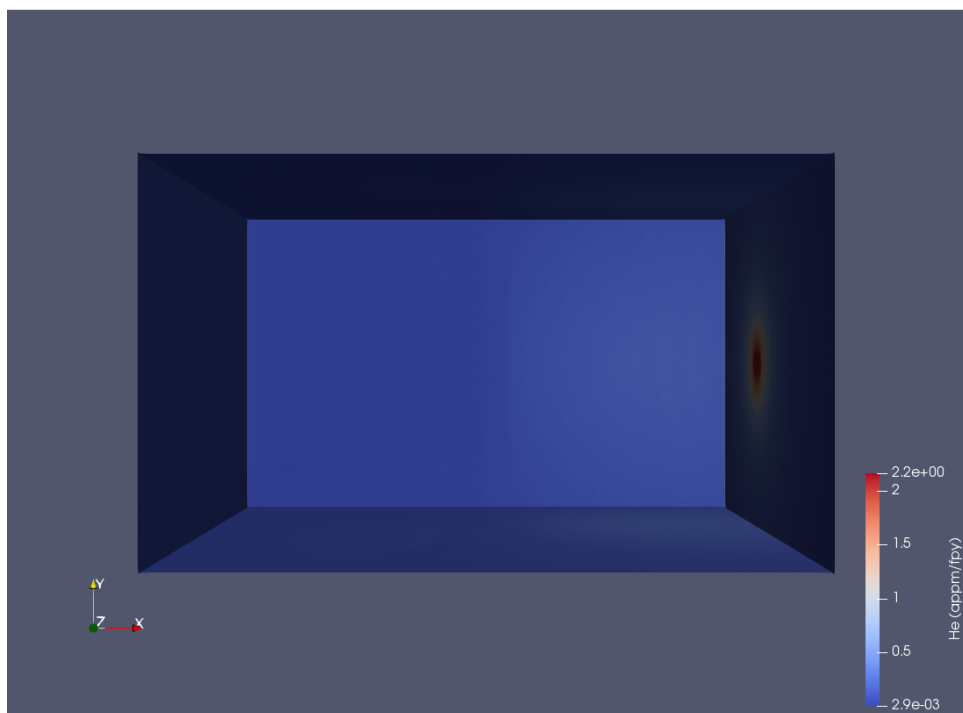


図4.4.2.3-5 試験セルのライナーのHe生成分布（試験モジュールなしの場合）

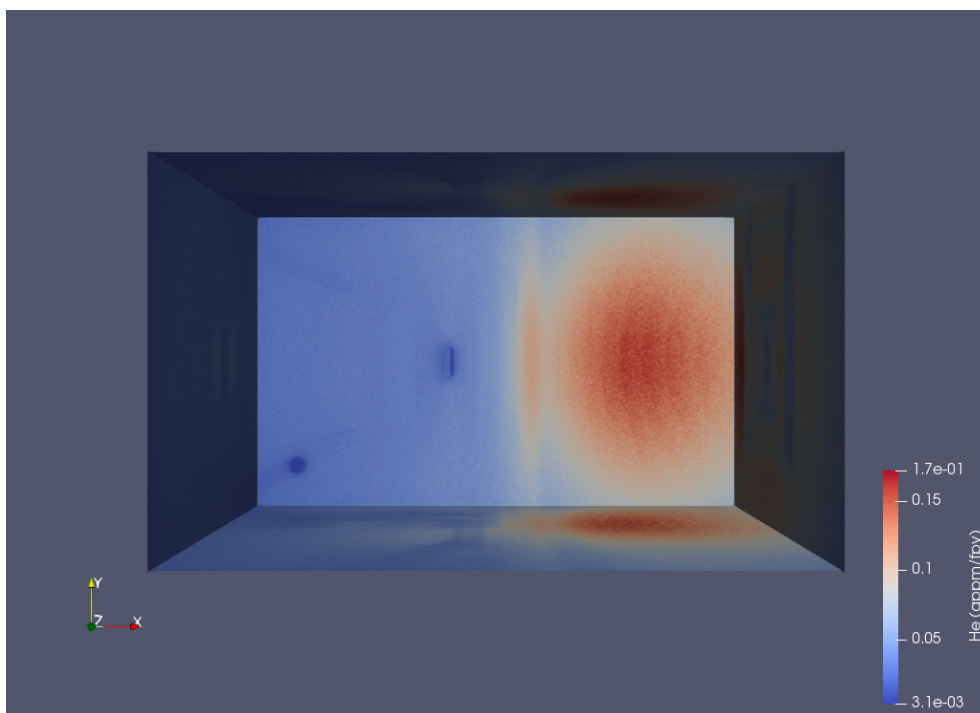


図4.4.2.3-6 試験セルのライナーのHe生成分布（試験モジュールありの場合）

表4.4.2.3-1 ライナーの核発熱の比較（試験モジュールありの場合）

核発熱	IFMIF [kW]	A-FNS [kW]	IFMIF に対する A-FNS の割合 [%]
中性子	0.85	0.87	103
光子	18	9.6	54
全核発熱	19	10	56

- ・コンクリートの核発熱

図4.4.2.3-7及び4.4.2.3-8に、試験モジュールなしの場合及びありの場合の試験セルの遮蔽コンクリートの核発熱分布を示す。コンクリートの深部では中性子及び光子が遮蔽され核発熱が小さくなるため、内壁から1 mの範囲における計算結果を示した。図4.4.2.3-9に、IFMIFでの試験セルの遮蔽コンクリートの深さ方向の核発熱分布を示した[4.4.2-1]。A-FNSの場合もIFMIFと同様に重コンクリートの使用を想定しているため、遮蔽コンクリートの深さ位置が増すにしたがって対数的に核発熱は減少する。また、IFMIF設計では非強制冷却における限度を 10^{-5} W/ccと想定しており、IFMIF同様にA-FNSでも内壁近傍の遮蔽コンクリートは冷却が必要である。ただし、IFMIF同様に、核変換量は小さいため、30年の照射試験の後であってもコンクリートの遮蔽性能に影響はない[4.4.2-1]。

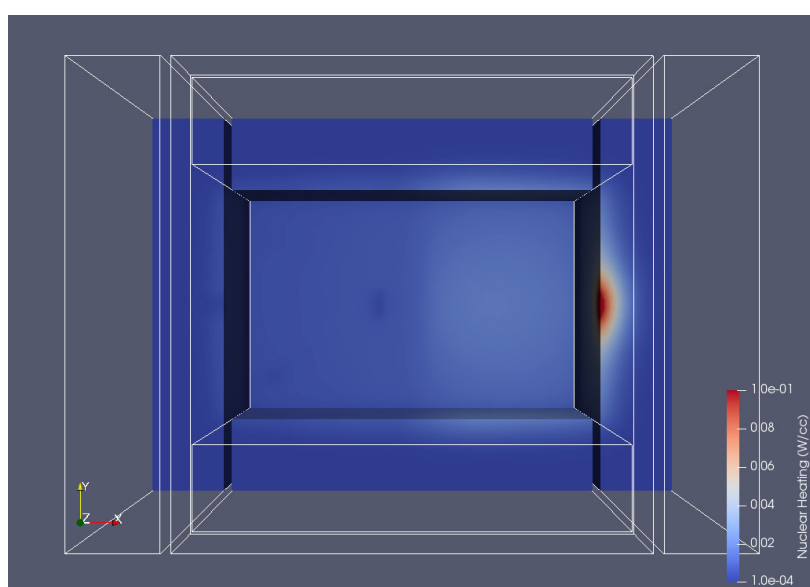


図4.4.2.3-7 試験セルの遮蔽コンクリートの核発熱分布（試験モジュールなしの場合）

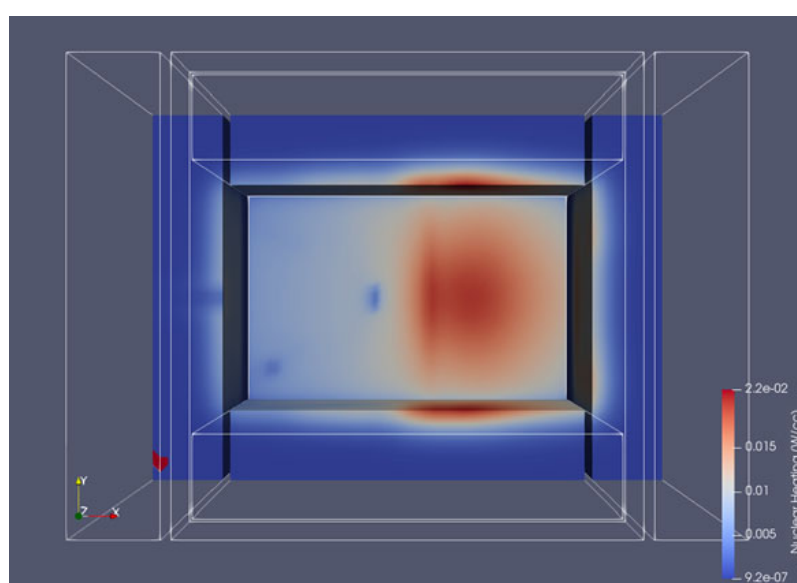


図4.4.2.3-8 試験セルの遮蔽コンクリートの核発熱分布（試験モジュールありの場合）

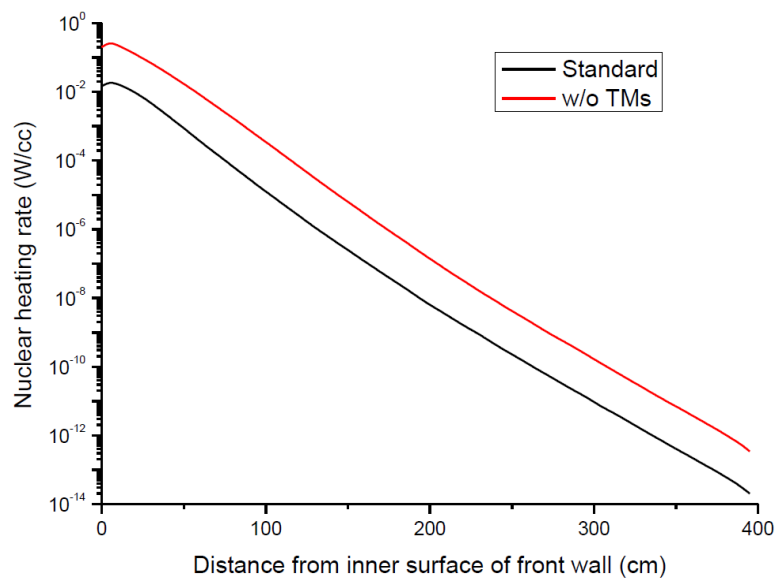


図4.4.2.3-9 試験セルの遮蔽コンクリートの深さ方向の核発熱分布[4.4.2-1]

・上部アクセスセルの線量評価

A-FNSの方が試験セルの大きさがやや大きいものの、上部アクセスセルの遮蔽構造はIFMIFとほぼ同じである。図4.4.2.3-10に、IFMIFでの上部アクセスセルの線量評価の解析結果を示す[4.4.2-1]。Case 0は上部の遮蔽プラグのギャップ幅がない場合、Case 1は2 cmのギャップ幅で40 cmの段差がある場合、Case 2は2 cmのギャップ幅で20 cmの段差がある場合である。Case 1では上部アクセスセルへのストリーミングが抑えられており、100 $\mu\text{Sv/h}$ 以下であるため限定的なアクセスが可能である。A-FNSにおいても上部アクセスセルは同様の設計とする。

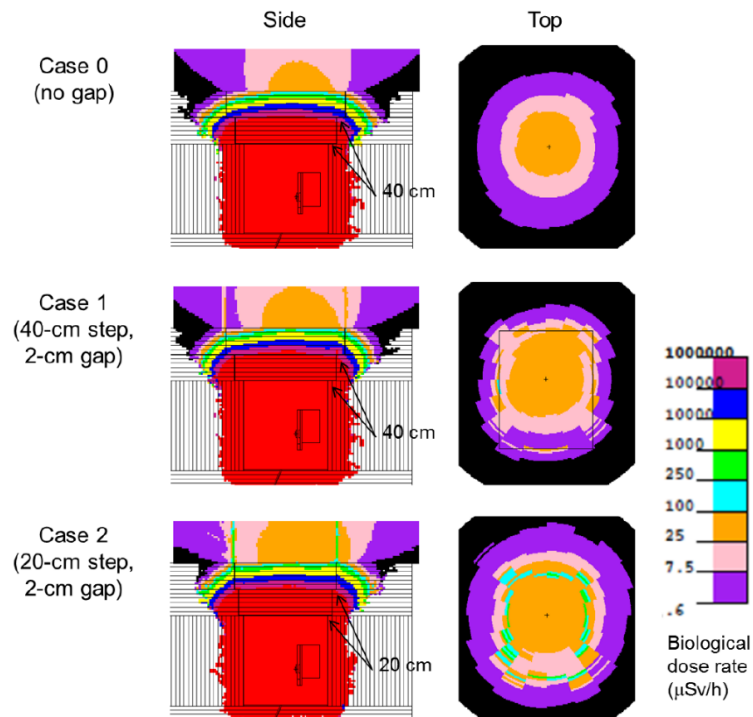


図4.4.2.3-10 IFMIFでの上部アクセスセルの運転中の線量評価[4.4.2-1]

IFMIFにおける上部アクセスセルについて、Top Shielding Plug: TSP (USPと同じ意味) を取り除いた場合の345日運転して停止から1日後の停止後線量の計算結果を図4.4.2.3-11に示す[4.4.2-1]。上部アクセスセルの多くの場所で $7.5 \mu\text{Sv/h}$ 以下であり、上部アクセスセルに常時アクセス可能であることが分かる。LSPの上部であっても、多くの場所で $100 \mu\text{Sv/h}$ である。A-FNSはIFMIFと比べてビーム電流が半分であり、試験セルや試験モジュールが異なるものの、放射化は概ね半分程度とみなすことができる考えられるため、IFMIFでの検討の線量を想定しておけば必要十分である。また、IFMIFにおける上部遮蔽プラグをオープンにした場合の水の吸収線量を図4.4.2.3-12に示す[4.4.2-1]。上部遮蔽プラグをオープンにした場合、上部アクセスセルでの線量は高く、 1 Gy/h を超える。人のアクセスはできないため、遠隔操作での作業となる。この点は、A-FNSにおいても同様である。

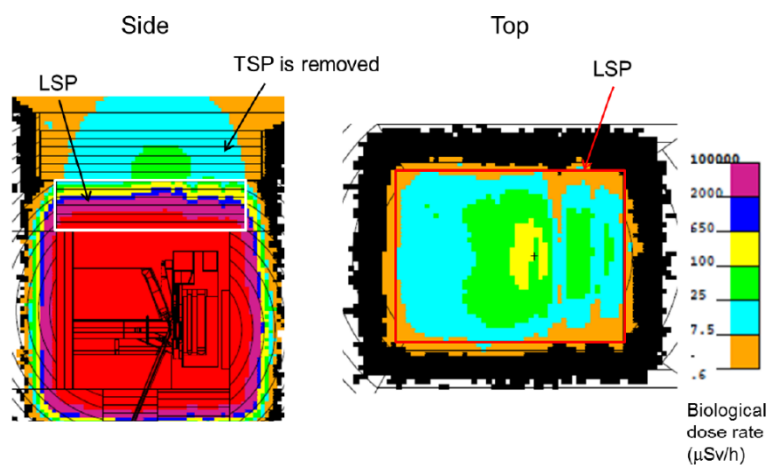


図4.4.2.3-11 IFMIFでの上部アクセスセルの停止後線量評価 (345日運転して停止から1日後) [4.4.2-1]

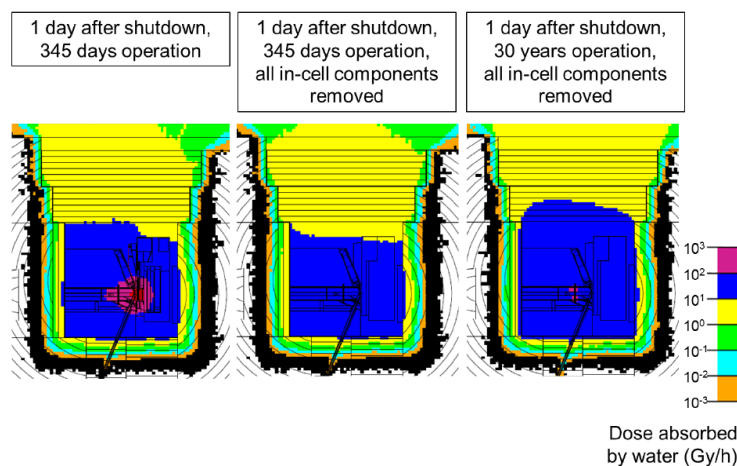


図4.4.2.3-12 IFMIFでの上部アクセスセルの水の吸収線量評価 [4.4.2-1]

・側方アクセスセルの線量評価

側方アクセスセルの線量に関しても上部アクセスセルと同程度の線量になると想定している。これは、上部の遮蔽コンクリートの厚さは 2.5 m であり、側方の遮蔽コンクリートの厚さが 3.5 m であることから、保守

的な評価である。ただし、側方の場合、遮蔽プラグを通してヘリウム配管や計装線が通るため、今後遮蔽プラグの詳細設計を実施したのち、詳細な遮蔽解析を実施する必要がある。

4.4.2.4 側方遮蔽プラグ

側方遮蔽プラグは試験モジュールを支持するとともに、上部の遮蔽プラグと同様に開口部に対する放射線遮蔽と試験セル内部の気密保持の役割を持つ。側方遮蔽プラグ中を、試験モジュールに必要な冷却ガス配管や計装線等が貫通している。側方遮蔽プラグは、試験モジュールと一体で、側方アクセスセルに引き出すことができる構造である。また、試験セル内壁と同様に、コンクリートをSS316L製のライナーで覆った構造とし、試験セル内の気密保持と、リチウム漏洩時にリチウムとコンクリートの反応を防ぐ役割を持つ。

4.4.2.4.1 基本要求

側方遮蔽プラグに対する基本要求を、以下に整理する。

- ① 放射線のストリーミングを低減するためのラビリンス構造を持つこと。
- ② 気密保持及びリチウム漏洩対策のために、コンクリートをライナーで覆った構造とすること。
- ③ ライナーとコンクリートの照射中の核発熱を、遮蔽プラグ内部に設置された水配管により冷却する機能を有すること。
- ④ 側方アクセスセルへの水平引き抜き可能な駆動部を有し、設置位置精度を確保できる構造とすること。
- ⑤ 試験モジュールに必要な電気計装やユーティリティを、遮蔽プラグを貫通して供給する配管や配線を有すること。
- ⑥ 遮蔽プラグは、片持ち構造により試験モジュールを支持できる構造とすること。
- ⑦ 製作性、コスト、気密保持性及び遠隔操作性を考慮した構造とすること。

4.4.2.4.2 基本概念

側方遮蔽プラグは、試験モジュールごとに異なる配管や配線を供給し、また照射位置ごとに異なる大きさを持つ。そこで、本節ではブランケット構造材料試験モジュールを想定した遮蔽プラグについて述べることにする。各部の大きさについては一例であり、また、各モジュール特有の機能に対応する構造については今後の検討を要する。

側方遮蔽プラグはラビリンス構造を持つようにし、側方アクセスセルへの放射線ストリーミングを低減させる。屈曲部の幅に関しては、今後、核解析による側方アクセスセルの線量計算からゾーニングを考慮して決定する。試験セルと側方遮蔽プラグ間の気密保持はシール材としてメタルOリングを用いて行う。交換の際に、遮蔽プラグは50トン天井クレーンで吊り上げて設置する。核発熱の除去のための側方遮蔽プラグ内部の冷却配管は、IFMIF/EVEDA事業で実施した遮蔽壁内部の冷却管配置設計を参考にして配置する。A-FNSでは、前述のように、全体としてはIFMIFの約半分の発熱が見込まれるが、局所的には試験モジュール配置などにも影響するため、別途熱設計が必要である。側方遮蔽プラグは、試験モジュールとともに側方アクセスセルへ引き出す必要があるが、その駆動はLM (Linear Motion)ガイドで保持して、ボールネジを用いて搬送する機構とする。配管は、側方アクセスセル側で接続して、遮蔽プラグを引き出す際に切り離す構造とする。

4.4.2.4.3 側方遮蔽プラグ構成機器と操作概要

側方遮蔽プラグの概念図を図 4.4.2.4-1 に示す。試験セルの気密は、放射線ストリーミング低減のために設けたラビリンス構造の屈曲部の段差面を利用して、 $\phi 10$ mm の SS316L メタル O リングを全周に設置することで気密を保持する。気密保持のシール部の詳細図を図 4.4.2.4-2 に示す。気密性を保持するためのメタル O リングの密着しろは 7 mm とする。

表 4.4.2.4-1 に機器リストを示す。試験モジュールは BSMTM を想定し、以下の配管が側方アクセスセル側において接続される。図 4.4.2.4-3 に、側方アクセスセル側の配管設置図を示す。

・モジュール冷却用ガス IN 配管	125A	1 本
・モジュール冷却用ガス OUT 配管	125A	1 本
・遮蔽プラグ水冷 IN 配管	50A	1 本
・遮蔽プラグ水冷 OUT 配管	50A	1 本
・モジュール計装線配管	80A	2 本

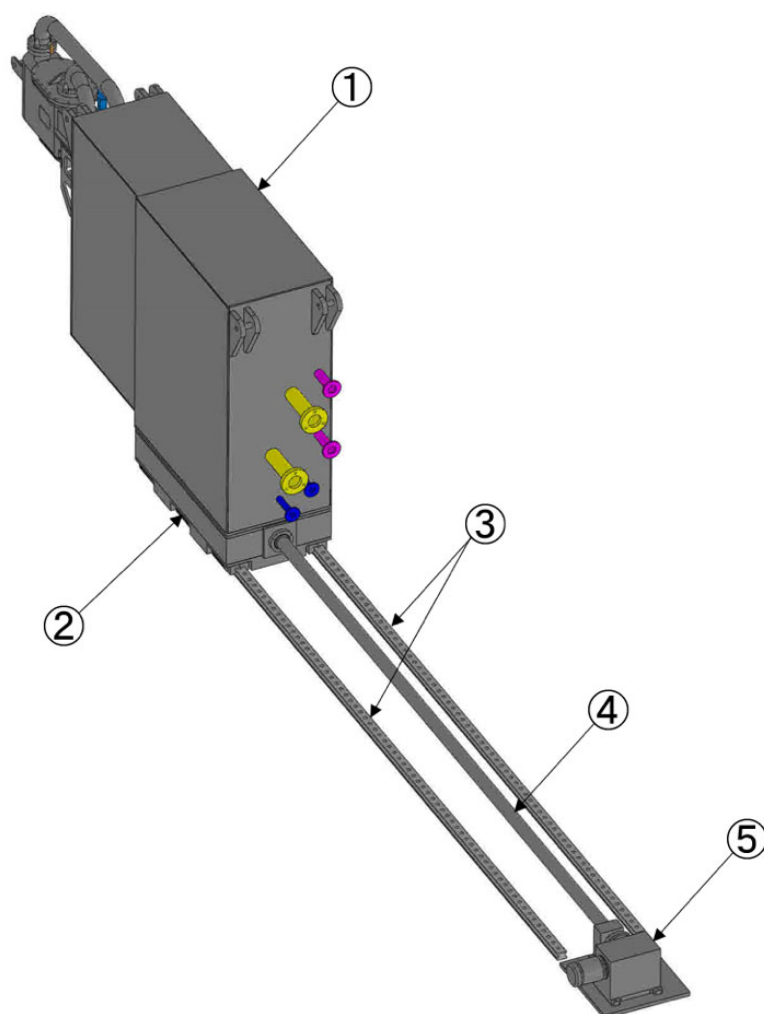


図 4.4.2.4-1 側方遮蔽プラグの全体図 (①：遮蔽プラグ、②搬送用台車、③：LM ガイド、④：ボールネジ、⑤：モーター付きウォーム減速機)

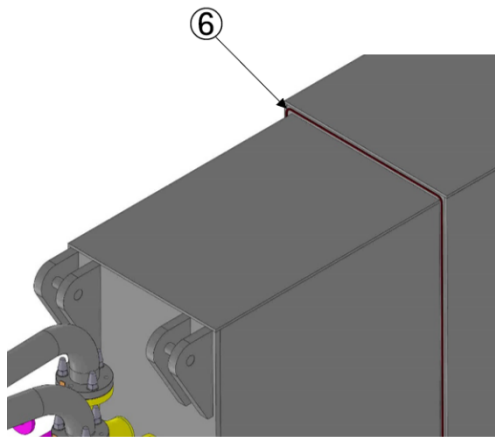


図 4.4.2.4-2 側方遮蔽プラグのシール部の詳細図 (⑥：O リング)

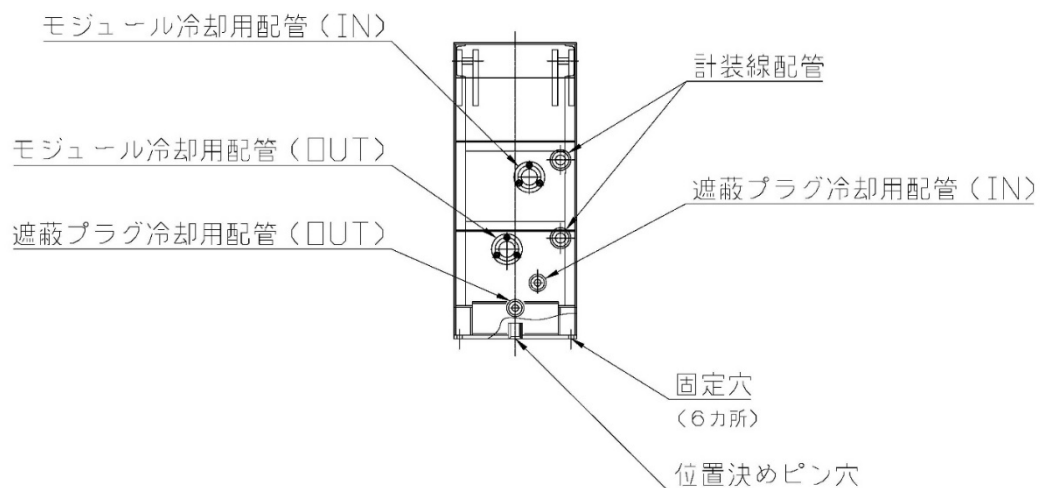


図 4.4.2.4-3 側方遮蔽プラグの側方アクセスセル側配管設置図

表 4.4.2.4-1 側方遮蔽プラグの機器リスト

No.	機器名称	数量
1	遮蔽プラグ	1
2	搬送用台車	1
3	LM ガイド	2
4	ボールネジ	1
5	モーター付きウォーム減速機	1
6	Oリング	1

側方遮蔽プラグの内部の配管配置検討図を図 4.4.2.4-4 に示す。配管配置は IFMIF 設計を参考にして、同等以上の配管を配置した。そのため、電流値が半分となる A-FNS では十分な冷却性能が見込まれるが、本検討では熱解析は実施していないため、今後冷却性能の詳細検討が必要である。

側方遮蔽プラグは総重量 32 トンであり、50 トン天井クレーンで吊り上げて設置する。図 4.4.2.4-5 に遮蔽プラグ設置の位置関係図を示す。側方遮蔽プラグを、モジュール遠隔保守用固定台からクレーンで移動させ、搬送用台車に遠隔保守機器で固定する。遮蔽プラグの搬送は、LM ガイドで保持しボールネジの推力で行い、

試験セルに挿入する。挿入後、側方アクセスセル側にて遠隔保守機器にて配管接続を行う。取り外しの際は、逆の手順で行う。LM ガイドの走行距離と耐荷重から THK 製の型番 SRG100LC 相当が適当と考えられ、また、ボールネジは $\phi 120$ mm、リード 25 mm の THK 製の型番 HBN12025K-14 相当が最適である。LM ガイドの摩擦係数を 0.3 として、ボールネジの推力を算出すると $415638 \text{ N} \cdot \text{m}$ であり、ボールネジ回転トルクは $1799.5 \text{ N} \cdot \text{m}$ となる。この回転トルクを生み出すウォーム減速機を選定するとマキシコー製の、型番 MAFP200B 相当で、出力トルクは $2260 \text{ N} \cdot \text{m}$ となる。この出力トルクを得られる型番から、モーター回転数 1800 rpm、減速比 1/200 の 2.2 kw ブレーキ付きモーターを使用したとすると、側方遮蔽プラグの引き出し距離 7000 mm を搬送させる時間は 31 分となるため、本方式により遮蔽プラグは容易に搬送が可能である。

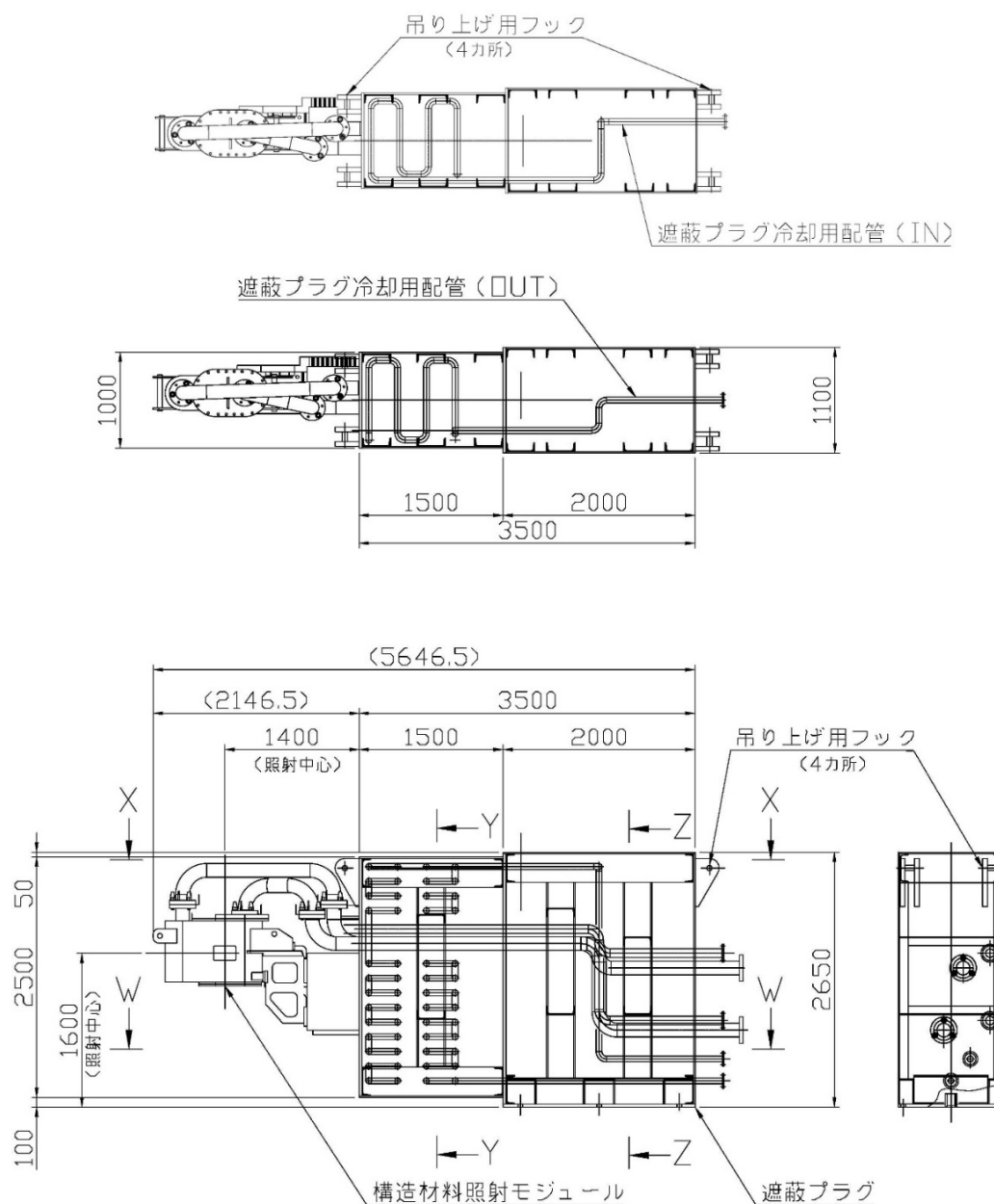


図 4.4.2.4-4 側方遮蔽プラグ内の水冷配管設置図

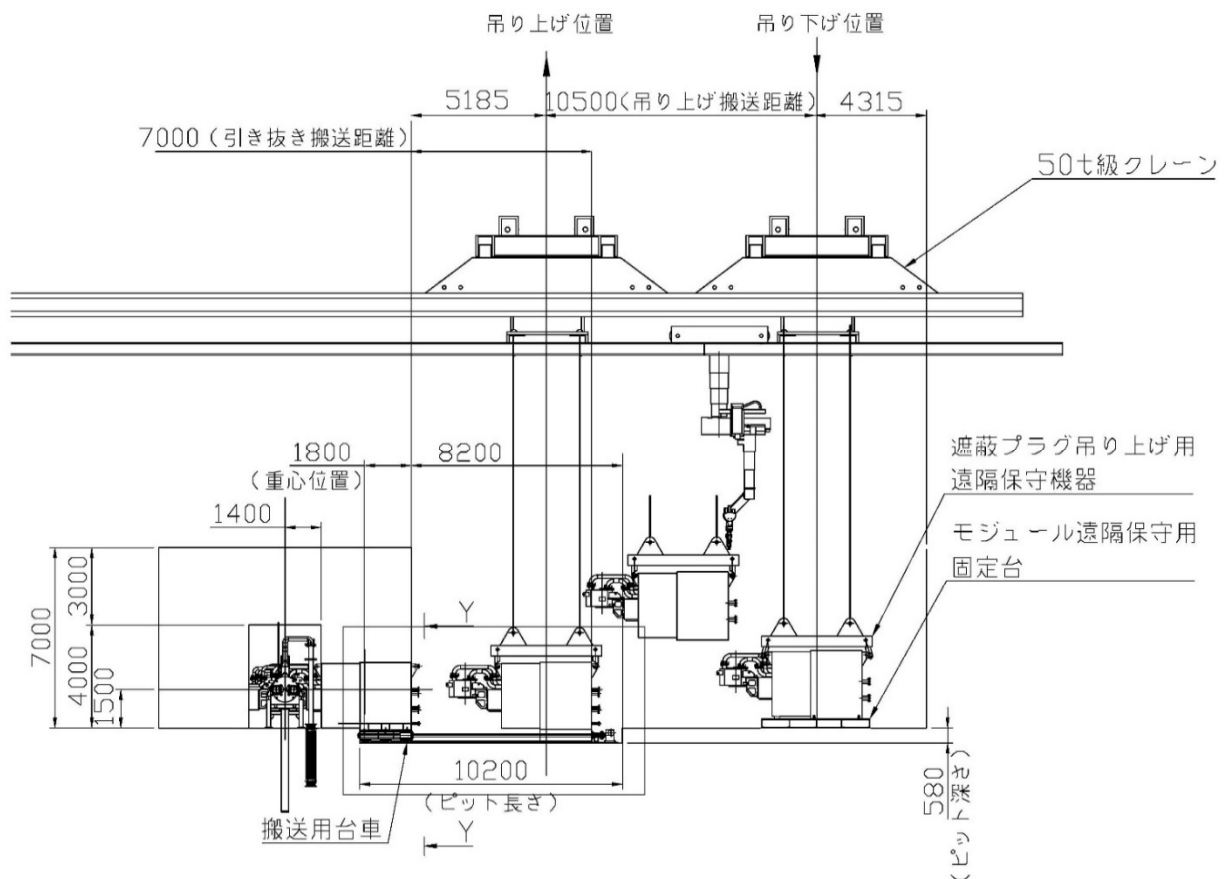


図 4.4.2.4-5 側方遮蔽プラグ設置の位置関係図

4.4.2.5 今後の課題

今後さらに検討が必要となる項目について列挙する。

- ・ 冷却のヘリウムガス等からリークがあり試験セルが加圧された場合の安全検討をする必要がある。
- ・ ライナー及びコンクリートの冷却配管構造の詳細検討を実施する必要がある。
- ・ 温度計、真空計、リチウム漏洩検出器、水漏洩検出器など、測定系の検討とその配置検討を実施する必要がある。
- ・ A-FNS体系での、運転中の線量評価及び停止後線量評価を実施する必要がある。
- ・ 試験セル内での熱対流の計算を実施する必要がある。
- ・ IFMIFと比べ試験セルが大きくなったために、2つの上部遮蔽プラグも重量が増した（USP/LPSはそれぞれ120/86トンから、138/99 トンに増加）。したがって上部遮蔽プラグの重量とクレーンについて検討する必要がある。

参考文献

- [4.4.2-1] IFMIF/EVEDA Integrated Project Team. "Design Description Document for the Test Cell, Access Cell, and Test Module Handling Cell PBS 2.1.0, 2.3.0, and 2.4.0". Technical Report. BA_D_23U2PL_v1_0. September 2013.

4.4.3 ブランケット構造材料試験モジュール

4.4.3.1 基本要件

ブランケット構造材料照射試験モジュール（構造材モジュール、BSMTM）は、原型炉ブランケット構造材料F82Hの核融合中性子照射による照射データを取得するためのモジュールである。核融合原型炉では、核融合中性子により、F82Hの中性子はじき出し損傷及び核融合中性子による核変換反応によりF82H中にヘリウムが生成されることにより、機械的特性が劣化することが懸念される。中性子はじき出し損傷、ヘリウム生成反応共に、高いエネルギーの中性子により多くの反応が生じるが、中性子はじき出し損傷は低いエネルギーの中性子でも反応が生じるのに対し、ヘリウム生成反応に関しては、低いエネルギーの中性子ではほとんど反応が生じず、例えば、 ^{56}Fe の場合で、ヘリウム生成反応のほとんどは、7 MeV以上の中性子により生じる。図4.4.1.1-1に核融合炉、核分裂原子炉、核破砕中性子源でのヘリウム生成量（He）と中性子はじき出し損傷(dpa)の比（He/dpa）を示す。核融合原型炉第一壁で、ヘリウム生成量（He）と中性子はじき出し損傷(dpa)の比（He/dpa）は約10である。核分裂原子炉の場合、ヘリウム生成量が小さく、核破砕中性子源の場合、ヘリウム生成量が大きい。原子炉で発生する中性子のエネルギーは約2 MeVであり、原子炉を用いた照射試験ではヘリウムの生成量は少なく、ヘリウム生成量と中性子はじき出し損傷の比は、核融合原型炉条件と大きく異なる。F82Hの中性子照射試験に関しては、これまで、主として原子炉を用いた照射試験が行われている。核融合原型炉建設判断のためには、核融合原型炉での中性子照射条件での特性評価が必須であり、A-FNSを用いて、F82Hの中性子照射試験を行う必要がある。原子炉照射により、F82Hの80 dpaまでの照射データを取得し、ベンチマークデータとし、A-FNS照射により、中性子はじき出し損傷20 dpaまでの初期工学データを2035年までに取得し、核融合原型炉建設判断に必要なデータを取得する。構造材モジュールBSMTMでは、アクションプランに基づき最優先照射データとして、F82Hに関する照射データを取得する。加えて、その他の構造材料に関する照射データに関しても、構造材モジュール内に設置するキャプセルにその他の構造材料を設置して照射データを取得する。A-FNSを用いて核融合中性子照射試験により取得するF82H照射データの基本要件仕様を表4.4.3.1-1に示す。

表 4.4.3.1-1 F82H 照射データの基本要件仕様

照射量	20 dpa, 5 dpa （照射モジュール内の勾配を 15%以内にすること）
照射温度	250℃、300℃、350℃、400℃、450℃、500℃、550℃ （温度の勾配を 10℃以内にすること）
試験項目	引張試験、CT 靱性試験、曲げ靱性試験
材質	母材、溶接材

構造材モジュール BSMTM は、中性子発生線源であるリチウムターゲットアセンブリに最も近い位置に設置し、高中性子場（中性子束 $5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s} \sim 5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ ）での照射試験を行う。構造材モジュールの基本設計条件は以下のとおりである。

- （１） 試験モジュールはハニカム型容器と円筒型キャプセルから構成される。
- （２） 円筒型キャプセルの周囲には電気ヒータが巻き付けられる。
- （３） ハニカム型容器と円筒型キャプセル間を、冷却のためにヘリウムガスが流れる。
- （４） 円筒型キャプセル内には、微小試験片、熱電対等が設置される。

- (5) 円筒型キャプセル内には、中性子照射時に微小試験片を所定の温度に保持するために、NaK等の液体金属が充填される。
- (6) 中性子による放射化のため、試験セル内には作業員が立ち入ることはできず、遠隔操作により微小試験片を試験セルから取り出す必要がある。
- (7) 運転停止後、試験セルの遮蔽プラグを取り外し、試験モジュールを試験セルから試験セルの周囲に設置されるアクセスセルへ搬送する。
- (8) 試験モジュールをアクセスセルから試験モジュール取扱施設へ搬送する。
- (9) 試験モジュール取扱施設にて、試験モジュールから試験片を取り出し、試験片を照射後試験 (PIE) 施設へ搬送する。
- (10) PIE 施設にて、照射後試験を行う。表 4.4.3.1-2 に照射後試験 (PIE) の試験項目、試験装置、用途を示す。PIE として、機械的特性評価、物理的特性評価、化学的特性評価、微細組織観察、寸法評価、非破壊検査等を行う。
- (11) PIE 施設にて新しい円筒型キャプセル内に照射後微小試験片及び新しい液体金属を充填し、キャプセルを試験モジュール取扱セルへ搬送する。
- (12) 試験モジュール取扱セル内で円筒型キャプセルを試験モジュールに設置する。
- (13) 試験モジュールを試験モジュール取扱セルから試験セルへ搬送し試験セル内に設置する。

材料評価の観点から、配置した1つの材料試験片が受ける照射量の勾配を10%以内、照射モジュール全体の照射量の勾配を15%以内にすることが求められている。そのためにはラケットアセンブリの中性子発生部(バックプレート)から離して設置することが有効であるが、距離を離すと試験片が受ける中性子照射量の減少及び照射期間の長期化が想定される。しかしたとえ中性子照射量が減少したとしても、材料評価の観点では正確なデータを得ることができるため、多少の中性子照射量を犠牲にしても、照射量の勾配を平坦化することに方針を定めた。そこで、ターゲットとブランケット構造材料照射試験モジュール(BSMTM)の間の距離を変数として、試験片が受ける照射量の感度解析を行った。

核解析結果を図 4.4.3-1 に示す。バックプレートと材料試験片の間の距離を 2 mm から 50 mm に広げると、中性子照射量は50%程度低下することが分かる。しかし、試験片が受ける中性子照射量の勾配は小さくなり、材料評価の観点からの勾配要求値 $\leq 15\%$ を満足することがわかった。

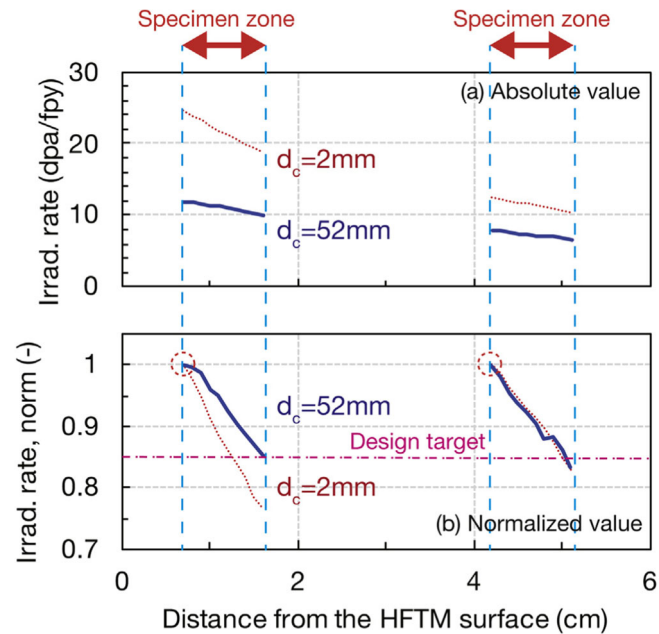


図 4.4.3-1 ブランケット構造材試験モジュールの試験片が受ける照射量: クリアランス $d_c = 2\text{ mm}$ と 52 mm の場合の比較。(a)照射量の絶対値、(b)ターゲット側の試験片表面の照射量の値で規格化した相対値（規格化点を点線丸印で示す）

表4.4.3.1-2 PIEの試験項目、試験装置、用途

作業区分	装置名	用途
機械的特性評価	引張試験装置	引張特性評価
	CT 靱性試験装置	破壊靱性評価
	曲げ靱性試験装置	破壊靱性評価
	サイクル疲労試験装置	疲労特性評価
	シャルピー衝撃試験装置	DBTT 評価
	クリープ試験装置	クリープ特性評価
	マイクロビッカース硬さ試験機	硬さ評価
	ナノインデンテーション試験機	硬さ評価
	万能試験機	強度試験全般
	レーザースポレーション干渉計	剥離強度評価
	ガス圧式破裂試験装置	管に内圧かけて破裂、疲労評価
	スモールパンチ試験装置	強度試験全般
	トルク試験装置	剪断特性評価
物理的特性評価	密度測定装置	密度評価
	熱伝導率測定装置	熱伝達率評価
	熱膨張率測定装置	線膨張率評価
	比熱測定装置	比熱評価
	繰り返し熱負荷試験装置	熱衝撃特性評価
	X 線回折装置 (XRD)	結晶構造評価
	磁気特性測定装置	B-H 曲線評価
	超音波式弾性率測定装置	ヤング率、剛性率、ポアソン比評価

研磨装置 洗浄装置 放電加工機 グローブボックス マッフル炉 真空炉 溶接機 イオンミリング 低エネルギースパッタ装置 プラズマクリーナー 真空蒸着装置	試験片調整 試験片洗浄、照射モジュール洗浄 試験片加工 試験片調整 熱処理 熱処理 Step 照射、再溶接性評価 微細組織観察試験片調整 微細組織観察試験片調整 微細組織観察試験片調整 微細組織観察試験片調整
--	--

4.4.3.2 基本概念

試験モジュールは、遠隔機器により試験セルからアクセスセルへ搬送される。アクセスセルは試験セルの上方若しくは側方へ設置される。遠隔保守性、汎用性、据付精度性等の観点から、アクセスセルを試験セル側方に設置し、試験セル側面の遮蔽体中に遮蔽プラグを設置し、試験モジュールと遮蔽プラグを一体化させて側方へ引き出すようにする。

本遠隔保守方式では、試験セル内における遠隔作業が発生しない大きなメリットがある。遮蔽プラグそのものを側方へ引き出すことから干渉のリスクが低く、カメラの設置も不要である。また、側方へ移動した試験セル内の作業空間が広く、耐放射性ガラスを設置し、高精度マニピレータによる遠隔操作の実現性も高い。

4.4.3.3 モジュール構成機器

図4.4.3.3-1に遮蔽プラグ一体型構造材モジュール構造材モジュールの概念図を示す。表4.4.3.3-1にBSMTMの構成機器及び役割を示す。構造材モジュールは照射キャプセルを設置する照射容器、照射容器にヘリウムガスを給排するヘリウムガス配管、照射容器を支持するための支持架台、照射容器と遮蔽プラグを接続するための接続構造体から構成される。

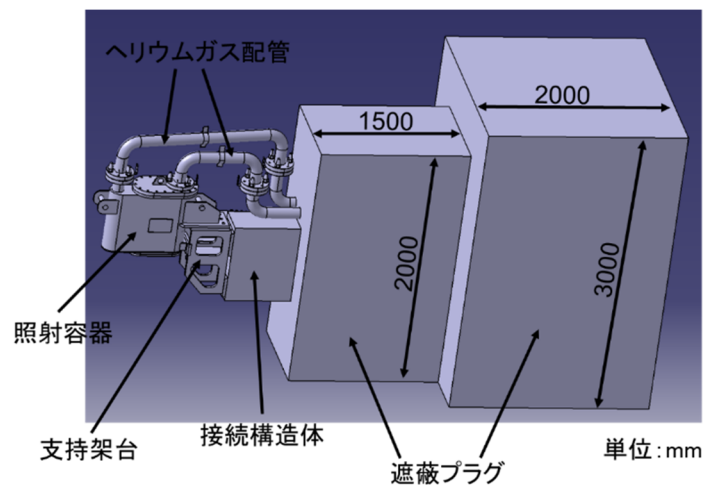


図4.4.3.3-1 遮蔽プラグ一体型構造材モジュール構造材モジュールの概念図

表4.4.3.3-1 構造材モジュールBSMTMの構成機器及び役割

構成機器	役割
照射容器	容器内に照射キャプセルを設置し、照射キャプセルを所定の位置に支持する。照射容器内には、核発熱や輻射熱からの徐熱、及び照射試験片の温度制御のために、ヘリウムガスを流す。
ヘリウムガス配管	照射容器にヘリウムガスを給排する。
支持架台	照射容器を支持する。照射容器と接続構造体とを接続する。
接続構造体	照射容器と遮蔽プラグとを接続する。
遮蔽プラグ	支持架台と接続構造体を介して、照射容器と一体化した構造とする。試験セル側壁内に埋め込み、BSMTM交換時には、照射容器と一体化しながら、水平方向に、側方アクセスセルに搬送する。

4.4.3.4 照射キャプセル設計条件

照射キャプセルの設計条件は以下のとおりである。

- (1) 照射キャプセルには、微小丸棒引張試験片、延性脆性遷移温度（ductile-brittle transition temperature, DBTT）、測定用微小（compact tension, CT）靱性試験片、き裂進展測定用微小曲げ靱性試験片を装填し、核融合中性子照射し、照射後、照射後試験（PIE）施設にて、機械強度試験を行う。図 4.4.3.4-1 に微小丸棒引張試験片の外観図、図 4.4.3.4-2 に DBTT 測定用微小 CT 靱性試験片の外観図、図 4.4.3.4-3 にき裂進展測定用微小曲げ靱性試験片の外観図を示す。
- (2) 表 4.4.3.4-1 に示す数量の F82H 微小試験片を装填する。同一キャプセル内に装填する微小試験片の種類は一種類とする。
- (3) 各微小試験片を 20 dpa、5 dpa の中性子はじき出し損傷量で照射する。同一キャプセル中の中性子はじき出し損傷量の勾配は 15%以内とする。
- (4) 各微小試験片を 250℃～550℃の照射温度で照射する。同一キャプセル中の温度勾配は±10℃以内で制御する。
- (5) 試験片の照射温度を計測するための温度測定器を設置する。
- (6) キャプセル内の温度勾配を平坦化させるために、キャプセル内には伝熱媒体を装填する。
- (7) 微小試験片を所定の照射温度で照射するために、キャプセルをシースヒータで加熱し、ヘリウムガスで冷却する。
- (8) キャプセルのみ、遠隔操作により照射容器から取出し可能とする。
- (9) キャプセルに装填した微小試験片は遠隔操作により取出して、照射後試験を行えるようにする。
- (10) 各微小試験片は、所定の照射量（20 dpa、5 dpa）に達するまでに、数回、キャプセルから取り出し、金相観察、硬さ試験等を行い、照射条件（照射温度、照射量）を確認する。照射条件を確認後、取り出した試験片をキャプセルに再装填し、所定の照射量まで照射する。所定の照射量まで照射後、照射後試験を行う。

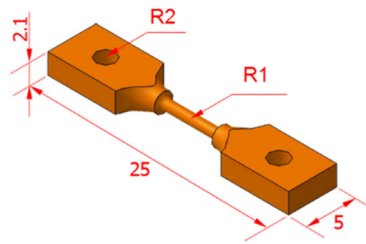


図4.4.3.4-1 微小丸棒引張試験片の外観図

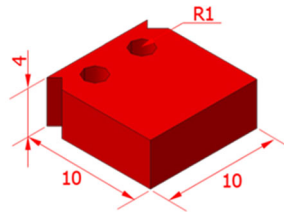


図4.4.3.4-2 DBTT測定用微小CT靱性試験片の外観図

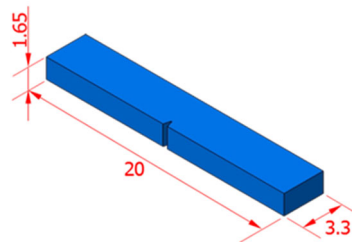


図4.4.3.4-3 き裂進展測定用微小曲げ靱性試験片

表4.4.3.4-1 F82H微小試験片仕様

試験片種類	材料	照射量	照射温度	本数
微小丸棒引張試験片	母材	20 dpa	300 °C	12本
			400 °C	12本
			500 °C	12本
		5 dpa	250 °C	12本
			300 °C	12本
			350 °C	12本
			400 °C	12本
			450 °C	12本
			500 °C	12本
			550 °C	12本
	溶接材	5 dpa	250 °C	12本
			300 °C	12本
			350 °C	12本
			400 °C	12本
			450 °C	12本
			500 °C	12本
			550 °C	12本

DBTT測定用微小CT靱性試験片	母材	20 dpa	300 °C	20本
			400 °C	20本
			500 °C	20本
		5 dpa	250 °C	20本
			300 °C	20本
			350 °C	20本
			400 °C	20本
			450 °C	20本
			500 °C	20本
			550 °C	20本
	溶接材	5 dpa	250 °C	20本
			300 °C	20本
			350 °C	20本
			400 °C	20本
			450 °C	20本
			500 °C	20本
			550 °C	20本
き裂進展測定用微小曲げ靱性試験片	母材	20 dpa	300 °C	20本
			400 °C	20本
			500 °C	20本
		5 dpa	250 °C	20本
			300 °C	20本
			350 °C	20本
			400 °C	20本
			450 °C	20本
			500 °C	20本
			550 °C	20本
	溶接材	5 dpa	250 °C	20本
			300 °C	20本
			350 °C	20本
			400 °C	20本
			450 °C	20本
			500 °C	20本
			550 °C	20本

4.4.3.5 照射キャプセル基本構造

上記4.4.3.4記載の設計条件を満足させる照射キャプセルとして、構造材モジュールには、円筒型キャプセルを装填する。図4.4.3.5-1及び図4.4.3.5-2に構造材モジュールに設置する円筒型照射キャプセルの鳥瞰図及び断面図を示す。円筒型照射キャプセルはハニカム型容器に設置される。図4.4.3.5-3にハニカム型容器の概念図を示す。図4.4.3.5-4にハニカム型容器に円筒型照射キャプセルを設置した断面図を示す。図4.4.3.5-5に照射キャプセルの基本構造概念図を示す。構造材モジュールに設置する円筒型照射キャプセルの特徴は以下のとおりである。

- (1) 照射キャプセルは円筒型キャプセル容器、微小試験片、微小試験片ホルダー、ヒータ、熱電対、温度履歴測定用 SiC 延び計、最高温度測定用溶融金属、断熱材から構成される。
- (2) 表 4.4.3.4-1 に示す F82H 微小試験片ごとに単一のキャプセルに装填する。

- (3) 円筒型キャプセル容器内には、試験片の照射温度を制御するために、伝熱媒体として、液体金属を充填する。
- (4) 円筒型キャプセル容器外側には溝加工し、シースヒータを設置する。
- (5) 円筒型キャプセル容器外側には上段部、中央部（ビームフットプリント部）、下段部に 3 対のシースヒータを設置する。
- (6) 上段部のヒータ及び下段部のヒータは、中性子による損傷を低減させるために、ビームフットプリントを避けるように設置する。上段部のヒータ導線は上端部から取り出し、下段部のヒータ導線は下端部から取り出す。
- (7) 中央部のヒータ導線 2 本は、1 本ずつ、上端部及び下端部から取り出す。
- (8) 上端部から取り出すヒータ導線は合計 3 本（上段部のヒータ導線 2 本、中段部のヒータ導線 1 本）、下端部から取り出すヒータ導線は合計 3 本（下段部のヒータ導線 2 本、中段部のヒータ導線 1 本）である。
- (9) 円筒型キャプセル内に、試験片のオンライン温度測定用 3 対式熱電対を 2 本設置する。上端部、下端部から各々 1 本取り出す。各々の熱電対用導線は 6 本であり、上端部、下端部から各々熱電対用導線を 6 本取り出す。
- (10) 上端部から取り出す導線は 9 本（ヒータ用導線 3 本、熱電対用導線 6 本）、下端部から取り出す導線は 9 本（ヒータ用導線 3 本、熱電対用導線 6 本）である。
- (11) 円筒型キャプセル容器はハニカム型容器に設置する。
- (12) 円筒型キャプセル容器とハニカム型容器の空間に冷却用のヘリウムガスを流す。

ハニカム容器に円筒キャプセルを挿入した二重管タイプであり、円筒キャプセル内外にはヒータ、熱電対、試験片及び試験片支持棒が配置されている。円筒型キャプセルのみを遠隔操作でハニカム容器から着脱できるよう設計する。図 4.4.3.5-6, 図 4.4.3.5-7, 図 4.4.3.5-8, 図 4.4.3.5-9 に円筒型キャプセルの概念図を示す。円筒型キャプセルの概念設計は以下のとおりである。

- ① ハニカム構造容器のハニカム部のピッチは 32 mm
- ② 円筒型キャプセル容器の内径は 16 mm
- ③ 円筒型キャプセル容器の肉厚は 1 mm
- ④ 円筒型キャプセル容器外側にヒータ設置用の溝加工を施工
- ⑤ ヒータの直径は 22 mm
- ⑥ 円筒型キャプセル容器の外径は 22 mm
- ⑦ ハニカム型容器内側 2 面の幅は 31 mm
- ⑧ ハニカム型容器の厚さは 1 mm
- ⑨ ハニカム型容器のピッチ幅は 32 mm
- ⑩ ハニカム型容器のハニカム部は一体型で加工
- ⑪ ヒータは円筒容器に深い溝を加工しておき、この溝にヒータを巻きつけ、ろう付けでヒータを埋め込む方法を採用
- ⑫ 円筒容器と上下部端栓は溶接によるシール構造
- ⑬ 充填材充填ノズルはスウェージロックのユニオンで閉止する構造
- ⑭ 充填材は NaK 合金等を想定し、内圧の上昇を吸収するために 30 mm の空間を設置
- ⑮ 内圧を逃すための安全対策としてラプチャーディスクを設置
- ⑯ ラプチャーディスクの外径は 18 mm

- ⑰ 多対式熱電対は上下部端栓それぞれから1式ずつ取り出す構造
- ⑱ 上下端部にセラミック製断熱材を設置

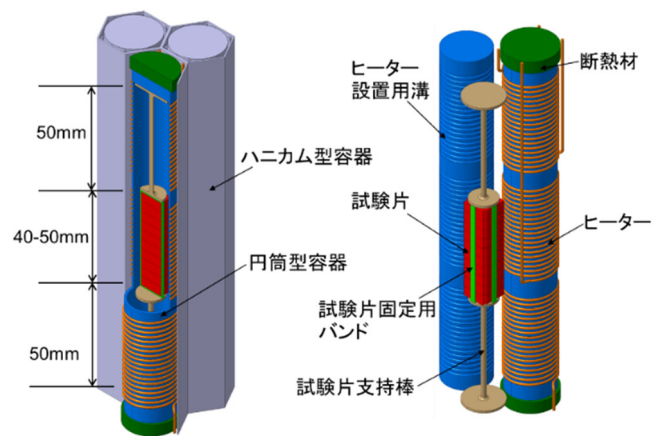


図4.4.3.5-1 構造材モジュールに設置する円筒型照射キャプセルの鳥瞰図

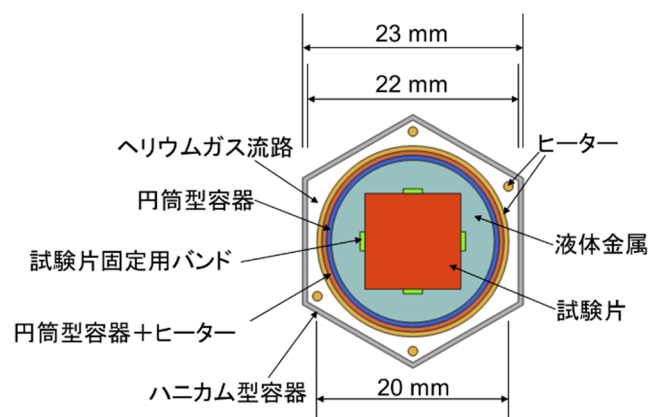


図4.4.3.5-2 構造材モジュールに設置する円筒型照射キャプセルの断面図

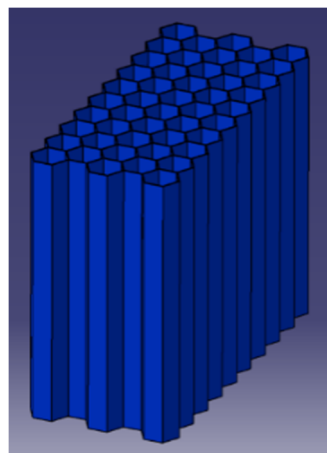


図4.4.3.5-3 ハニカム型容器の概念図

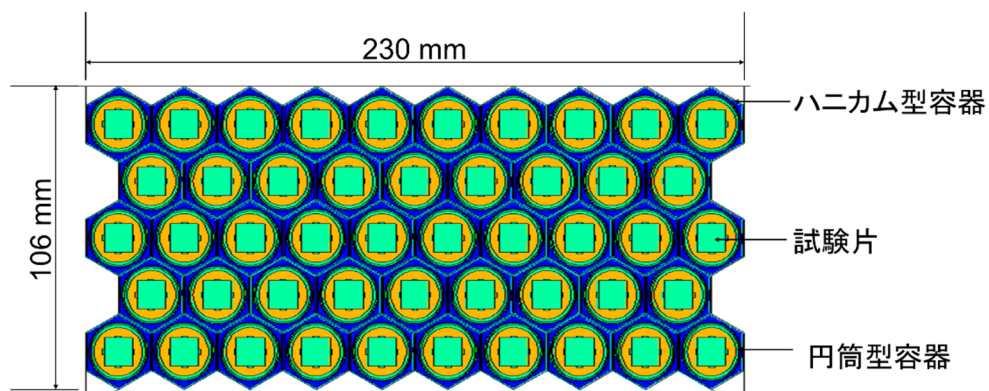


図4.4.3.5-4 ハニカム型容器に円筒型照射キャプセルを設置した断面図

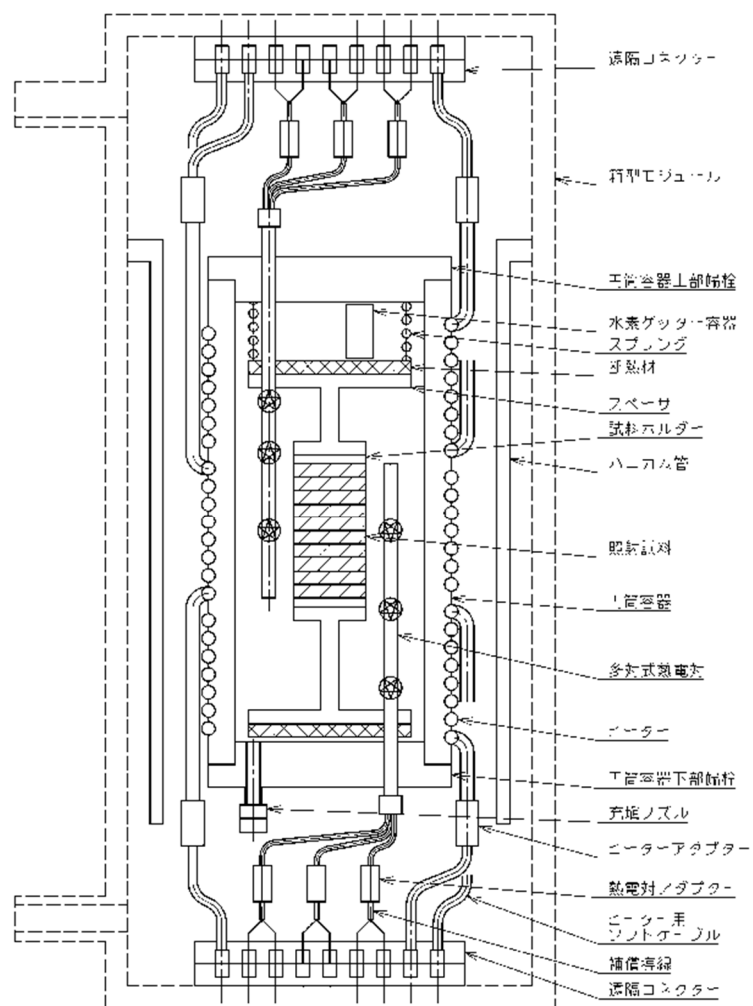


図4.4.3.5-5 照射キャプセルの基本構造概念図

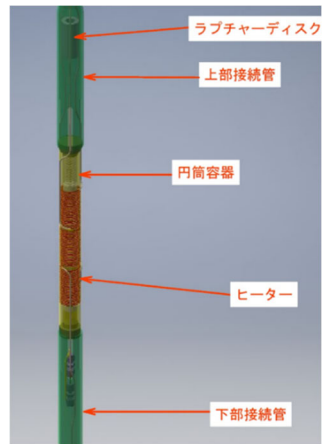


図4.4.3.5-6 円筒型キャプセルの概念図

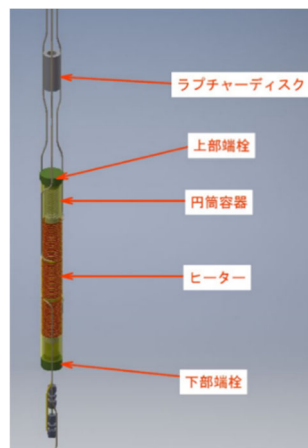


図4.4.3.5-7 円筒型キャプセルの概念図

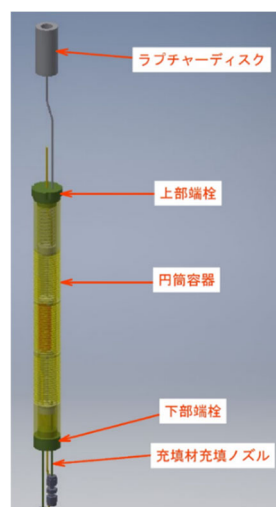


図4.4.3.5-8 円筒型キャプセルの概念図

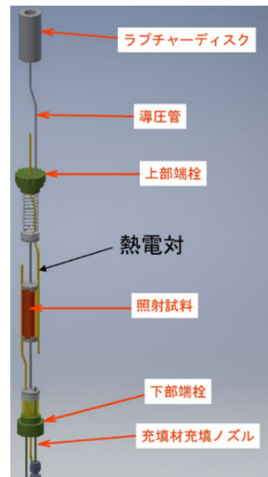
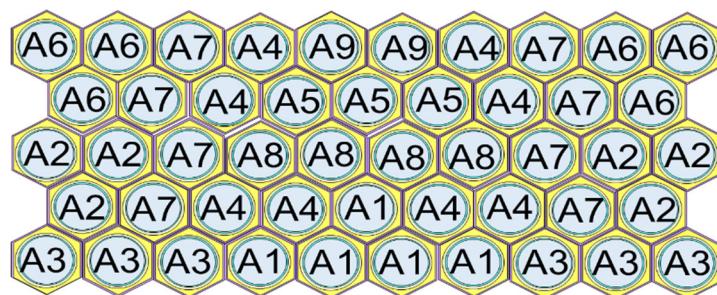


図4.4.3.5-9 円筒型キャプセルの概念図

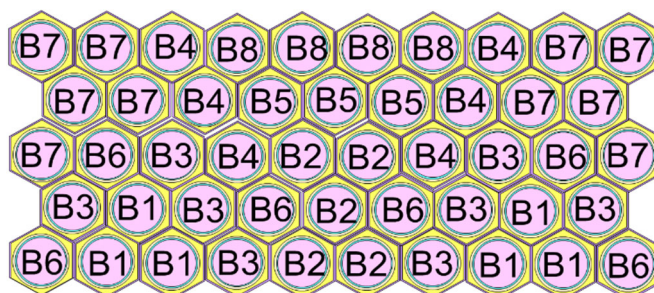
4.4.3.6 照射シナリオ

表4.4.3.4-1に示す各試験片の照射温度に対し、照射温度250 °C～400 °Cの試験片用キャプセルと400 °C～550 °Cの試験片用キャプセルとを別個の照射容器に装填する。照射温度250 °C～400 °Cの試験片用キャプセルに関しては低温試験用照射容器に、照射温度400 °C～550 °Cの試験片用キャプセルに関しては高温試験用照射容器に装填する。低温試験用照射容器と高温試験用照射容器の2体を交互に取り替えながら照射試験する。図4.4.3.6-1に低温試験用照射容器に装填する試験片の材質、はじき出し損傷の設計値、照射温度（設計温度）、図4.4.3.6-2に高温試験用照射容器に装填する試験片の材質、はじき出し損傷の設計値、照射温度モジュールの照射温度（設計温度）を示す。各々のキャプセル内の温度勾配は±10 °C以内とする。設計温度及び温度勾配を満足させるように、ヒータ仕様、ヘリウムガス仕様、伝熱媒質仕様を設計する。表4.4.3.6-1に照射計画を示す。1サイクルは2/3 fpyであり、所定の照射量に達するまでに照射条件の確認のために、1～2回の頻度でキャプセルを取り出し、検査を行う。検査では、硬さ試験、金相観察、温度測定、の伸び試験片による温度評価、溶融金属による温度評価等を行う。検査後、試験片を再照射し、所定の照射量で照射後、引張試験、破壊靱性試験を行う。



キャプセル番号	材質	はじき出し損傷(dpa)	照射温度(°C)
A1	母材	20	300
A2	母材	5	250
A3	母材	5	300
A4	母材	5	350
A5	母材	5	400
A6	溶接材	5	250
A7	溶接材	5	300
A8	溶接材	5	350
A9	溶接材	5	400

図4.4.3.6-1 低温試験用照射容器に装填する試験片の材質、はじき出し損傷の設計値、照射温度



キャプセル番号	材質	はじき出し損傷(dpa)	照射温度(°C)
B1	母材	20	400
B2	母材	20	500
B3	母材	5	450
B4	母材	5	500
B5	母材	5	550
B6	溶接材	5	450
B7	溶接材	5	500
B8	溶接材	5	550

図4.4.3.6-2 高温試験用照射容器に装填する試験片の材質、はじき出し損傷の設計値、照射温度

表 4.4.3.6-1 照射計画

照 射 量 (dpa)	照 射 温 度 (℃)	照射期間 (cycle)						
		1	2	3	4	5	6	7
20	300	A1	検査	A1	検査	A1	PIE	
	400		B1	検査	B1	検査	B1	PIE
	500		B2	検査	B2	検査	B2	PIE
5	250	A2	検査	A2	PIE			
	300	A3	PIE					
	350	A4	PIE					
	400	A5	PIE	A5	PIE			
	450		B3	PIE				
	500		B4	検査	B4	PIE		
	550		B5	検査	B5	PIE		
	250	A6	検査	A6	PIE			
	300	A7	検査	A7	PIE			
	350	A8	検査	A8	PIE			
	400	A9	検査	A9	PIE			
	450		B6	検査	B6	PIE		
	500		B7	検査	B7	PIE		
	550		B8	検査	B8	PIE		

4.4.3.7 照射キャプセル核的特性

ターゲットアセンブリ後壁から円筒型照射キャプセル表面までの距離をパラメータとして、試験片の中性子はじき出し損傷量を計算した。図4.4.3.7-1にキャプセル表面からの距離を関数とした中性子はじき出し損傷量を示す。ターゲットアセンブリ後壁表面から円筒型照射キャプセル表面までの距離を2 mm, 22 mm, 52 mmとして計算した。横軸はキャプセル表面からの距離、縦軸は1年間連続して照射した場合の中性子はじき出し損傷量(dpa/fpy)である。ターゲットアセンブリ後壁から円筒型照射キャプセル表面までの距離が長くなるにしたがって、中性子はじき出し損傷量の勾配は小さくなる。照射実験条件を明確にするために、同一キャプセル内の中性子はじき出し損傷量の勾配は小さくなるのが、設計条件として要求されている。加えて、遠隔操作による試験モジュール交換の観点から、ターゲットアセンブリ後壁から試験モジュール間に数cmの空間を設ける必要があり、照射キャプセルをターゲットアセンブリ後壁から5 cmの位置に設置し、キャプセル毎の中性子はじき出し損傷量を計算した。図4.4.3.7-2、図4.4.3.7-3、図4.4.3.7-4、図4.4.3.7-5、図4.4.3.7-6に、照射キャプセルをターゲットアセンブリ後壁から5cmの位置に設置した場合の中性子はじき出し損傷量、ヘリウム生成量、ヘリウム生成量とはじき出し損傷量の比、中性子核発熱、ガンマ線核発熱の分布図を示す。各キャプセル中の数値は、キャプセル毎の平均値である。1年間連続して照射した場合、最大値は10 dpa/fpyとなり、稼働率100%ならば積算2年間の照射により、目標値の20 dpaを達成できる。

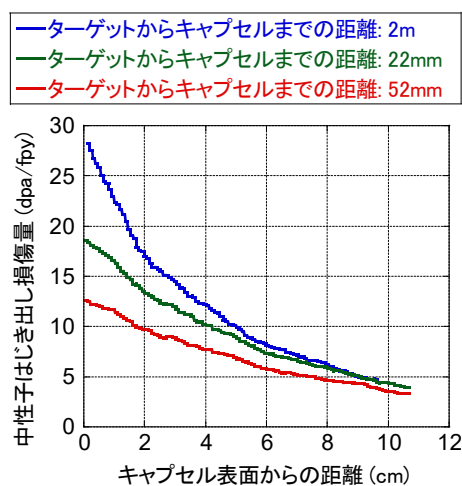


図4.4.3.7-1 キャプセル表面からの距離を関数とした中性子のはじき出し損傷量

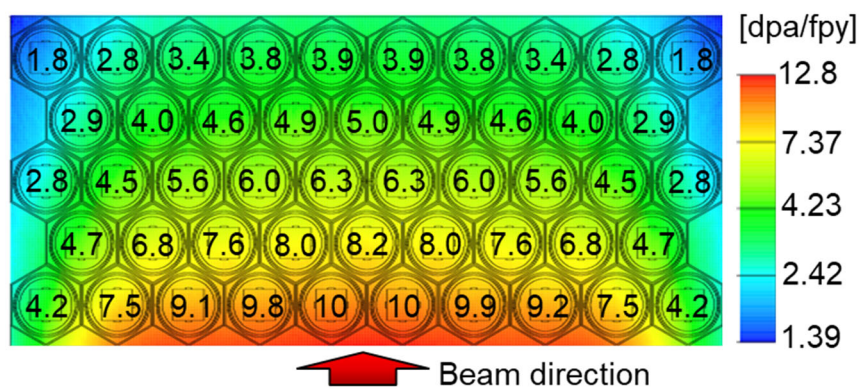


図4.4.3.7-2 照射キャプセルをターゲットアセンブリ後壁から5 cmの位置に設置した場合の中性子のはじき出し損傷量の分布図

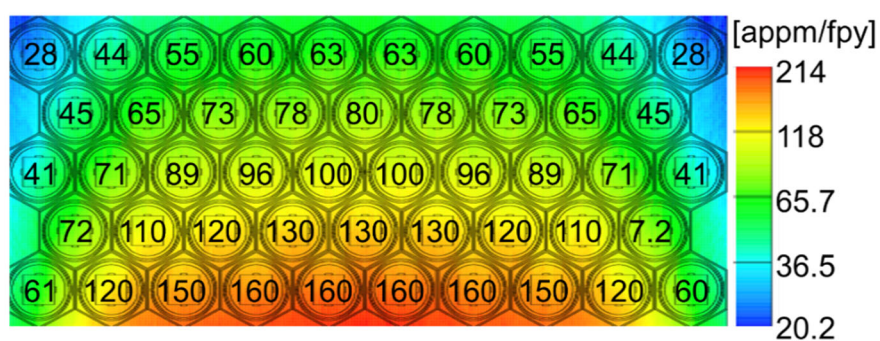


図4.4.3.7-3 照射キャプセルをターゲットアセンブリ後壁から5 cmの位置に設置した場合のヘリウム生成量の分布図

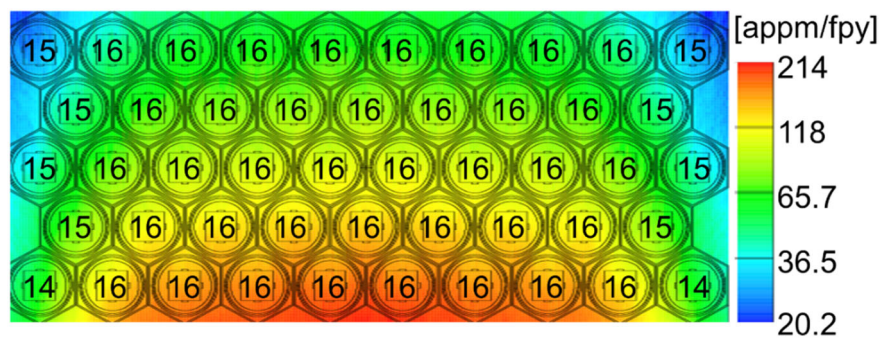


図4.4.3.7-4 照射キャプセルをターゲットアセンブリ後壁から5 cmの位置に設置した場合のヘリウム生成量とはじき出し損傷量の比の分布図

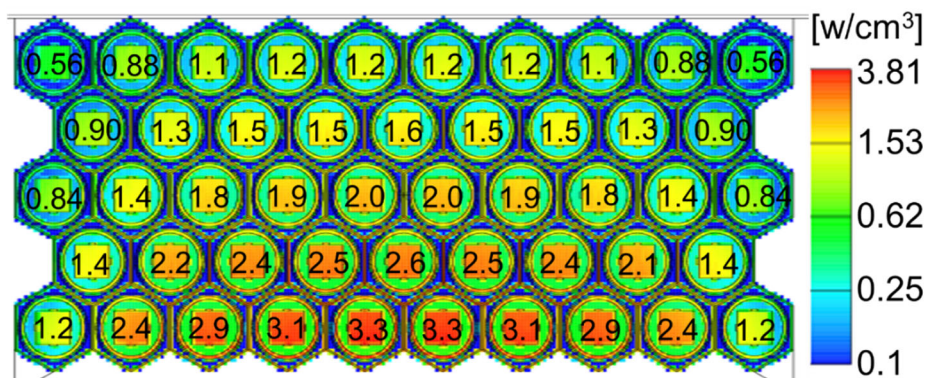


図4.4.3.7-5 照射キャプセルをターゲットアセンブリ後壁から5 cmの位置に設置した場合の中性子発熱率の分布図

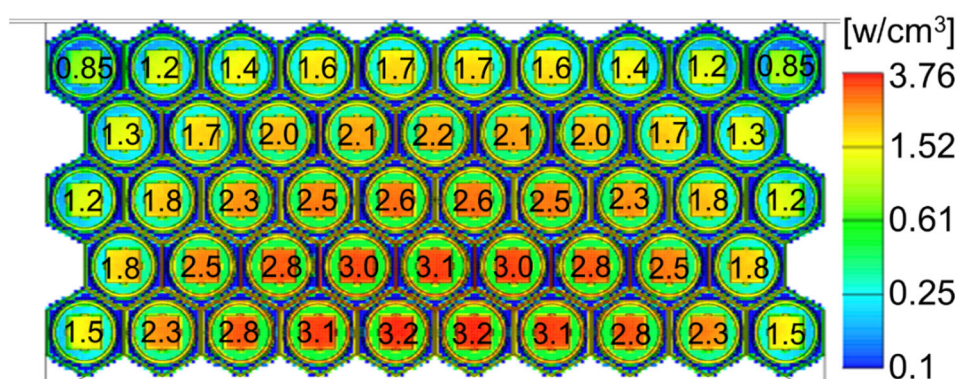


図4.4.3.7-6 照射キャプセルをターゲットアセンブリ後壁から5 cmの位置に設置した場合のガンマ線発熱率の分布図

4.4.3.8 照射キャプセル温度特性

4.4.3.8.1 解析方法

照射温度条件を満足させるヒータ及びヘリウムガス仕様を算出し、照射温度条件の達成可能性を確認することを目的として、3次元熱解析を行った。3次元FEMコードANSYS19.0を用いて、3次元熱解析を行い、照射キャプセルの温度特性を評価した。図4.4.3.8-1及び図4.4.3.8-2に計算対象キャプセルを示す。図4.4.3.8-1及び図4.4.3.8-2はハニカム円筒型キャプセル全体の水平断面図である。本解析では、隣接する3体の円筒型キャプセルを対象として、熱解析を行った。2ケース解析を行い、ケース1では図4.4.3.8-1に示す低温照射用キャプセル、ケース2では図4.4.3.8-2に示す高温照射用キャプセルを対象として解析を行った。表4.4.3.8-1に各キャプセルの照射温度を示す。図4.4.3.8-3～図4.4.3.8-8にANSYSの幾何形状図を示す。CATIAデータを変換し、ANSYSの形状データを作成した。図4.4.3.8-9～図4.4.3.8-11にANSYSのメッシュ形状図を示す。キャプセル内には、伝熱媒体としてNaKを充填剤として用いて、熱解析を行った。ヒータの材質としては、クロメル（80Ni-20Cr）用いて熱解析を行った。図4.4.3.7-5及び図4.4.3.7-6に示した核発熱率分布を、核発熱データとして、ANSYSの入力データに用いた。核解析ではMCNPのFMESH機能を用いて、メッシュごとの核発熱率を計算し、ANSYSのメッシュごとに核発熱率を与えた。

本熱解析で対象とした物理現象は、以下のとおりである。

- ① 試験体(F82H)－NaK－円筒キャプセル(F82H)－ヒータヘリウムガスの伝熱を解く。
- ② ヘリウムガスは上側から下側へ流れる。ヘリウムガスの圧力は 0.3 MPa とする。
- ③ ヘリウムガスの雰囲気温度としては、高さ方向に熱交換による温度分布を設定する。
- ④ NaK の対流は考慮しない。
- ⑤ ヘリウムガスの流動は熱伝達係数と雰囲気温度として与える。（圧力変化、密度変化は考慮しない。）
- ⑥ キャプセル部とヘリウムガスの熱伝達を解く。
- ⑦ ヘリウムガスとハニカム部の熱伝達を解く。
- ⑧ 隣接しないハニカム部は板厚の半分までをモデル化し境界条件は断熱とする。
- ⑨ キャプセルの上, 下は断熱とする。
- ⑩ ハニカム部はヘリウムガスの熱伝達、内部の発熱と伝熱のみとし、キャプセル部－ハニカム部の輻射は考慮しない。

表4.4.3.8-2、表4.4.3.8-3、表4.4.3.8-4に本解析に使用したF82H、NaK、ヒータの物性値を示す。

表 4.4.3.8-1 各キャプセルの試験片の照射温度

ケース	キャプセル	照射温度
ケース1	キャプセル1	300°C±10°C
	キャプセル2	350°C±10°C
	キャプセル3	300°C±10°C
ケース2	キャプセル1	500°C±10°C
	キャプセル2	450°C±10°C
	キャプセル3	450°C±10°C

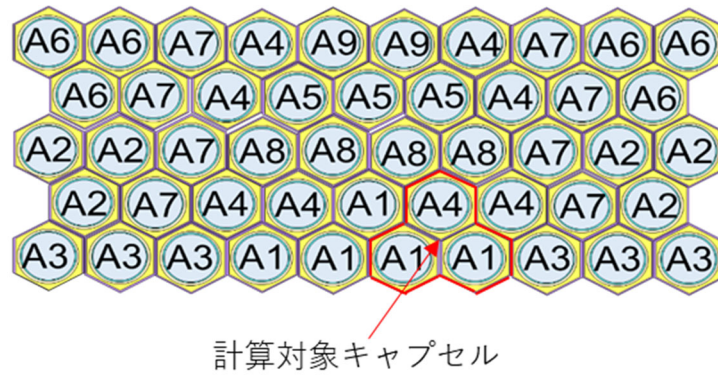


図4.4.3.8-1 ケース1（低温照射用キャプセル）計算での計算対象キャプセル

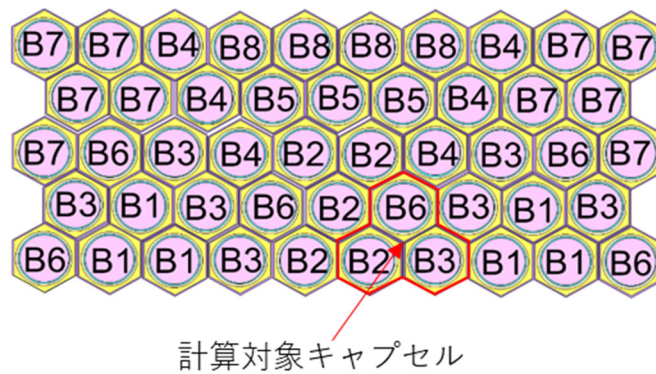


図4.4.3.8-2 ケース2（高温照射用キャプセル）計算での計算対象キャプセル

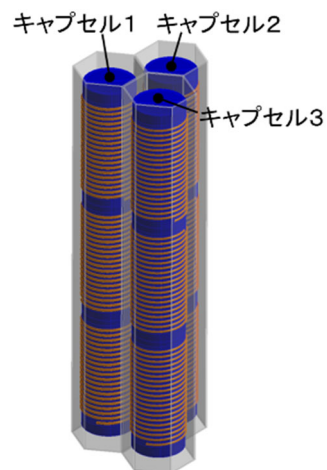


図4.4.3.8-3 ANSYS幾何形状図

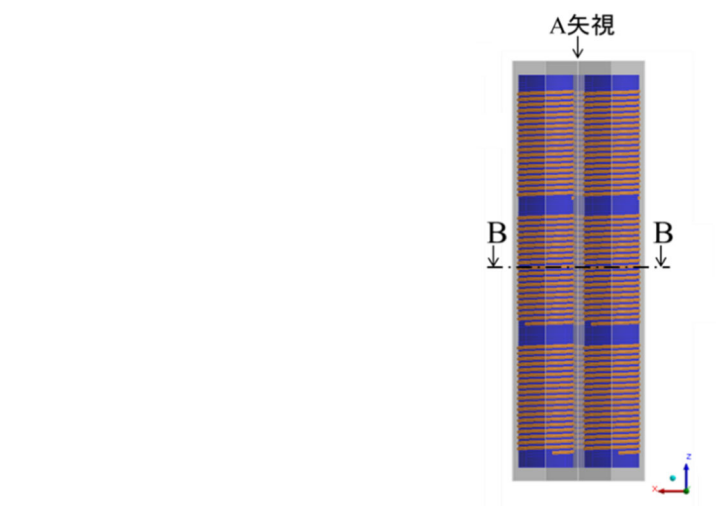


図4.4.3.8-4 ANSYS幾何形状図（正面図）

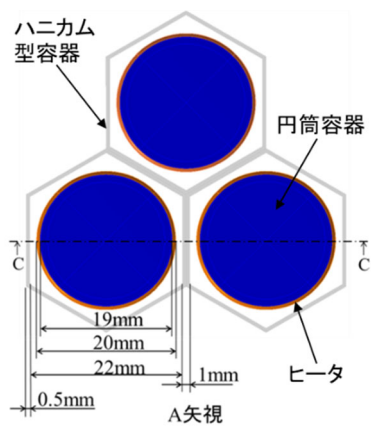


図4.4.3.8-5 ANSYS幾何形状図（図4.4.3.8-4のA矢視からみた平面図）

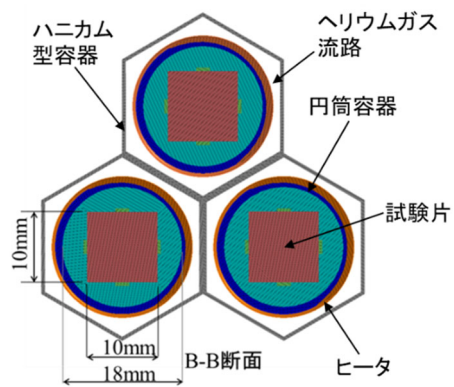


図4.4.3.8-6 ANSYS幾何形状図（図4.4.3.8-4のB-B断面図）

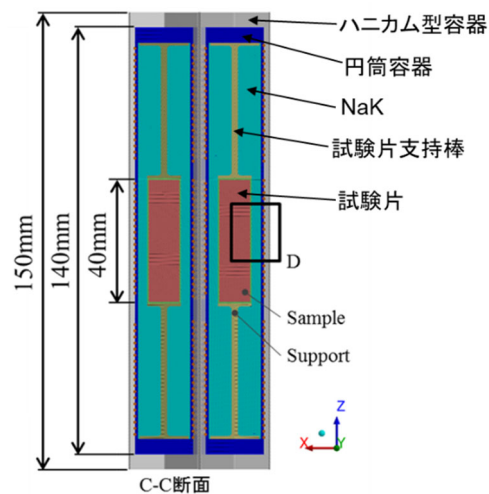


図4.4.3.8-7 ANSYS幾何形状図（図4.4.3.8-5のC-C断面図）

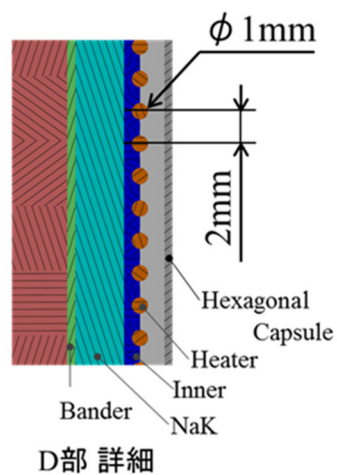


図4.4.3.8-8 ANSYS幾何形状図（図4.4.3.8-7のD部詳細図）

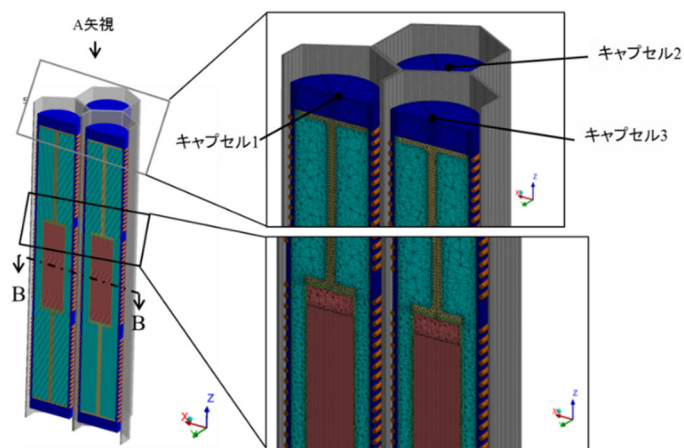


図4.4.3.8-9 ANSYSメッシュ形状図

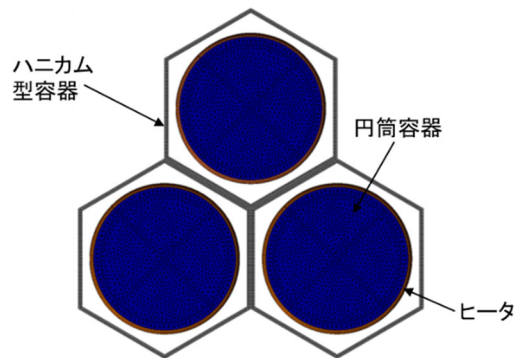


図4.4.3.8-10 ANSYSメッシュ形状図（図4.4.3.8-9のA矢視からみた平面図）

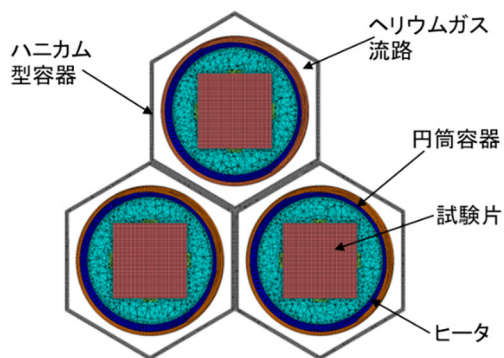


図4.4.3.8-11 ANSYSメッシュ形状図（図4.4.3.8-9のB-B断面図）

表4.4.3.8-2 解析に使用したF82Hの物性値

F82H 熱伝導率		F82H 比熱		F82H 密度	
°C	W/(m・K)	°C	J/(kg・K)	°C	kg/m ³
0	29.2	0	461	—	7875
26.85	29.2	26.85	462		
100	28.9	100	482		
200	29.2	200	517		
300	29.4	300	555		
400	29.5	400	601		
500	29.4	500	666		
600	28.7	600	760		
700	27.8	700	932		
800	28.9	800	823		

表4.4.3.8-3 解析に使用したNaKの物性値

NaK(25-75) 熱伝導率		NaK(25-75) 比熱		NaK(25-75) 密度	
°C	W/(m・K)	°C	J/(kg・K)	°C	kg/m ³
0		0	1330	0	
26.85	22.2	26.85	1283	26.85	870
126.85	23.5	126.85	1108	126.85	846
226.85	24.8	226.85	1060	226.85	821
326.85	26.1	326.85	1028	326.85	796
526.85	28.7	526.85	958	526.85	747
626.85		626.85	927	626.85	
726.85		726.85	900	726.85	
926.85	34.0	926.85	870	926.85	

表4.4.3.8-4 解析に使用したヒータの物性値

ニクロム (80Ni-20Cr) 熱伝導率		ニクロム (80Ni-20Cr) 比熱		ニクロム (80Ni-20Cr)密度	
°C	W/(m・K)	°C	J/(kg・K)	°C	kg/m ³
26.85	12.6	26.85	444	26.85	8310

4.4.3.8.2 ヘリウムガスの雰囲気温度及び熱伝達係数

4.4.3.8.1の解析方法で述べたHeガスの雰囲気温度及び熱伝達係数を決定するために、1キャプセル分を1次元化し多層円筒の熱伝導を用いて計算式による熱計算を行った。ヘリウムガス温度、流速をパラメータとして、表4.4.3.8-1に示す試験片の照射温度を満足するヘリウムガス温度を算出した。試験片は体積が同様となる円柱として近似して取り扱った。図4.4.3.8-12に1次元化した多層円筒の温度分布を模式的に示す。

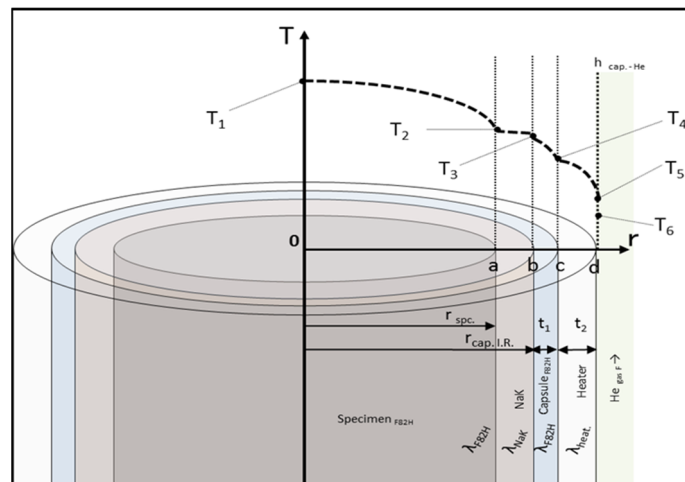


図4.4.3.8-12 多層円筒の1次元化モデル

図4.4.3.8-12に示す多層円筒の1次元化モデル中のパラメータは以下のとおりである。

a : 5.64 mm

b : 8.5 mm

c : 9.5 mm

d : 9.85 mm

$r_{spc.}$: 円柱近似した試験片の半径 R5.64 mm

$r_{cap.IR}$: 円筒容器内径 R8.5 mm

t_1 : 円筒容器厚さ 1 mm

t_2 : 円筒近似したヒータ厚さ 0.35 mm

T_1 : 試験片が存在する中央部では試験片中央部温度、

試験片が存在しない上部及び下部では円筒容器中心の NaK の温度

T_2 : 試験片が存在する中央部では試験片端部-NaK 接触面温度、

試験片が存在しない上部及び下部では T_2 は計算せず、 $T_1 \sim T_3$ まで NaK の温度分布

T_3 : NaK-キャプセル内側接触面温度

T_4 : 円筒容器外側温度

T_5 : ヒータ表面温度

T_6 : He ガス雰囲気温度

h_{cap-He} : 熱伝達係数

本熱計算で対象とした物理現象は、以下のとおりである。

- ① 試験片が存在する中央部では、試験体(F82H)－NaK－円筒キャプセル(F82H)－ヒータヘリウムガス の伝熱を解く。
- ② 試験片が存在しない上部及び下部では、NaK－円筒キャプセル(F82H)－ヒータヘリウムガス の伝熱を解く
- ③ NaKの対流は考慮しない。
- ④ ヘリウムガスの流動は熱伝達係数と雰囲気温度として与える。ヘリウムガス流路を高さ方向に60分割し、領域ごとに、ヘリウムガスの雰囲気温度と熱伝達係数を与える。
- ⑤ キャプセル部とHeガスの熱伝達を解く。
- ⑥ ヒータの熱伝導率としては、10 W/m・Kを用いる。

計算式は以下のとおりであり。

$$T_{in} = -\frac{1}{4k} \cdot \dot{q}_v \cdot (r_{in}^2 - r_{out}^2) + \frac{1}{k} \left(\frac{1}{2} \cdot \dot{q}_v \cdot r_{in}^2 - q_{in} \cdot r_{in} \right) \cdot \ln(r_{in}/r_{out}) + T_{out}$$

$$q_{out} = \frac{1}{2} \cdot \dot{q}_v \cdot r_{out} - \frac{1}{r_{out}} \cdot \left(\frac{1}{2} \cdot \dot{q}_v \cdot r_{in}^2 - q_{in} \cdot r_{in} \right)$$

T_{in} : 円筒内側温度 [°C]

T_{out} : 円筒外側温度 [°C]

k : 熱伝導率 [W/(m・°C)]

\dot{q}_v : 発熱密度 [W/m³]

q_{in} : 円筒内側面の熱流束 [W/m²]

q_{out} : 円筒外側面の熱流束 [W/m²]

r_{in} : 円筒内側の半径 [m]

r_{out} : 円筒外側の半径 [m]

ヘリウムガス温度はケース 1（低温照射用キャプセル）では200℃、ケース 2（高温照射用キャプセル）では250℃となった。ヘリウムガス流速はケース 1、ケース 2 ともに10 m/sとなった。熱計算により算出したヘリウムガスの雰囲気温度を図4.4.3.8-13～図4.4.3.8-18に示す。ヘリウムガスの熱伝達係数を図4.4.3.8-19～図4.4.3.8-24に示す。

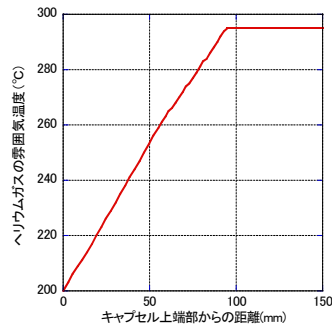


図4.4.3.8-13 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 1 のヘリウムガスの雰囲気温度

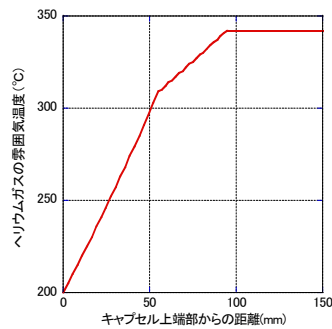


図4.4.3.8-14 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 2 のヘリウムガスの雰囲気温度

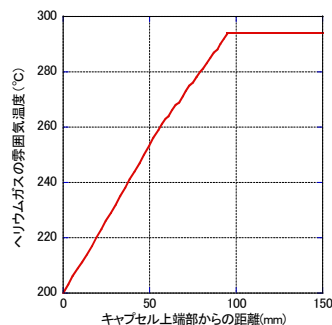


図4.4.3.8-15 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 3 のヘリウムガスの雰囲気温度

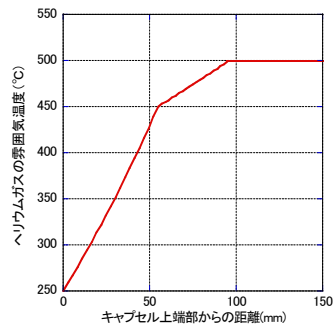


図4.4.3.8-16 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 1 のヘリウムガスの雰囲気温度

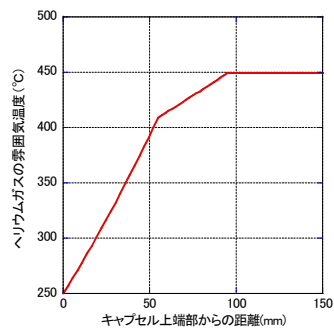


図4.4.3.8-17 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 2 のヘリウムガスの雰囲気温度

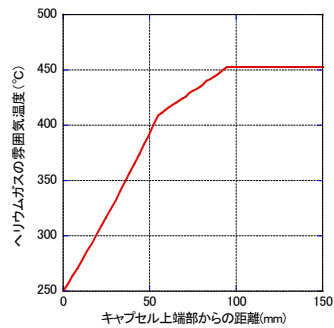


図4.4.3.8-18 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 3 のヘリウムガスの雰囲気温度

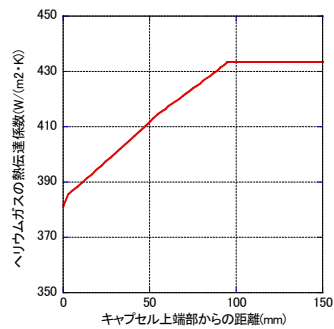


図4.4.3.8-19 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 1 のヘリウムガスの熱伝達係数

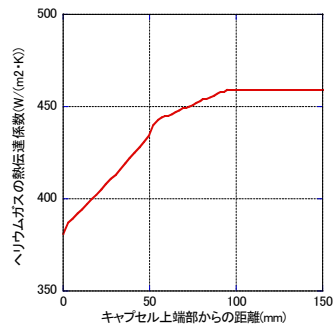


図4.4.3.8-20 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 2 のヘリウムガスの熱伝達係数

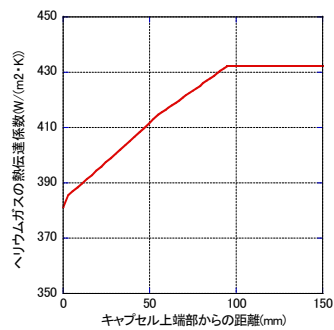


図4.4.3.8-21 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 3 のヘリウムガスの熱伝達係数

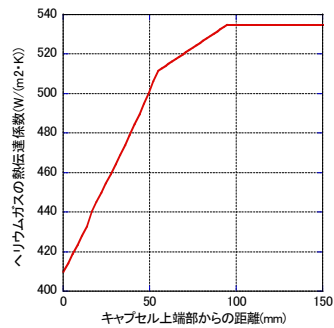


図4.4.3.8-22 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 1 のヘリウムガスの熱伝達係数

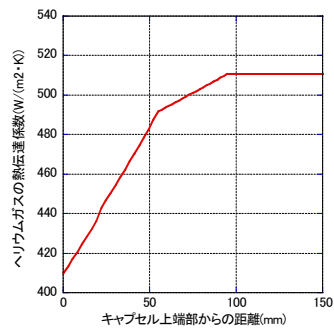


図4.4.3.8-23 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 2 のヘリウムガスの熱伝達係数

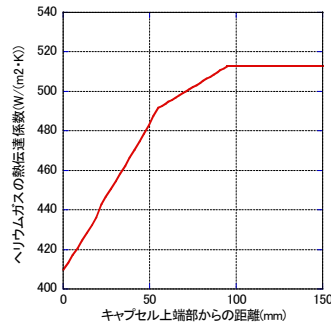


図4.4.3.8-24 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 3 のヘリウムガスの熱伝達係数

4.4.3.8.3 照射キャプセルの温度分布

4.4.3.8.1で記述した解析方法及び4.4.3.8.2で記載したHeガスの雰囲気温度及び熱伝達係数を用いて、照射キャプセルの温度分布を求めた。

図4.4.3.8-25に計算手法フローチャートを示す。計算手順は以下のとおりである。

- (1) ヘリウムガス流速、ヘリウムガス入口温度、ヒータ出力をパラメータとして、核発熱量及びヒータ発熱量からヘリウムガス出口温度を計算する。
- (2) ヘリウムガス流速、ヘリウムガス入口温度、ヘリウムガス出口温度に基づいて、ヘリウムガスの温度分布を計算する。
- (3) ヘリウムガスの温度分布に基づき、ヘリウムガスと円筒型キャプセル間の熱伝達率を計算する。
- (4) ヘリウムガスの温度分布、ヘリウムガスと円筒型キャプセル間の熱伝達率、ヒータ出力、核発熱率分布を入力データとして、FEMコードANSYSを用いて、温度分布を計算する。
- (5) 試験片の温度が設計条件を満足しない場合、ヘリウムガス流速、ヘリウムガス入口温度、ヒータ出力の値を変更して、試験片の温度が設計条件を満足するまで、上記（1）～（4）の計算を繰り返す。
- (6) 試験片の温度が設計条件を満足する場合、ヘリウムガス流速、ヘリウムガス入口温度、ヒータ出力を確定する。

上記計算を行った結果、ヘリウムガス流速はケース 1、ケース 2 とも 10 m s^{-1} 、ヘリウムガス入口温度はケース 1 の場合で 200°C 、ケース 2 の場合で 250°C 、ヒータ出力に関しては、ケース 1、ケース 2 とも上部ヒータのみの出力でケース 1 の場合キャプセル 1 とキャプセル 3 の場合で 80 W m^{-1} 、キャプセル 2 の場合で 140 W m^{-1} 、ケース 2 の場合キャプセル 1 で 220 W m^{-1} 、キャプセル 2 とキャプセル 3 の場合で 180 W m^{-1} の条件で熱解析を行った結果、試験片の温度が設計条件を満足した。

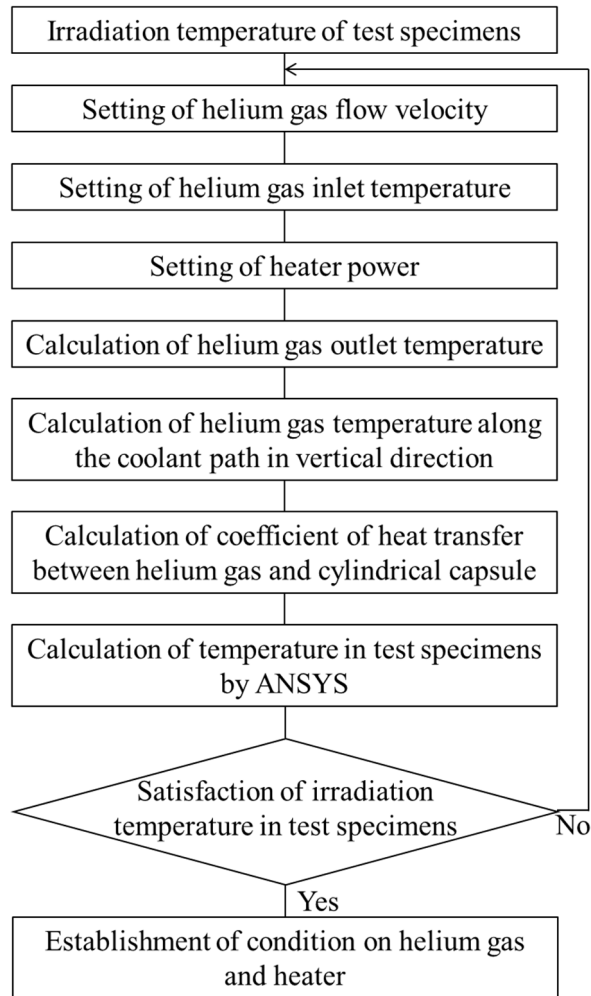


図4.4.3.8-25 計算手法フローチャート

図4.4.3.8-26にケース1（低温照射用キャプセル）のキャプセル3体全体の温度分布を示す。図4.4.3.8-27、図4.4.3.8-28、図4.4.3.8-29にケース1のキャプセル1、キャプセル2、キャプセル3の試験片全体の温度分布を示す。図4.4.3.8-30にケース1のキャプセル1、キャプセル2、キャプセル3のキャプセル中心部のキャプセル上端部からの高さ方向の温度分布を示す。図4.4.3.8-31にケース2（高温照射用キャプセル）のキャプセル3体全体の温度分布を示す。図4.4.3.8-32、図4.4.3.8-33、図4.4.3.8-34にケース2のキャプセル1、キャプセル2、キャプセル3の試験片全体の温度分布を示す。図4.4.3.8-35にケース2のキャプセル1、キャプセル2、キャプセル3のキャプセル中心部のキャプセル上端部からの高さ方向の温度分布を示す。表4.4.3.8-5及び表4.4.3.8-6にケース1及びケース2のヘリウムガス入口温度、ヘリウムガス流速、ヒータ発熱の条件及び解析結果を示す。ヘリウムガス入口温度、ヘリウムガス流速、ヒータ発熱をパラメータとして熱解析を行った結果、以下の結論が得られた。

- ① 熱交換でのヘリウムガス温度上昇が試験片高さ方向の温度差に影響する。
- ② 試験片温度を均一にするためには、中段のヒータ発熱量は少ない方が望ましい。
- ③ 下段側のヒータ発熱も定常状態では中段のヘリウムガス雰囲気温度への寄与がないため積極的な発熱は不要となる。
- ④ ヘリウムガス雰囲気温度が加熱される個所は試験片より上部が理想的である。

- ⑤ ヘリウムガス流速を大きくすることで流量を増やし中段の雰囲気温度の勾配を抑えることができる。しかし設計温度への加熱のためのヒータ発熱がより必要となり条件設定の際に注意が必要である。
- ⑥ 本解析では、高さ方向の伝熱の効果を利用し中段の雰囲気温度の勾配がある程度大きい状態でも試験片温度を設計値 $\pm 10^{\circ}\text{C}$ 以内に抑えることができた。

今後、詳細解析により、以下の事象を評価する。

- 1) ヘリウムガスの流動。本解析では、ヘリウムガス流路方向に高さ方向に60分割し、ヘリウムガスの雰囲気温度と熱伝達係数を与えて、熱解析を行った。今後、ヘリウムガスの流動を考慮した熱流動解析を行う。
- 2) 本解析では、キャプセルに充填する液体金属の流動は考慮せず、液体金属の熱伝導率を与えて、熱解析を行った。今後、液体金属の流動を考慮した熱流動解析を行う。
- 3) NaKの流動
- 4) 輻射

今後、詳細な運転条件を決定した上で以下のような検討が必要と思われる。

- ・ヒータ仕様の確定
- ・He 循環系の圧力, 温度, 流量のスペック評価
- ・流動, 輻射の影響評価と必要に応じて詳細な解析の実施
- ・応力評価 (試験片挿入取り出し, NaK の充填, 吸出し概念確立, 製作性検討も含む)
- ・ヘッダ部(キャプセル前方 He ガスの in, out)での流量の分配, 圧損評価
- ・試作での検証
- ・全体モデルでの熱解析、あるいは熱流動解析の評価

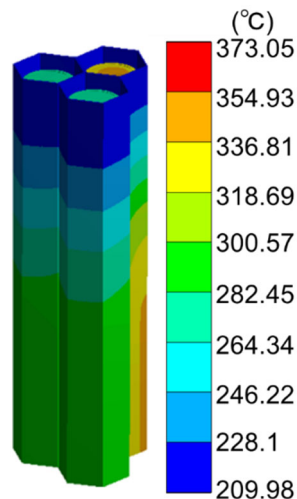


図4.4.3.8-26 ケース 1 (低温照射用キャプセル) のキャプセル 3 体全体の温度分布

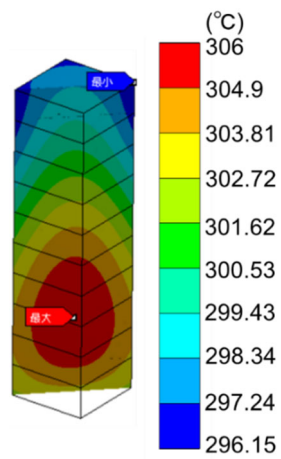


図4.4.3.8-27 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 1 の試験片全体の温度分布

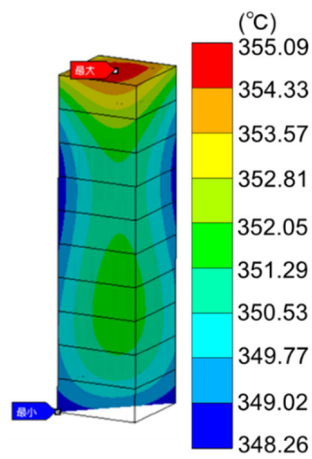


図4.4.3.8-28 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 2 の試験片全体の温度分布

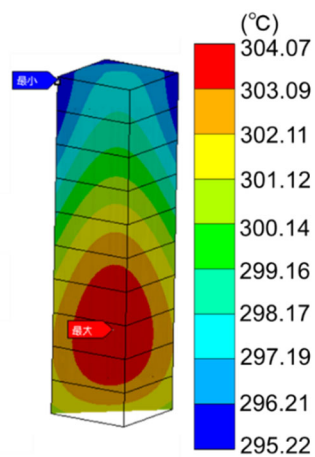


図4.4.3.8-29 ケース 1（低温照射用キャプセル）のキャプセル 3 の試験片全体の温度分布

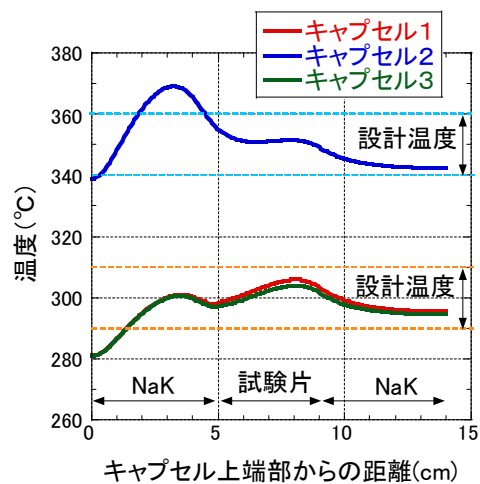


図4.4.3.8-30 キャプセル中心部のキャプセル上端部からの高さ方向の温度分布

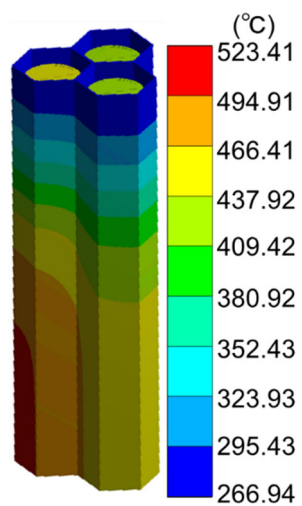


図4.4.3.8-31 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 3 体全体の温度分布

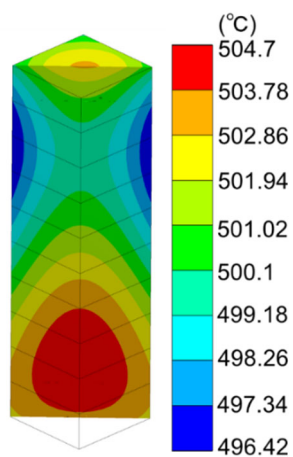


図4.4.3.8-32 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 1 の試験片全体の温度分布

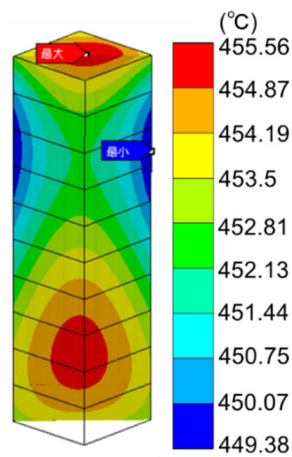


図4.4.3.8-33 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 2 の試験片全体の温度分布

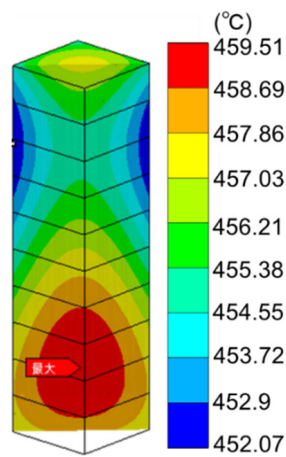


図4.4.3.8-34 ケース 2（高温照射用キャプセル）のキャプセル 3 の試験片全体の温度分布

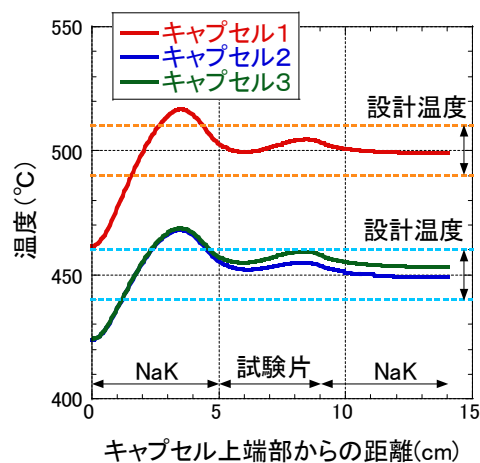


図4.4.3.8-35 キャプセル中心部のキャプセル上端部からの高さ方向の温度分布

表4.4.3.8-5 ケース1（低温照射用キャプセル）のヘリウムガス入口温度、ヘリウムガス流速、ヒータ発熱の条件及び解析結果

	キャプセル1	キャプセル2	キャプセル3
ヘリウムガス入口温度	200 °C	200 °C	200 °C
ヘリウムガス流速	10 m/s	10 m/s	10 m/s
上段部ヒータ発熱	80 W/m	140 W/m	80 W/m
中段部ヒータ発熱	0 W/m	0 W/m	0 W/m
下段部ヒータ発熱	0 W/m	0 W/m	0 W/m
試験片設計温度	300 °C±10 °C	350 °C±10 °C	300 °C±10 °C
試験片最高温度	306.0 °C	355.1 °C	304.1 °C
試験片最低温度	296.2 °C	248.3 °C	295.2 °C

表4.4.3.8-6 ケース2（高温照射用キャプセル）のヘリウムガス入口温度、ヘリウムガス流速、ヒータ発熱の条件及び解析結果

	キャプセル1	キャプセル2	キャプセル3
ヘリウムガス入口温度	250 °C	250 °C	250 °C
ヘリウムガス流速	10 m/s	10 m/s	10 m/s
上段部ヒータ発熱	220 W/m	180 W/m	180 W/m
中段部ヒータ発熱	0 W/m	0 W/m	0 W/m
下段部ヒータ発熱	0 W/m	0 W/m	0 W/m
試験片設計温度	500 °C±10 °C	450 °C±10 °C	450 °C±10 °C
試験片最高温度	504.8 °C	455.6 °C	459.5 °C
試験片最低温度	496.4 °C	449.4 °C	452.1 °C

4.4.3.9 照射キャプセル内圧評価

円筒型照射キャプセル中に伝熱媒体として充填させる液体金属中に核変換により生成される核変換ガスによるキャプセルの内圧を評価し、キャプセルの耐圧性を検討した。液体金属としては、NaKを対象として、キャプセルの内圧を評価した。図4.4.3.9-1に評価対象キャプセルを示す。表4.4.3.9-1に計算に用いたキャプセル1体当たりのNaKの比重、体積、質量を示す。表4.4.3.9-2にキャプセル1体当たりの核変換生成元素を示す。

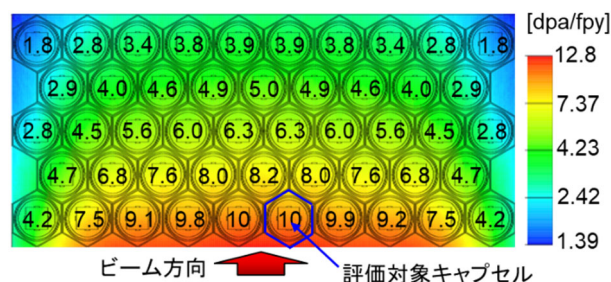


図4.4.3.9-1 NaK中に生成される核変換生成核種の評価対象キャプセル

表4.4.3.9-1 計算に用いたNaKの比重、体積、質量

比重	体積	質量
0.796 g cm ⁻³	24.5 cm ³	19.5 g

表 4.4.3.9-2 キャプセル1体当たりの核変換生成元素

		生成物	
		原子数 ATOMS	重量 (g)
1	H	4.850E+20	8.793E-04
2	He	1.105E+20	7.337E-04
3	Li	3.169E+12	3.673E-11
4	Be	3.558E+12	5.475E-11
5	B	7.329E+14	1.340E-08
6	C	8.060E+15	1.815E-07
7	N	2.248E+18	5.594E-05
8	O	1.535E+18	4.436E-05
9	F	2.872E+19	9.060E-04
10	Ne	1.492E+20	5.299E-03
11	Na	2.857E+23	1.091E+01
12	Mg	4.875E+17	1.942E-05
13	Al	1.153E+15	4.985E-08
14	Si	2.120E+15	1.044E-07
15	P	8.618E+16	4.459E-06
16	S	3.307E+18	1.865E-04
17	Cl	3.939E+19	2.353E-03
18	Ar	3.509E+20	2.253E-02
19	K	1.317E+23	8.549E+00
20	Ca	2.495E+17	1.738E-05
21	Sc	1.103E+11	8.050E-12
22	Ti	5.245E+06	3.843E-16
	合計	4.185E+23	1.949E+01

NaK中に生成される核変換生成ガスとしては、水素、ヘリウム、フッ素、ネオン、硫黄、塩素、アルゴンの生成量が多いことが判る。これらの生成ガスによる影響は以下のとおりである。

- ・水素、ネオン、アルゴンは不活性ガスなので、2次的な核変換を無視するとキャプセル内で気体として

保持される。

- ・フッ素は活性が高いので他の元素と反応し、液体又は固体のフッ化物を生成する。
- ・硫黄と塩素はキャプセルの構成部材に好ましくない成分なので、その濃度と挙動について今後検討が必要である。
- ・水素はキャプセルの圧力バウンダリ（円筒容器や上下部端栓等）の鋼材を水素脆化させる可能性がある。

水素脆性破壊は、結晶粒界、引張り応力のかかる箇所、応力の集中する部分で起こりやすい。キャプセル内に水素ガスが生成されるとキャプセルの圧力バウンダリを構成している部品（円筒容器や上下部端栓等）の脆化が問題となる。発生した水素を吸収する水素ゲッタ材の採用が水素脆化の対策として有効である。水素ゲッタ材はZr系合金ゲッタ材が知られている。Zr系合金のゲッタ材と充填材（NaK合金、金属ナトリウム、金属リチウム）との共存性に関しては、今後の検討課題である。

キャプセルの内圧は、核変換生成ガスの500℃での容積と、NaK合金の熱膨張による内圧の上昇を吸収する空間の容積減少を考慮して計算した。表4.4.3.9-3にキャプセル1体当たりの核変換生成ガスの成分ごとの容積と合計した容積を示す。全体の生成ガス容積は500℃大気圧で89 cm³である。

表 4.4.3.9-3 キャプセル 1 体当たりの核変換生成ガスの成分ごとの容積と合計した容積

No.	元素	沸点	沸点	検討対象	比重 ρ 0℃～RT g/cm ³	体積膨張率 β @500℃	温度差 ～500℃ K	キャプセル No.35106の生成物		容積 ※1	容積 ※2	割合 %
		K	℃					全体 g	ガスのみ g	@0.1MPa 0℃～RT cm ³	@0.1MPa @500℃ cm ³	
1	H	20.39	-252.61	対象	8.988E-05 (@気体)	3.66E-03	752.61	8.793E-04	8.793E-04	9.783	26.970	30.2
2	He	4.21	-268.79	対象	1.786E-04 (@気体)	3.66E-03	768.79	7.337E-04	7.337E-04	4.108	11.568	13.0
3	Li	1603	1330	固体または液体なので対象外				3.673E-11				
4	Be	2742	2469	固体または液体なので対象外				5.475E-11				
5	B	3923	3650	固体または液体なので対象外				1.340E-08				
6	C	5100	4827	固体または液体なので対象外				1.815E-07				
7	N	77.35	-195.65	対象	1.251E-03 (@気体)	3.66E-03	695.65	5.594E-05	5.594E-05	0.045	0.114	0.1
8	O	90	-183	対象	1.429E-03 (@気体)	3.66E-03	683.00	4.436E-05	4.436E-05	0.031	0.078	0.1
9	F	86.2	-186.8	対象	1.700E-03 (@気体)	3.66E-03	686.80	9.060E-04	9.060E-04	0.533	1.341	1.5
10	Ne	27.3	-245.7	対象	9.002E-04 (@気体)	3.66E-03	745.70	5.299E-03	5.299E-03	5.887	16.080	18.0
11	Na	1156	883	固体または液体なので対象外				1.091E+01				
12	Mg	1363	1090	固体または液体なので対象外				1.942E-05				
13	Al	2792	2519	固体または液体なので対象外				4.985E-08				
14	Si	2628	2355	固体または液体なので対象外				1.044E-07				
15	P		280.5	対象	2.360E+00 (@固体)	3.66E-03	219.50	4.459E-06	4.459E-06	0.000	0.000	0.0
16	S	717.8	444.8	対象	2.000E+00 (@固体)	3.66E-03	55.20	1.865E-04	1.865E-04	0.000	0.000	0.0
17	Cl	238.6	-34.4	対象	3.200E-03 (@気体)	3.66E-03	534.40	2.353E-03	2.353E-03	0.735	1.439	1.6
18	Ar	87.5	-185.5	対象	1.784E-03 (@気体)	3.66E-03	685.50	2.253E-02	2.253E-02	12.631	31.715	35.5
19	K	1032	759	固体または液体なので対象外				8.549E+00				
20	Ca	1757	1484	固体または液体なので対象外				1.738E-05				
21	Sc	3109	2836	固体または液体なので対象外				8.050E-12				
22	Ti	3560	3287	固体または液体なので対象外				3.843E-16				
合計								1.949E+01	3.300E-02	33.752	89.305	

※1 容積(0℃～RT)(cm³)=ガス生成量(g)／比重(g/cm³)

生成ガス容積 ↓

※2 容積(500℃)(cm³)=容積(0℃～RT)×体積膨張率(β)×温度差

NaK合金の熱膨張による液面上昇は下記のとおりである。

仮定：NaK合金の充填高さを150 mm（照射試料，ホルダー類は無視する。）

Naの線膨張係数 $\alpha_{\text{Na}}=75 \times 10^{-6} \text{ /K}$

Kの線膨張係数 $\alpha_{\text{K}}=83 \times 10^{-6} \text{ /K}$

重量比=Na22%,K78%なので体積比=Na24.35% : K75.65%

線膨張係数は体積比の重み平均として $\alpha_{\text{NaK}} = \alpha_{\text{Na}} \times 0.2435 + \alpha_{\text{K}} \times 0.7565 = 81.05 \times 10^{-6} \text{ /K}$

温度差=500 °C-25 °C=475 K

線膨張 : $L=L_0 \times \alpha \times \Delta t = 150(\text{mm}) \times 81.05 \times 10^{-6}(\text{/K}) \times 475(\text{K}) = 5.775 \text{ mm}$

ここで、NaK合金はキャプセル容器側（半径方向）には拡がらず、キャプセル軸方向のみの拡がりとなるので、キャプセル軸方向の膨張（液面上昇）は線膨張の3倍となり、 $5.775 \text{ mm} \times 3 = 17.63 \text{ mm}$ の液面上昇となる。円筒容器内径=16 mmの時の17.63 mmは 3.5 cm^3 に相当する。ここで、生成ガス容積を最大 100 cm^3 と仮定し、キャプセル内部に 5.5 cm^3 の空間（内径16 mmの円筒容器で27.4 mmの高さに相当）を設け大気圧でヘリウムを封入しておけば、NaK合金の熱膨張により、 5.5 cm^3 の空間の内、 3.5 cm^3 が失われ 2 cm^3 の空間が残るが、この部分の生成ガスによる内圧上昇は、以下の式により500 °C時で5.3 MPaに抑えられる。

$$P_1 V_1 = P_2 V_2$$

$$0.1 \text{ MPa} \times (100 + 5.5) \text{ cm}^3 = P_2 \times (5.5 - 3.5) \text{ cm}^3$$

$$P_2 = 5.275 \text{ MPa}$$

5.5 cm^3 の空間のうち 3.5 cm^3 がNaK合金の熱膨張により占有され 2 cm^3 の空間が残る。図4.4.3.9-2に内圧の上昇を吸収する空間を 5.5 cm^3 分設けたキャプセル構造を示す。

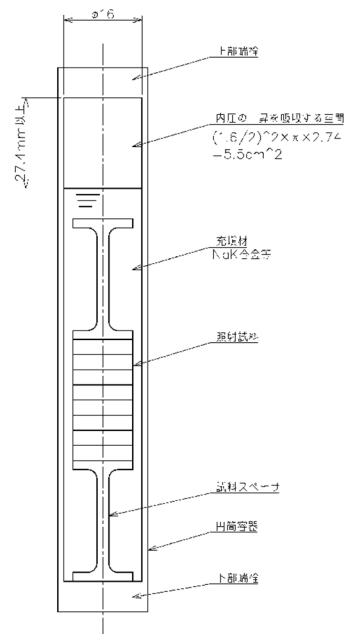


図4.4.3.9-2 内圧の上昇を吸収する空間を 5.5 cm^3 分設けたキャプセル構造

キャプセル容器はヒータを巻きつける溝を除いた最小厚さは1 mmで検討しており、内圧5.3 MPa時の必要厚さ0.62 mm (SUS304) に対し十分である。以下に内圧を受けるキャプセル容器 (JIS B8266 E.2.2) の計算結果を示す。

内面に圧力を受ける円筒胴(内径基準) (JIS B8266 E.2.2)

$$t=PD_i/(2\sigma_a\eta-1.2P)$$

P	: 圧力	5.3	MPa
Di	: 内径	16	mm
σa	: 許容応力	72	MPa SUS304 (JIS G4303) 500℃
η	: 溶接継手効率	1	
t	: 必要厚さ	0.616	mm
t2	: 最小厚さ	1	mm T2>t 必要厚さを満足する。

キャプセル円筒容器は外面にヒータを巻きつける溝が加工される構造となり、上記検討結果による必要厚さは満足している。更に、有限要素法で応力分布を確認した。

計算条件 内圧：5.3 MPa
キャプセル円筒容器材質：SUS304
温度：550℃

図 4.4.3.9-3 に円筒容器の相当応力の分布図を示す。円筒容器に発生する相当応力の最大値は円筒容器内面のヒータ溝内側に発生する 42.4 N/mm²であり、SUS304 の 550℃での許容応力 71 N/mm² に対し余裕がある。

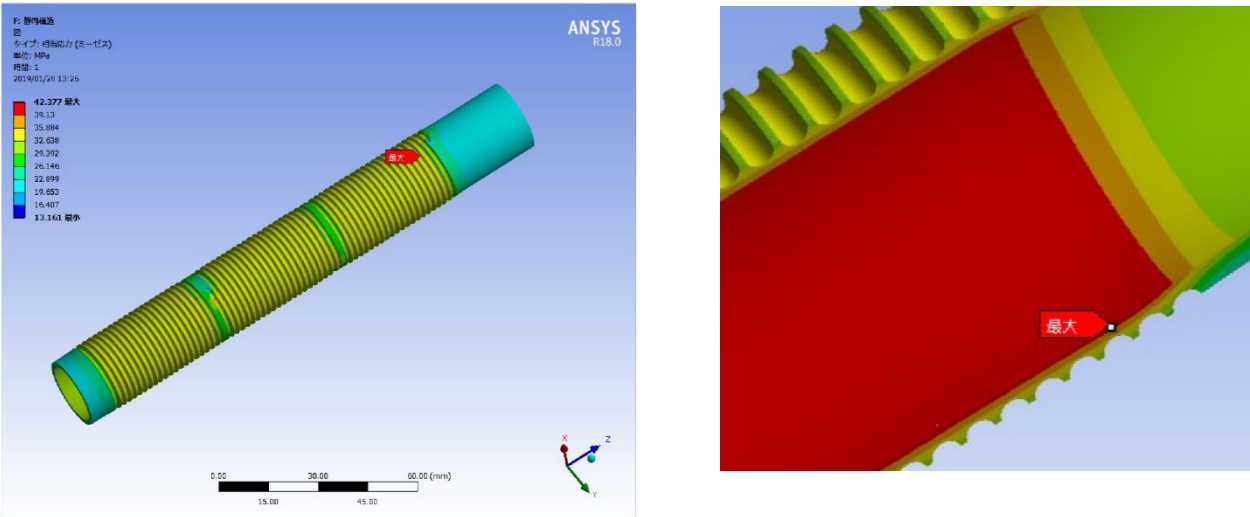


図 4.4.3.9-3 有限要素法による円筒容器の相当応力の分布図

4.4.3.10 熱電対設計

中性子照射時の試験片の温度モニタとして熱電対を設置する。キャプセルごとに3対式熱電対を2本設置する。図4.4.3.5-5にキャプセルに設置した3対式熱電対の概念を示す。図4.4.3.5-5に示すように、3対式熱電対を設置することにより、1本の熱電対で高さ方向に3箇所の温度を測定できる。図4.4.3.10-1に3対式熱電対の概念図を示す。図4.4.3.10-2に3対式熱電対の設置方法、引き回し方法の概念を示す。概念図を示す。L1, L2, L3, L4, L5, L6の寸法に関しては、工学設計時に決定する。熱電対の仕様、今後の検討課題、設置方法、引回し方法等は以下のとおりである。

- ① 外形1.8 mmのSUS316製保護管の内部に外径0.5 mmのシース熱電対を3本挿入した構造である。
- ② 保護管先端部には支持用のロッドを備える。
- ③ 上下部端栓にはニッケルろう付けにて気密固定する。
- ④ 上下部端栓の内側において、熱膨張差を吸収するたるみを持たせておく。
- ⑤ スリーブやアダプタ、補償導線はこの照射容器内に設置するキャプセル支持板に設置する支持金具内に挿入する。
- ⑥ スリーブ部、アダプタ部はエポキシ樹脂で防湿処理され、シース部等と比較すると相対的に放射線に弱い。今後、スリーブ部、アダプタ部の位置、放射線の遮蔽等を検討する必要がある。
- ⑦ 外径0.5 mmのシース熱電対に関しては、従来からある製作方法では10 mが製作上の上限であり、外径0.5 mmのシース熱電対を内包する3対式熱電対に関しても、長さ=9 m程度が最長となる。しかしながら、本キャプセルではキャプセルの支持金具内で補償導線に接続されるので、3対式熱電対の長さは1~2 mとなるので、問題にはならない。
- ⑧ 熱電対の設置方法に関しては、多対式熱電対は保護管内にシース熱電対が保持されているので、保護管を上部端栓側で支持する構造とすることにより、熱電対の位置（軸方向位置）を固定する。また、多対式熱電対の先端に保持用の延長棒を取り付けておくことで、先端側で保持することも可能となる。
- ⑨ 多対式熱電対の保護管は非常に薄肉（厚さ0.15 mm）であるため、溶接での取出しではなくニッケルろう付けでの気密取出しが必要になる。
- ⑩ 熱電対の引き回し方法に関しては、キャプセル内には伝熱媒体としての液体金属充填材が対流できる空間を設置し、この空間に熱電対（多対式熱電対の保護管）を通す構造とする。
- ⑪ 多対式熱電対は曲げ半径（外径1.8 mmの多対式熱電対で最小曲げ半径=約10 mm、通常のシース熱電対（外径1.6 mm）の最小曲げ半径は約5 mm）を大きくする必要があるので、円筒容器内部、箱型モジュール内部での引き回しは十分検討しておく必要がある。ここで、通常のシース熱電対（ $\phi 1.6$ ）の最小曲げ半径は約5 mmである。

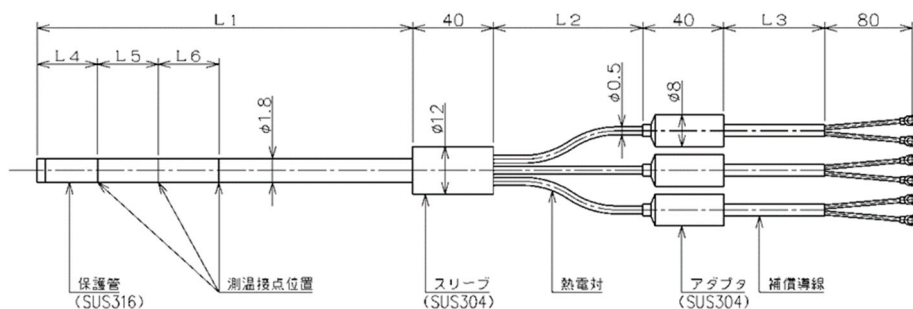


図4.4.3.10-1 3対式熱電対の概念図

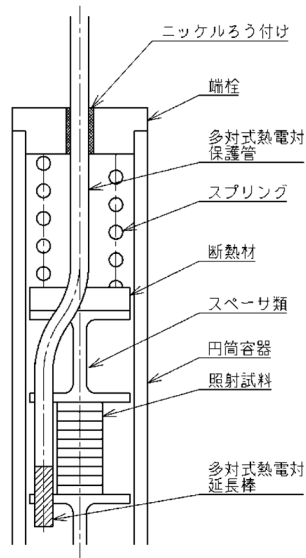


図4.4.3.10-2 3対式熱電対の設置方法、引き回し方法の概念図

4.4.3.11 ヒータ設計

(1) ヒータ仕様

図4.4.3.11-1に低温リード付きマイクロヒータの概念図を示す。キャプセルに設置するヒータの仕様は以下のとおりである。

- ①シース材質 : SUS316, SUS347
- ②発熱体 : ニクロム線
- ③リード材 : Ni又は銅
- ④絶縁体 : MgO
- ⑤芯数 : 1 芯
- ⑥シース外径 : $\phi 1.6$
- ⑦発熱体径 : ($\phi 0.35$)
- ⑧シース肉厚 : (0.19)
- ⑨発熱部抵抗値 : $11.0 \Omega/\text{m}$
- ⑩図4.4.3.5-1に示すように、キャプセルごとに、上段部、中段部、下段部の3対の電気ヒータを設置する。
- ⑪キャプセル容器外表面にヒータ設置用の溝加工し、ヒータを埋め込む。
- ⑫ヒータの片面はキャプセルに接し、片面はヘリウムガスに接する。
- ⑬ビームフットプリントの位置には、中段部ヒータのみ設置する。
- ⑭上段部及び下段部ヒータは、ビームフットプリントから離れた位置に設置し、中性子による損傷を低減させる。
- ⑮中断部ヒータは、中性子による損傷が懸念させる。主として、上段部及び下段部ヒータにより、キャプセルを加熱する。
- ⑯ヒータの直径は1.6 mmのマイクロヒータとし、発熱部の両端には低温リード部を有するヒータとする。
- ⑰表4.4.3.11-1に被加熱部ごとのマイクロヒータの使用限界熱流束（使用限界電力密度）を示す。ヒータはヘリウムガスに接しており、使用限界表面熱流束は $2 \text{ W}/\text{cm}^2$ である。
- ⑱ヒータの発熱部長さは1本（1段）当たり約1 mであり、使用限界表面熱流束を $2 \text{ W}/\text{cm}^2$ とした場合のヒ

ータ容量は約100 W/本であり、3段に設置されたヒータの合計容量は300 Wである。

表4.4.3.11-1 使用限界熱流束（使用限界電力密度）

被加熱部	使用限界電力密度 (W/cm ²)
水(動)	10
水蒸気	5
鉱油類	2
食用さん類	3
ガス類(動)	4
ガス類(静)	2
金属(鑄込)	8
金属(金具取付)	3
機器・配管(外径)	1
真空中	1

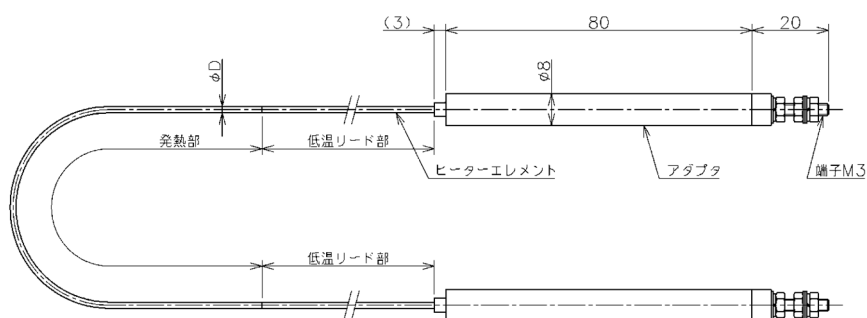


図4.4.3.11-1 低温リード付きマイクロヒータの概念図

(2) ヒータの設置方法

円筒型キャプセルにヒータを設置する方法は以下のとおりである。

①半円溝にヒータを巻きつける方法

キャプセルの円筒容器に半円の溝を加工しておき、この溝に巻きつける様にヒータを設置する。図4.4.3.11-2に半円溝にヒータを巻いた場合の軸方向断面概念図を示す。ヒータは下記の4とおりのいずれかの方法にて固定する。

- ・バンドと呼ぶステンレス製の薄板でヒータの要所を円筒容器に固定させ、バンドを円筒容器にスポット溶接する方法（一般的な方向）
- ・バンドを円筒容器外周に1周回し、バンド同志で溶接固定する方法（溶接性に難あり）
- ・ヒータをSUSワイヤ（針金）で固縛する方法（高温時に緩みやすいのが課題）
- ・巻きつけたヒータの端部を円筒容器に銀ろう付けする方法。（銀の発熱、放射化について検討が必要）

半円溝にヒータを巻きつける場合のメリット、デメリットは以下のとおりである。

メリット：ヒータを含めたキャプセル外径を（次項に示す構造よりも）小さくできる。

デメリット：確実な固定方法は銀ろう付けであるが、銀の発熱、放射化が問題になる。

ヒータの最大電力密度を（雰囲気によるが）大きく取れない。ヒータの表面熱流束を 2 W/cm^2 とした場合、以下の式により、ヒータ容量は 100 W/本 となる。

$$2\text{ W/cm}^2 \times \phi 0.16\text{ cm} \times \pi \times 100\text{ cm} = 100.5\text{ W}$$

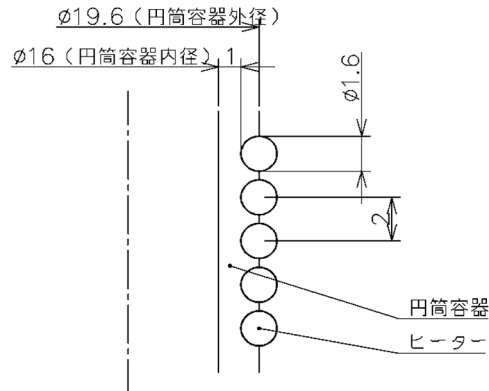


図4.4.3.11-2 半円溝にヒータを巻いた場合の軸方向断面概念図

②深い溝にヒータを巻きつけ、ろう付けでヒータを埋め込む方法

円筒容器の半円の溝を深く加工しておき、完全にヒータを埋没させ、空間をニッケルろう等で埋めることでヒータを固定する方法である。図4.4.3.11-3に深い溝にヒータを巻きニッケルろう付けした場合の軸方向断面概念面を示す。図4.4.3.11-4にヒータを埋め込んだ場合のキャプセル断面寸法を示す。この場合、以下の式により、ヒータの表面熱流束を 8 W/cm^2 、ヒータ容量を 400 W/本 まで上げることが可能となる。

$$8\text{ W/cm}^2 \times \phi 0.16\text{ cm} \times \pi \times 100\text{ cm} = 402.1\text{ W}$$

深い溝にヒータを巻きつけ、ろう付けでヒータを埋め込んだ場合のメリット、デメリットは以下のとおりである。

メリット：ヒータの最大電力密度を大きく取れる。

デメリット：円筒容器の材質、寸法、ヒータ材質等により、ろう付けの可否、良否が大きく変わるので、試作が必要となる。

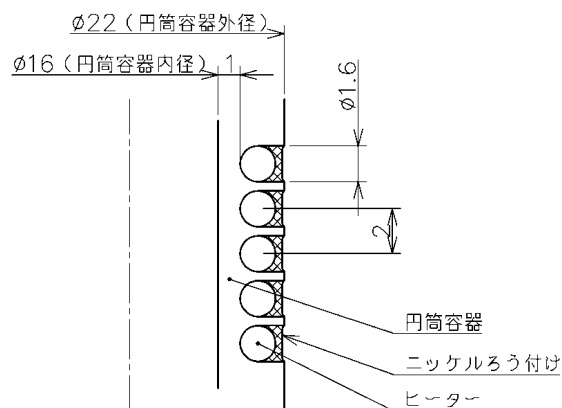


図4.4.3.11-3 深い溝にヒータを巻きニッケルろう付けした場合の軸方向断面概念面

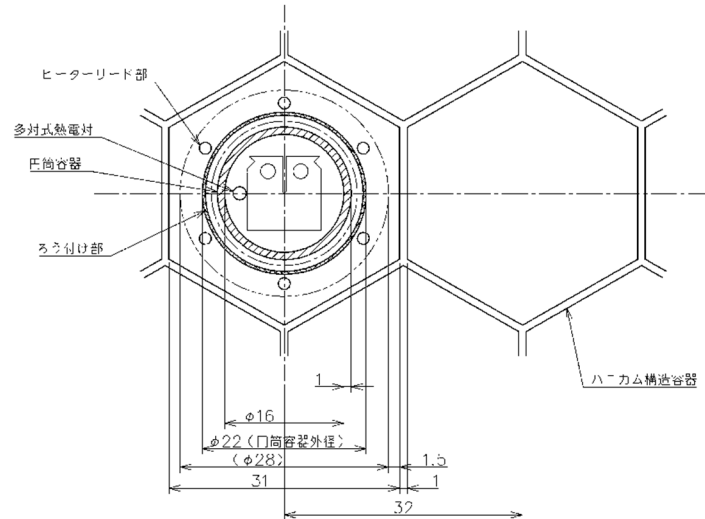


図4.4.3.11-4 ヒータを埋め込んだ場合のキャプセル断面寸法

(3) ヒータ容量

以下の式により、昇温に必要なヒータ容量の概算値を算出した。

$$Q(W) = Q1 + Q2$$

$$Q1(W) = (V\rho C_p T) / t$$

$$Q2(W) = Q2A + Q2B$$

$$Q2A(W) = (t1 - t2)A\lambda$$

$$Q2B(W) = ((t1 + 273.15)^4 - (t2 + 273.15)^4)A\varepsilon\sigma$$

ここで、

ε : (キャプセル) 表面の輻射率。0.5

σ : Stefan-Boltzman 定数。5.67051x10⁻⁸

$$V(m^3) = \pi r^2 l$$

$$A(m^2) = 2\pi r l$$

$Q(W)$: ヒータ容量

$Q1(W)$: 被加熱物(キャプセル)の昇温に必要な熱量。 $Q1=80.4$ W

$Q2(W)$: 放熱量。 $Q2=209$ W

$Q2A(W)$: 熱伝達による放熱。 $Q2A=60.7$ W

$Q2B(W)$: 輻射による放熱。 $Q2B=148$ W

$V(m^3)$: キャプセル体積。 $V=6.65 \times 10^{-5} m^3$

$r(m)$: キャプセル外径。 $r=23$ mm

$l(m)$: ヒータ長。 $l=160$ mm

$\rho(kg/m^3)$: 密度。 $\rho=7.92 \times 10^3 kg/m^3$

$C_p(J/kgK)$: 比熱。 $C_p=1000 J/kgK$

$\Delta T(^{\circ}C)$: 昇温温度。 $\Delta T=550^{\circ}C$

$t(s)$: 昇温に要する時間。 $t=3600$ s

$t1(^{\circ}C)$: 物体(キャプセル)の表面温度。 $t1=550^{\circ}C$

$t_2(^{\circ}\text{C})$: (円筒容器外側の) 雰囲気温度。 $t_2=25^{\circ}\text{C}$

$A(\text{m}^2)$: 物体(カプセル)の表面積。 $A=1.16 \times 10^{-2} \text{m}^2$

$\lambda(\text{W}/\text{m}^2\text{K})$: (カプセル)表面の熱伝達率。 $\lambda=10 \text{W}/\text{m}^2\text{K}$

ε : (カプセル)表面の輻射率。0.5

σ : Stefan-Boltzman定数。 5.67051×10^{-8}

ヒータ容量 Q は289 Wであり、300 Wのヒータにより、1時間以内に 550°C に昇温可能である。

加えて、FEMコードANSYSを用いて、カプセル温度上昇に関する過渡伝熱解析を行った。図4.4.3.11-5にヒータ容量を300 W (100 W \times 3本)、物性値や境界条件を保守的に仮定した場合のカプセル温度の時間変化を示す。ヒータ容量が合計300 Wであっても約30分で 550°C に昇温可能であることが判った。図4.4.3.11-6に昇温開始から1時間後のカプセル全体の温度分布を示す。

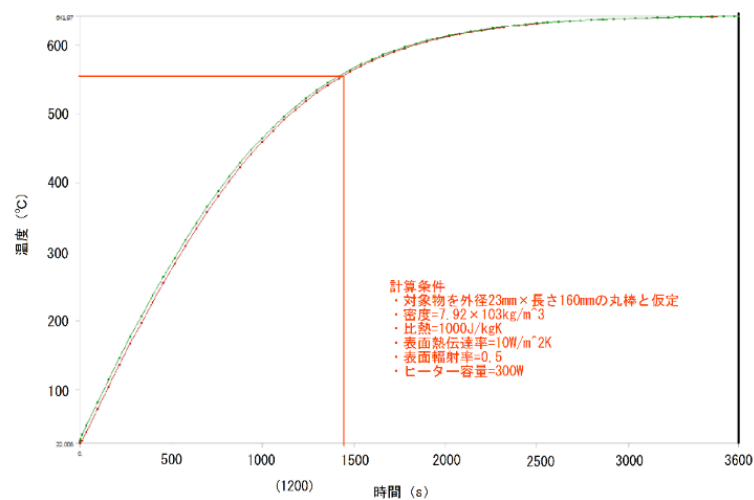


図4.4.3.11-5 ANSYSを用いて計算したカプセル温度の時間変化

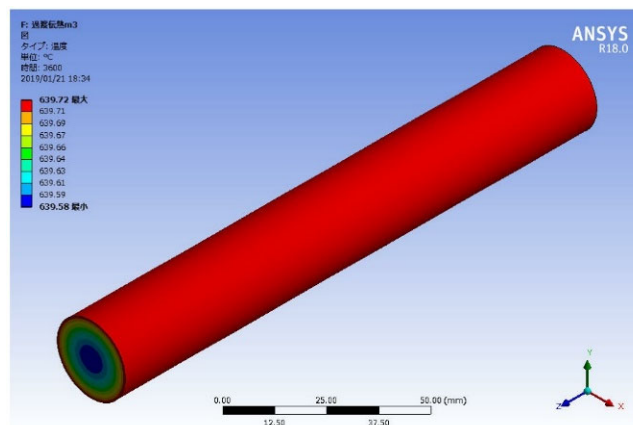


図4.4.3.11-6 昇温開始から1時間後のカプセル全体の温度分布

(4) ヒータ立上部

円筒容器のヒータ溝からのヒータの立ち上げ部でのコイルからキャプセル軸方向への曲げ部は曲げ形状を十分検討し、十分大きな曲げ半径（最小曲げ半径=約 5 mm）で干渉なく立ち上げられる様にする必要がある。ヒータリード部の引き回しピッチが狭い場合、ヒータ立ち上げ部でヒータ同士もしくはヒータと円筒容器の干渉が発生する。図 4.4.3.11-6 にヒータが干渉した例を、図 4.4.3.11-7 にヒータの干渉を回避する例を示す。

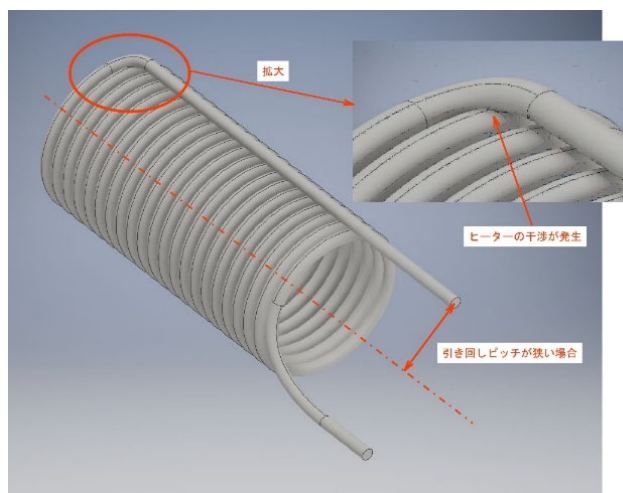


図4.4.3.11-6 ヒータが干渉した例

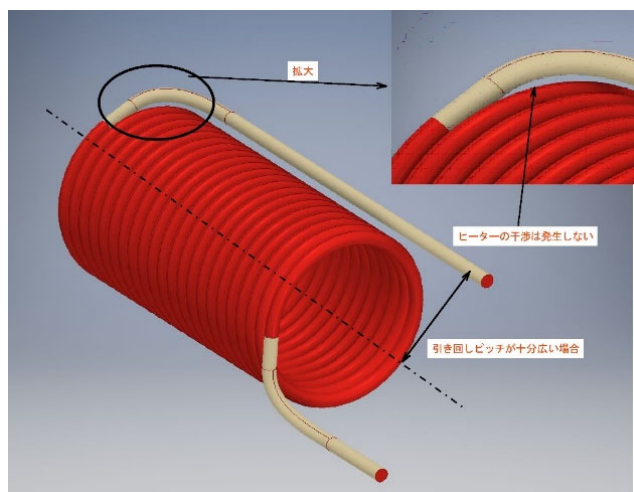


図4.4.3.11-7 ヒータの干渉を回避する例

(5) ヒータ配線（リード部）の引き回し方法

低温発熱部付マイクロヒータのリード部は単純な銅芯線のMIケーブル（無機絶縁ケーブル）よりも抵抗値が大きいため、発熱部からなるべく近いキャプセルから出た位置（もしくは箱型モジュールから出た位置）にアダプタを設け、銅芯線のソフトケーブルに繋ぎかえる必要がある。キャプセル円筒容器は上下に支持金具が接続され、支持金具に遠隔コネクタが接続される。この支持金具内にヒータのアダプタを設ける構造となる。図4.4.3.11-8にヒータリード部の引き回し概念図を示す。

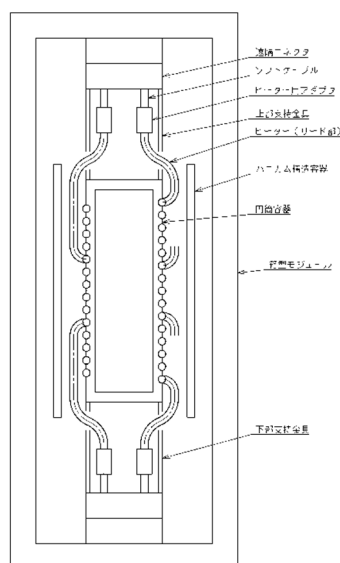


図4.4.3.11-8 ヒータリード部の引き回し概念図

4.4.3.12 照射キャプセル断熱材構造

(1) 断熱材の材質

キャプセル円筒容器の上下部端栓から軸方向に熱が逃げるのを抑えるため、断熱材を上下部端栓の内側に配置する。断熱が目的なので、熱伝導率の小さい材質が適しており、アルミナ等のセラミックスが有効である。アルミナセラミックスは充填材としてのNaK合金、金属ナトリウムについて、常温から650℃の範囲で共存が可能であるが、金属リチウムに対しての共存性は不明であるので、今後調査が必要である。表4.4.3.12-1にアルミナセラミックスとその他材質の断熱材としての特性を示す。

表 4.4.3.12-1 アルミナセラミックスとその他材質の断熱材としての特性

材質	熱伝導率 (W/m・K)	NaK 合金、金属ナトリウムと の共存性	金属リチウムとの共存性
アルミナセラミックス (Al_2O_3)	10.4 (@527℃)	650℃まで共存可能	不明
SUS304	22.5 (@527℃)	800℃まで共存可能	600℃まで共存可能
T91 鋼	30 (@500℃)	不明	不明
F82H 鋼	28.5 (@500℃)	不明	不明
NaK 合金 (参考)	28.7 (@527℃)	—	—

(2) 断熱材の構造

断熱材はキャプセル円筒容器内部の上下端に組みつけられるので、概略外形としては $\phi 15 \times 5 \sim 20$ mm程度の円柱形となる。ただし、キャプセルに装荷された多対式熱電対の引き回しがあるので、一部が切り欠いた様な構造となる。図4.4.3.12-1に断熱材の構造概念図を、図4.4.3.12-2に構造概念の3D-CAD図を示す。

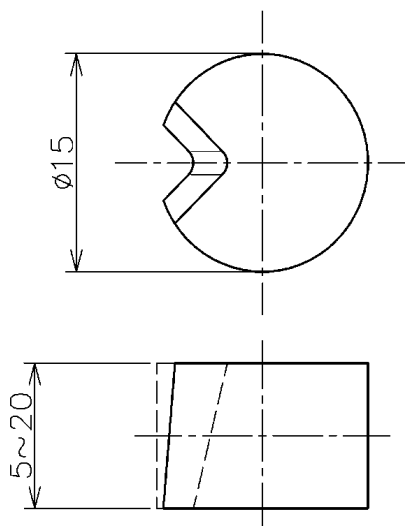


図4.4.3.12-1 断熱材の構造概念図

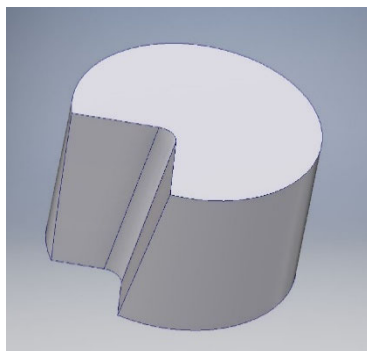


図4.4.3.12-2 断熱材構造概念の3D-CAD図

断熱材の長さ（高さ）を大きくすると断熱性能は高まることになるが、モジュールの高さ制限、キャプセル全体の全長制限等から、制約を受ける。また、内部を真空（理論値としての熱伝導率は $0 \text{ W/m} \cdot \text{K}$ ）にすることにより、断熱性能は向上するが、製作上、セラミックスでは困難であり、SUS304等を選択することとなる。断熱材高さ、材質に関しては、今後検討する。図4.4.3.12-3に内部を真空とした断熱材の構造概念図を、図4.4.3.12-4に構造概念の3D-CAD図を示す。

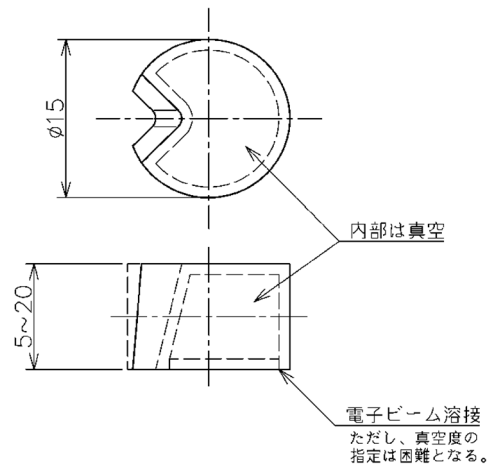


図4.4.3.12-3 内部を真空とした断熱材の構造概念図

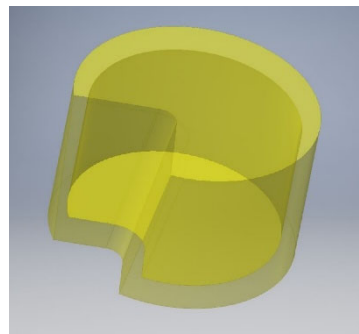


図4.4.3.12-4 内部を真空とした断熱材構造概念の3D-CAD図

4.4.3.13 照射キャプセルシール構造

(1) シール構造について

キャプセルは円筒容器の上下に多対式熱電対をニッケルろう付けした上部端栓及び下部端栓を溶接し耐圧・気密を保つ構造とする。試験片等の内装物は端栓のいずれか片方を溶接する前に組込んでおく。上下部端栓の溶接構造は突合せ（Tig）溶接を基本とするため、組立手順、特に熱電対の取出し方向、取出し方法について十分検討しておく必要がある。上下部端栓をスウェージロック等の機械的な閉止方法で取り付けることも考えられる。充填材は円筒容器に上下部端栓を溶接、耐圧・気密試験の後に充填することになるが、充填材の封止構造はスウェージロック等による機械的閉止とする。溶接構造及びスウェージロック構造での上下部端栓取付のメリット・デメリットは、以下のとおりである。

溶接構造での上下部端栓取付のメリット・デメリット

メリット：溶接構造で上下部端栓を取り付けた場合、円筒容器の外径と同じ直径の上下部端栓の接続が可能であり、ハニカム構造容器のキャプセル間隔（ピッチ）をスウェージロック構造よりも小さくすることが可能である。

デメリット：上下部端栓のいずれか片方は試験片を組み込んだ後からの溶接となるため、溶接前後に熱処理を必要とする材料（T91鋼，F82H鋼等）の場合は試験片も同じ温度履歴をもってしまう。

スウェージロック構造での上下部端栓取付のメリット・デメリット

メリット : 接続前後の熱処理が不要なので、試験片の温度履歴に影響を与えない。

デメリット : スウェージロックはパイプ材と同等の材質（熱膨張係数，弾性係数，硬さ等）でなければなら
ないので、円筒容器がT91鋼やF82H鋼の場合には採用できない。（特殊鋼でのスウェージロ
ックの製作はできない。）また、袋ナット六角部の外径が大きくなるので、キャプセルの最大
外径は $\phi 44$ 程度になり、ハニカム構造容器のキャプセル間隔（ピッチ）を溶接構造よりも大き
く60 mm程度にする必要がある。

図4.4.3.13-1にTig溶接とスウェージロックでの閉止の構造の違いを示す。充填材の充填ノズルはスウェー
ジロック（SUS316製）で閉止することが想定されるので、充填ノズルはSUS316,SUS304が推奨される。図
4.4.3.13-2に充填ノズルの閉止方法を示す。図4.4.3.13-3にシール構造の3D-CAD図を示す。

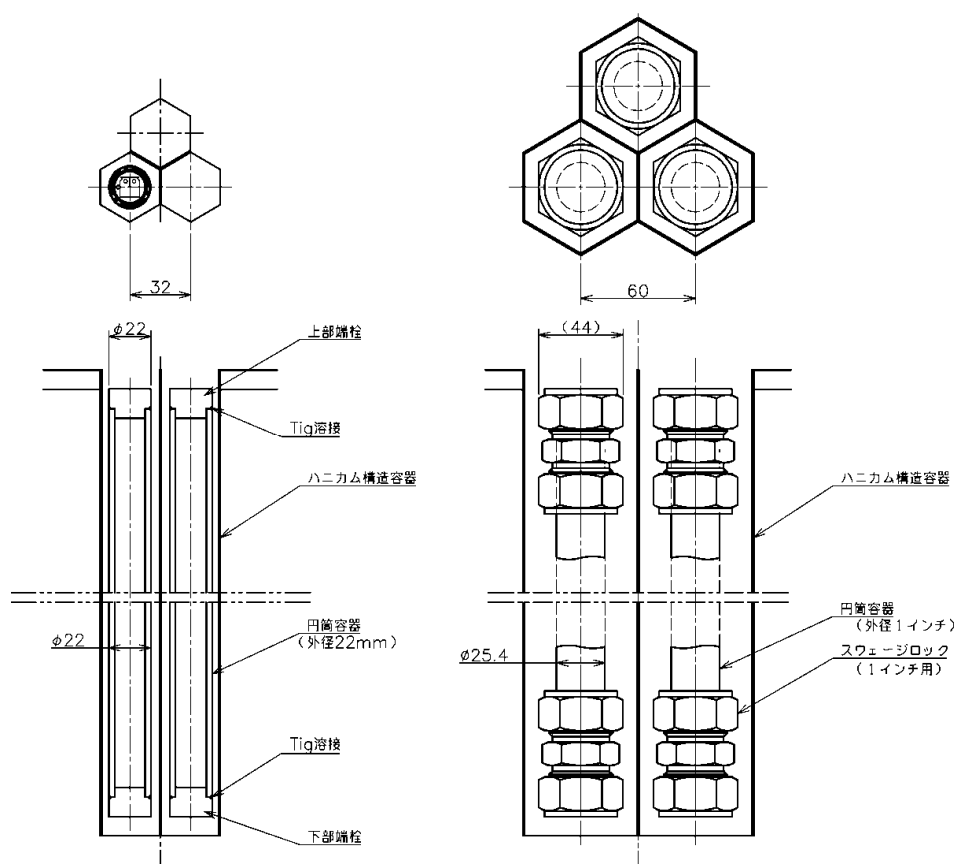


図4.4.3.13-1 Tig溶接とスウェージロックでの閉止の構造の違い

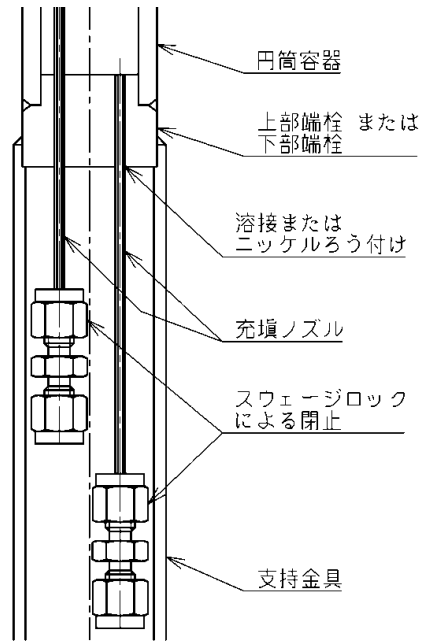


図4.4.3.13-2 充填ノズルの閉止方法

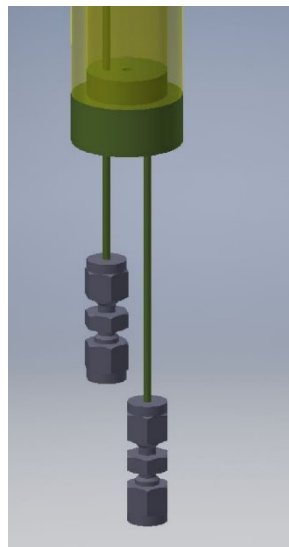


図4.4.3.13-3 シール構造の3D-CAD図

4.4.3.14 モジュール設計条件

構造材モジュールの設計条件は以下のとおりである。

- ① 構造材モジュールは側方遮蔽プラグと一体型の構造とする。
- ② 円筒型キャプセルをハニカム容器に精度よく配置する。
- ③ 円筒型キャプセルをハニカム容器から速やかに取り出せる。
- ④ 円筒型キャプセルをハニカム容器内で均一に冷却できる He ガス流路とする。
- ⑤ ターゲットから円筒型キャプセル前面中央位置まで 52 mm の位置を確保する。
- ⑥ 中性子フラックスの低下を抑制する。

- ⑦ 側方遮蔽プラグから支持する。
- ⑧ 側方アクセスセルへ移動後、遠隔保守機器を用いてハニカム容器から円筒型キャプセルを着脱できる。
- ⑨ キャプセル着脱時の遠隔操作性の観点から、モジュール筐体上部を分離し、より広い操作空間を確保する。
- ⑩ キャプセルを収納するモジュールは製作性、コスト、気密性、耐圧性及び遠隔操作性を考慮した構造とする。
- ⑪ モジュール内部の He ガス圧力に対して箱型よりも内圧に強く変形が少ないと考えられるレーストラック状の壁面とする。
- ⑫ キャプセルの位置決め精度機構を設ける。キャプセル位置決め用の支持棒を配置する。筐体内にキャプセルを精度よく支持するための柱を設ける。
- ⑬ モジュールを切り欠くことなくキャプセルを鉛直方向へ着脱することを前提とし、筐体上部の一部に開口部を設ける。
- ⑭ 試験モジュールの重量を試算し、遮蔽プラグと取り付け架台を介してピン締結で支持する。
- ⑮ He ガスは呼び径 A100 ナイフエッジ式メタルシールフランジで取り合う。
- ⑯ 計装線は気密な多芯コネクタ 2 か所で取り合う。

4.4.3.15 モジュール基本構造

4.4.3.14で記述しているモジュール設計条件を満足するように、モジュール基本構造を設計している。図4.4.3.15-1に構造材モジュールの概念図を示す。構造材モジュール照射容器は接続構造体及びヘリウムガス配管を介して遮蔽プラグと一体化しており、構造材モジュール交換の際には、遮蔽プラグと一体で水平方向に引き抜く。ヘリウムガス配管及び計装線は遮蔽プラグを貫通している。図4.4.3.15-2に構造材モジュール照射容器内の構成を示す。表4.4.3.15-1に構造材モジュールの構成機器と役割を記す。表4.4.3.15-2に構造材モジュール照射容器の構成機器と役割を記す。

表4.4.3.15-1 構造材モジュールBSMTMの構成機器と役割

構成機器	役割
照射容器	照射キャプセルを装填する。
ヘリウムガス入口配管	照射容器にヘリウムガスを供給する。
ヘリウムガス出口配管	照射容器からヘリウムガスを排出する。
多層回路基板	照射キャプセルからの莫大な本数の計装線を照射容器内で多層回路基板に結線する。多層回路基板は遮蔽プラグを貫通し、側方アクセスセルにて接続する。
支持構造体	照射容器を支持し、接続構造体に接続する。
接続構造体	照射容器と遮蔽プラグを接続する。
遮蔽プラグ	試験セル側壁に設置し、構造材モジュールと一体化し、構造材モジュール交換の際には、構造材モジュールと一体に水平方向に側方アクセスセルに引き抜く。

表4.4.3.15-2 BSMTM照射容器の構成機器と役割

構成機器	役割
円筒型照射キャプセル	F82H微小試験片を装填し、所定の照射温度となるようにする。
ハニカム型容器	隣接する円筒型キャプセルの隔壁。ハニカム型容器と円筒型キャプセル間の空間にキャプセルの照射温度が所定の温度になるように、ヘリウムガスを流す。
円筒型照射キャプセル支持板	円筒型照射キャプセルを照射容器内に支持し、キャプセル内に装填する試験片が所定の照射位置になるよう支持板を上下2か所に設置する。円筒型キャプセルとハニカム型容器間の空間(ヘリウムガス流路)が所定の寸法になるよう、円筒型キャプセルを支持する。
ハニカム型容器支持板	ハニカム型容器を照射容器内に支持する。円筒型キャプセルとハニカム型容器間の空間(ヘリウムガス流路)が所定の寸法になるよう、ハニカム型容器を支持する。
コネクタブロック	上下2箇所の円筒型キャプセル支持板上に、各々6体設置する。ヒータ及び熱電対からの計装線を結線する。計装線は、キャプセルごとに12本であり、上下に各6本引回している。キャプセルの数は48体であり、合計288本の計装線を結線する。各コネクタブロックに48本の計装線を結線する。計装線とコネクタブロックは多層回路基板に結線する。
多層回路基板	コネクタブロックを介し、円筒型キャプセルからの計装線(上下方向に、各々288本)を結線する。多層回路基板は遮蔽プラグを貫通し、アクセスセルを通して、電源盤や制御盤と接続する。多層回路基板の接続端子は照射容器内と側方アクセスセル内に2か所設置する。試験モジュール交換の際には、最初の手順として、側方アクセスセル内に設置する接続端子を取り外す。試験モジュールを遮蔽プラグと一体化して、側方アクセスセルに移動後、照射容器内に設置する接続端子を取り外す。
ヘリウムガス入口配管	照射容器内に冷却用のヘリウムガスを供給する。ヘリウムガスは円筒型キャプセル容器とハニカム型容器間の空間を、上方から下方へ流動し、キャプセル内に装填する試験片を所定の温度に制御する。ヘリウムガス入口配管の接続部は、試験セル内と側方アクセスセル内に設置し、試験モジュール交換の際には、最初の手順として、側方アクセスセル内に設置するヘリウムガス配管接続部を取り外す。
ヘリウムガス出口配管	照射容器内から、ヘリウムガスを排出するための配管である。ヘリウムガス入口配管同様に、ヘリウムガス出口配管の接続部は、試験セル内と側方アクセスセル内に設置し、試験モジュール交換の際には、最初の手順として、側方アクセスセル内に設置するヘリウムガス配管接続部を取り外す。
上部フランジ	円筒型照射キャプセル交換の際の開口部となる。
ガイド棒	上部及び下部に設置する円筒型照射キャプセル支持板の位置決めをする。
円筒型照射キャプセル上部支持板取外し用治具	円筒型照射キャプセル交換の際に、円筒型照射キャプセル上部支持板を取り外すための治具
仕切板	ヘリウムガスの流れを仕切るための板。ヘリウムガス

	は、ビーム側からの視野方向で、照射容器右側の上方から供給し、円筒型照射キャプセルとハニカム型容器間の空間を上方から下方に流動し、仕切板を挟んで、照射容器左側に流動し、照射容器左側に設置するヘリウムガス出口配管より、ヘリウムガスを排出する。
照射容器吊り棒	試験モジュールやキャプセル交換の際、試験モジュールを側方アクセスセルへ移動後、試験モジュールをクレーン等により吊り上げ、モジュール取扱セルへ移動させる。試験モジュールを吊り上げるための吊り棒である。
支持架台取付板	試験モジュール支持架台に、照射容器を取り付けるための板である。
補強板	照射容器左側部において、ヘリウムガスからの内圧を補強するための板である。

構造材モジュール筐体の特徴は以下のとおりである。

- ① 筐体の開口部は遠隔操作で着脱するために吊り具を備えたフランジ構造としている。
- ② フランジには He ガス管用の穴及び締結用のボルト穴を設けている。
- ③ He ガス出口は He ガスの流れを考慮して筐体上部の別フランジにて着脱できるようにしている。
- ④ 遮蔽プラグに固定した支持架台と筐体間を接続する支持架台取付板を設けている。
- ⑤ 筐体を支持架台から着脱するための筐体吊り棒を 2 か所設けている。
- ⑥ 試験モジュール組立を想定し、筐体の下端には下部開口フランジを設けている。
- ⑦ 支持架台取付板は試験モジュールと溶接している。

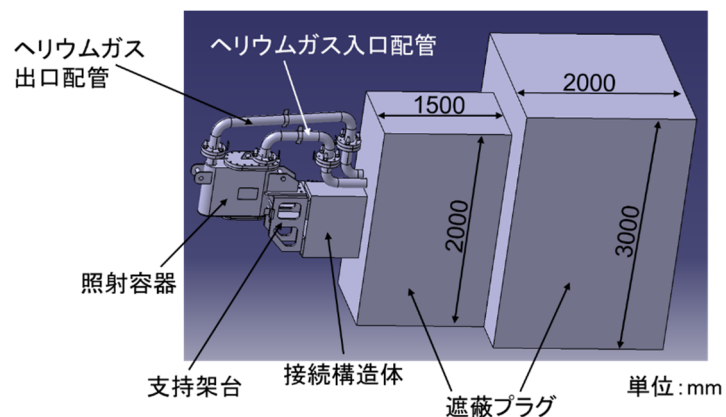


図4.4.3.15-1 構造材モジュールBSMTM概念図

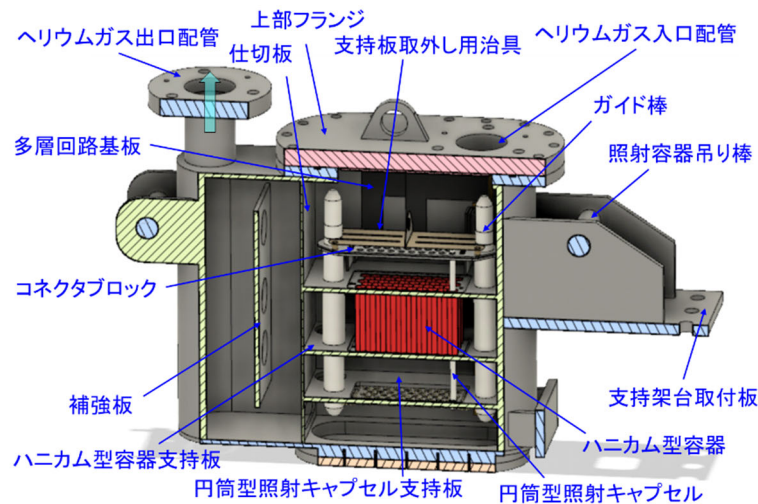


図4.4.3.15-2 構造材モジュールBSMTM照射容器内構成

4.4.3.16 照射キャプセルのモジュール筐体への支持構造

図4.4.3.16-1及び図4.4.3.16-2に円筒型キャプセル支持構造の概念図を示す。図4.4.3.16-3に照射キャプセル支持棒端部に設置するプラグを示す。キャプセル支持構造の設計条件は以下のとおりである。

- (1) 円筒型キャプセルの上端、下端に支持棒を設け、円筒型キャプセルを固定する。
- (2) 断熱材もしくは断熱材と接合した鋼材とする。この支持棒に対して遠隔保守機器のアームが接続し、遠隔で円筒キャプセルを着脱する。
- (3) 照射キャプセルからは加熱用ヒータのリード線及び照射温度計測用熱電対のリード線が上方及び下方に配線される。ヒータのリード線は上方及び下方に各3本、熱電対のリード線は上方及び下方に各6本配線される。リード線本数の合計は、上方及び下方に各9本である。
- (4) リード線はプラグ（コネクタ）と結線する。プラグは $\phi 15.1$ mm の既製品を想定。本プラグはストレインリリーフを介して支持棒下端に固定する。ストレインリリーフとは、図4.4.3.16-1に示すように、ケーブルとコネクタの接続部に過度な負荷を加えないようにするために、コネクタ後端に取り付けケーブルを保持する部品である。
- (5) 試験モジュールは遮蔽プラグと、ヘリウムガス配管2本と計装線2か所と取り合う。

上記設計条件を満足するよう、円筒型照射キャプセルの支持棒の設計を行っている。円筒型キャプセルの引抜特性、ハニカム型容器内への固定精度を考慮し、円筒型キャプセルの上下には棒状の鋼材又は断熱材を一体化した支持棒を設置している。遠隔保守の引き抜き性を考慮し、支持棒は長さ150 mm、径12 mmと設定している。図4.4.3.16-4に円筒型キャプセルをハニカム容器へ配置した概念図を示す。図4.4.3.16-5に円筒型キャプセルを支持板（サポートプレート）で支持した概念図を示す。ハニカム容器の中心に円筒型キャプセルを配置する必要があるため、上下に位置決め構造を有するサポートプレートで位置決めしている。上部及び下部サポートプレートには、キャプセルごとに、キャプセル支持棒を取り付けるための貫通孔を設置する。各々、48体の貫通孔を設置する。サポートプレートを取り外した後、照射キャプセルをハニカム容器から上方に引き抜く。

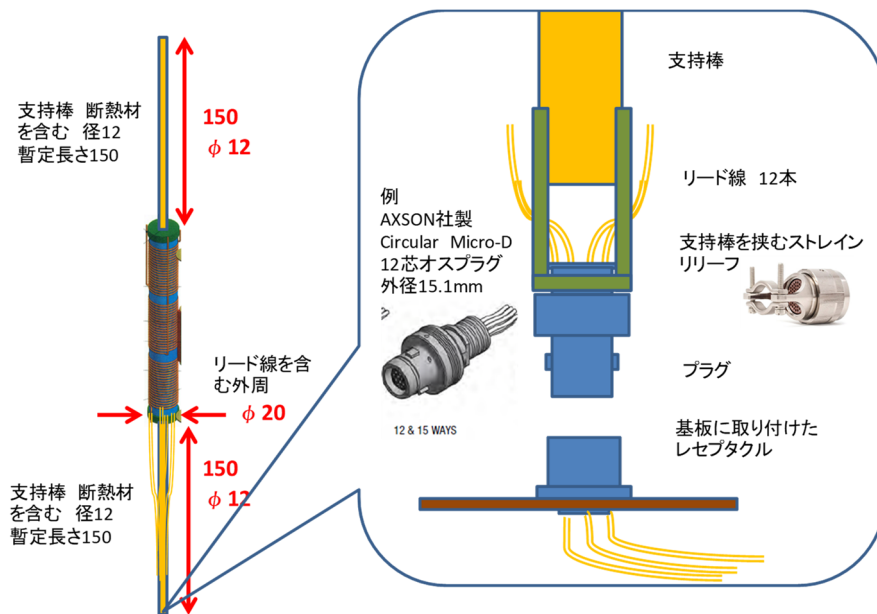


図4.4.3.16-1 円筒型キャプセル支持構造概念図

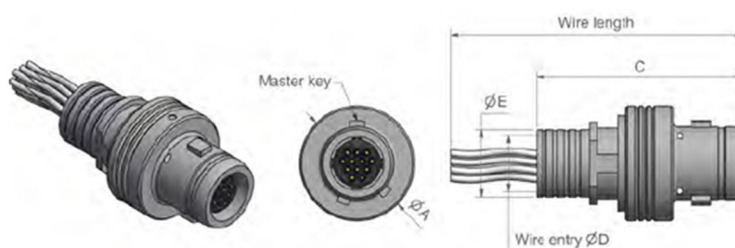


図4.4.3.16-2 円筒型キャプセル支持構造概念図

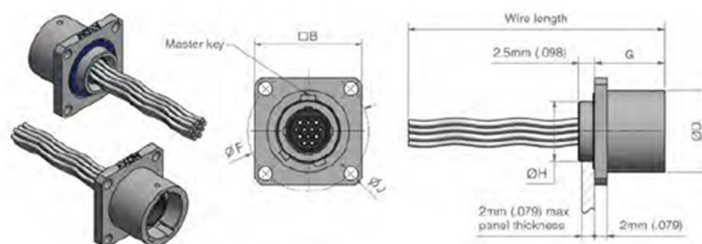
Main characteristics of AXON' miniature circular connectors

FEATURES	VALUE
CURRENT RATING	3 A max.
CONTACT RESISTANCE	8 mΩ max.
DURABILITY	500 mating cycles min.
TEMPERATURE RANGE - Standard Version - High Temp. Version	-55°C / +150°C -55°C / +200°C
VIBRATION	20 g's
SHOCK	50 g's
WATER RESISTANCE	IP67 / IP68*

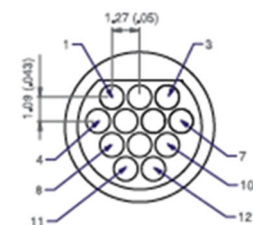
BREAKAWAY IN-LINE MALE PLUGS



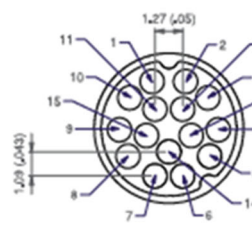
PANEL MOUNT SQUARE FLANGE FEMALE RECEPTACLES



NUMBER OF WAYS	Ø A (MAX)	B (MAX)	C (MAX)	WIRE ENTRY Ø D	SCREEN TERM. FUNNEL Ø E
5 OR 7	15.1 (.594)	20.3 (.799)	27.3 (1.074)	5.8 (.228)	7.2 (.283)
12 OR 15	15.1 (.594)	20.3 (.799)	27.3 (1.074)	7.4 (.291)	8.8 (.346)
19	17.4 (.685)	22 (.866)	29 (1.142)	9.6 (.378)	12 (.472)
37	20.1 (.791)	22 (.866)	29 (1.142)	12 (.472)	14.4 (.567)



12 CONTACTS



15 CONTACTS

図4.4.3.16-3 照射キャプセル支持棒端部に設置するプラグ

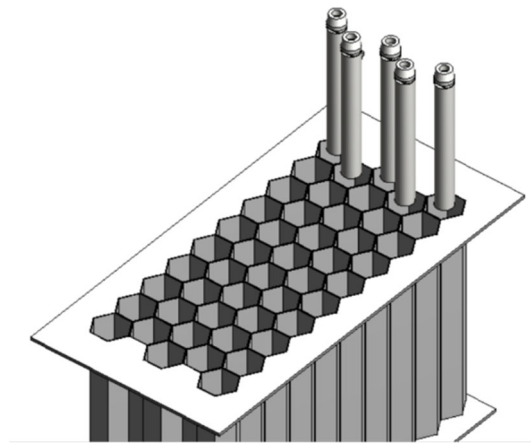


図4.4.3.16-4 円筒型キャプセルをハニカム容器へ配置した概念図

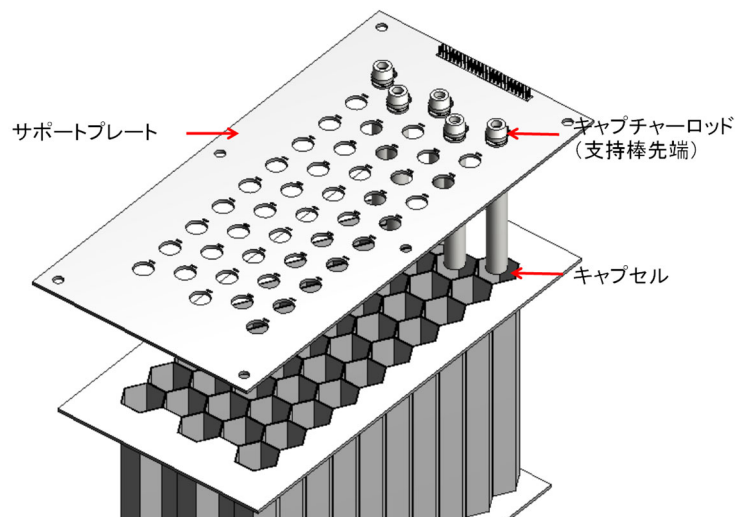


図4.4.3.16-5 円筒型キャプセルを支持板（サポートプレート）で支持した概念図

4.4.3.17 モジュール筐体構造設計

構造材モジュール筐体の設計条件は以下のとおりである。

- (1) 円筒型照射キャプセル着脱時の遠隔操作性の観点から、モジュール筐体上部を分離し、より広い操作空間を確保する。
- (2) 筐体形状に関しては、モジュール内部のヘリウムガス圧力に対して、内圧に強く変形が少ないと考えられるレーストラック状の壁面とする。
- (3) 円筒型照射キャプセルの位置決め精度を向上させる機構を設ける。
- (4) 中性子束入射方向にて、試験モジュール筐体の背後には他の試験モジュール及び試験モジュール等の遮蔽プラグを配置するため、構造材モジュールのヘリウムガス配管及び配線コネクタが、他の試験モジュール及び遮蔽プラグと干渉しないような配置とする。
- (5) 円筒型照射キャプセルをハニカム容器内に精度よく配置できる。
- (6) 遠隔操作により円筒型照射キャプセルをハニカム容器から速やかに取り出せる。

- (7) 円筒型照射キャプセルをハニカム容器内で均一に冷却できるヘリウムガス流路とする。
- (8) リチウムターゲット後壁から円筒型照射キャプセル前面中央位置までの距離を 52 mm とする。
- (9) 構造材モジュール筐体を側方遮蔽プラグから支持する。
- (10) 円筒型照射キャプセル交換の際には、BSMTM 筐体を側方アクセスセルへ移動後、遠隔保守機器を用いてキャプセルを単体交換する。併せて、試験モジュールを交換する。

図 4.4.3.17-1 に構造材モジュール筐体の概念図を示す。試験モジュール筐体寸法は、幅 805 mm、奥行き（ビーム方向）340 mm、高さ 680 mm（開口部まで）である。筐体外壁の厚みは 5 mm、照射領域（ビームフットプリント）での厚みは 3 mm である。筐体の材料は原子力機器関係で用いられているオーステナイト系ステンレス鋼を想定している。試験モジュールを遠隔操作で溶接・溶断することなくキャプセルを鉛直方向に着脱できるよう、筐体の上部を分離できる設計としており、遠隔操作性がよくなる。

構造材モジュール筐体の特徴は以下のとおりである。

- (1) 円筒型照射キャプセルの遠隔操作による着脱性向上にはハニカム設置箇所より上部の筐体高さを低くすることが望ましく、筐体の上部開口部からハニカム容器までの距離を 285 mm までとしている。
- (2) ヘリウムガス内圧による筐体変形を抑制するために、開口形状をレーストラック形状とし、フランジ取り合いとしている。
- (3) キャプセル位置決め用の支持棒を配置している。
- (4) 筐体の開口部は遠隔操作で着脱するために吊り具を備えたフランジとしている。
- (5) フランジにはヘリウムガス管用の穴が開いており、締結用のボルト穴も設けている。
- (6) ヘリウム ガス出口はヘリウムガスの流れを考慮して筐体上部の別フランジにて着脱できるように設計している。
- (7) 遮蔽プラグに固定した支持架台と筐体間を接続する支持架台取付板を設けている。
- (8) 筐体を支持架台から着脱するための筐体吊り棒を 2 か所設けている。
- (9) 試験モジュール組立を想定し、筐体の下端には下部開口フランジを設けている。
- (10) 支持架台取付板は試験モジュールと溶接する。
- (11) ヘリウムガスの流路を考慮して内部は 2 分割している。
- (12) 筐体内部には壁に固定した 3 つのプレートがある。上部の横板プレートはハニカム上端を固定している。中央の横板プレートはハニカム下端を支持している。下部の横板プレートは下部サポートプレートを固定している。
- (13) 上・下サポートプレートの位置決めのために 2 本のガイド棒を設けている。
- (14) 筐体上部から入ったヘリウムガスはハニカムを通過してハニカム下端支持板から排出される。
- (15) ハニカム下端支持板には開口部を設け、ヘリウムガスを排出すると共に圧力による変形を抑制している。
- (16) ヘリウムガスは仕切板の下部から補強板をとおり、ヘリウム配管出口より排出される。

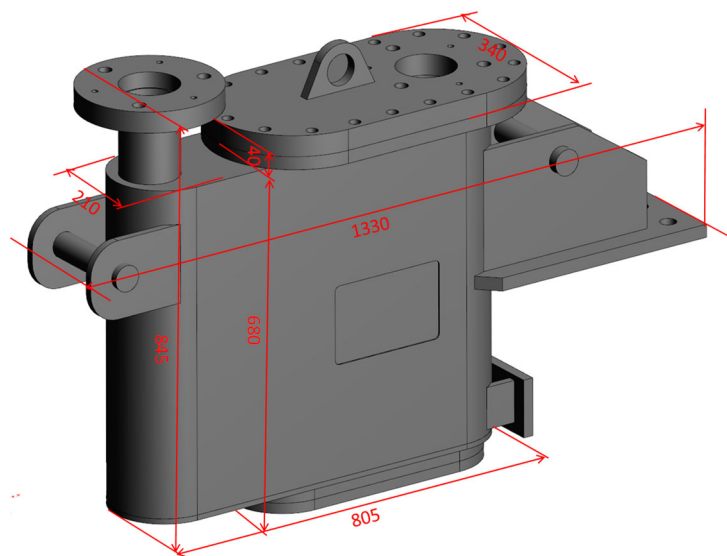


図4.4.3.17-1 構造材モジュールBSMTM筐体概念図

図4.4.3.17-2に試験モジュール筐体内部のサポートプレートとガイド棒の配置を示す。図4.4.3.17-3にハニカム容器の概念図を示す。図4.4.3.17-4に上部配線ボードの概念図を示す。図4.4.3.17-5に筐体内部の下部サポートプレート、ハニカム容器、上部配線ボードの配置図を示す。図4.4.3.17-6に試験モジュール筐体の外形図を示す。試験モジュール内部の構造物は以下の順序で設置する。

- (1) ハニカム上端サポートプレート、ハニカムサポートプレート、下部サポートプレートの3枚を筐体に溶接する(図4.4.3.17-2)。
- (2) ガイド棒が貫通する穴径の位置調整をおこない、ガイド棒を溶接する。
- (3) ハニカム容器を取り付ける(図4.4.3.17-3)。ハニカム容器は、下端サポートプレートに配置する。
- (4) 上部サポートプレートを仮設置して芯出しの調整を行った後、上部配線ボードを設置し、上部サポートプレートコネクタブロック(スプリングプローブコネクタ及びターゲットコネクタ)の芯出しを調整する(図4.4.3.17-4)。
- (5) 下部サポートプレートを取り付けて芯出し調整後、溶接する(図4.4.3.17-5)。
- (6) キャプセルを挿入し、全てのコネクタが接続し通電できることを確認する。
- (7) 筐体内配線後、下部開口部をフランジで封止する。
- (8) キャプセルを挿入し、キャプセルロッドの下端と下部サポートプレートとの嵌め合いを確認・調整する。
- (9) 上部サポートプレートと上部サポートプレート取り外し用治具を合体させた状態で挿入し、取り外し用治具の両端部が位置出し用ガイド棒2本の溝に入り固定することを確認する。

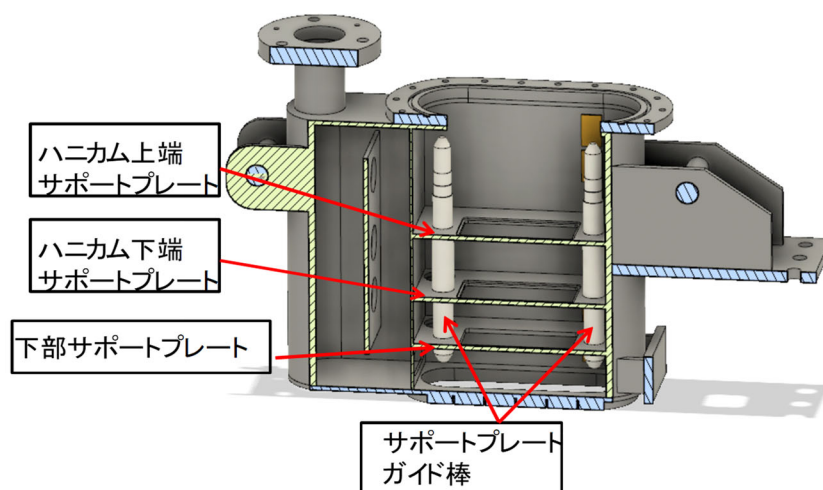


図4.4.3.17-2 試験モジュール筐体内部のサポートプレートとガイド棒の配置



図4.4.3.17-3 ハニカム容器概念図

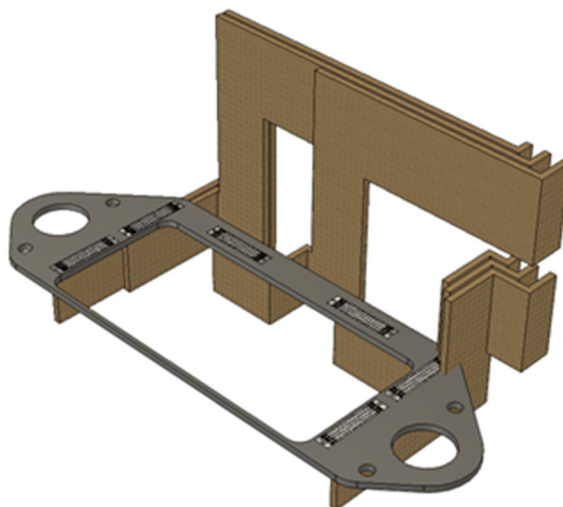


図4.4.3.17-4 上部配線ボード概念図

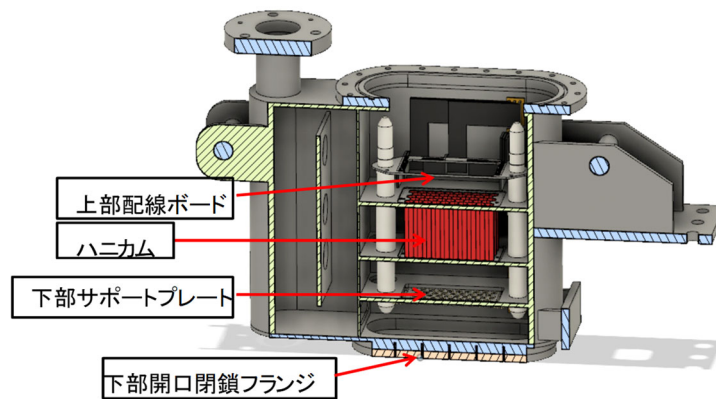


図4.4.3.17-5 筐体内部の下部サポートプレート、ハニカム容器、上部配線ボードの配置図

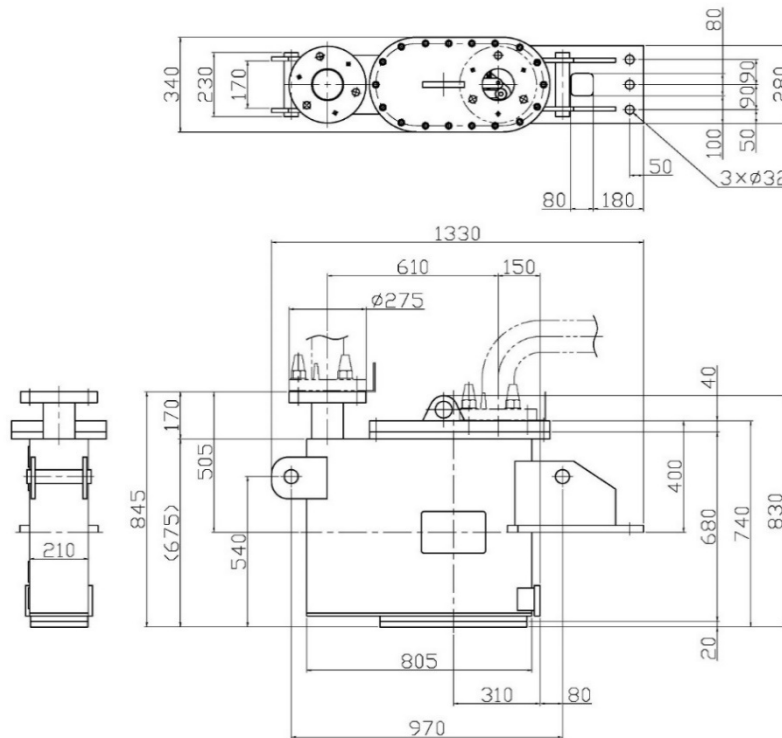


図4.4.3.17-6 試験モジュール筐体の外形図

4.4.3.18 モジュール筐体の支持構造

試験モジュール筐体を、内圧に強いレーストラック状の壁面とし、遠隔操作性の向上のために筐体上部3分の1を分割できる構造としている。図4.4.3.18-1に試験モジュールと支持架台の外形図を示す。図4.4.3.18-2に試験モジュール外形と支持構成を示す。図4.4.3.18-3に試験モジュールの位置決め概念図を示す。試験モジュールと遮蔽プラグ間を片持ちで支持するために支持架台を設計している。支持架台は幅280 mm、高さ760 mm、全長390 mm、垂直面280 mm×250 mm及び280 mm×200 mmの2面で遮蔽プラグに固定する構造としている。図4.4.3.18-2に示すように、遠隔操作で上部より吊り上げることができるように試験モジュールには吊り棒を設けている。試験モジュールと支持架台はボルト締結とし、図4.4.3.18-3に示すように、

位置合わせ用のピンを用いて位置決めできるように考慮している。

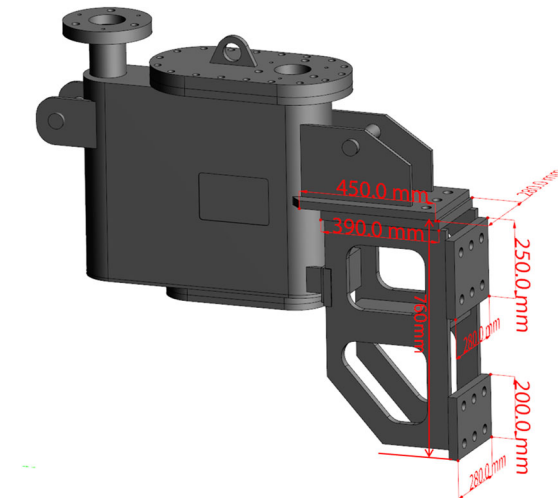


図4.4.3.18-1 試験モジュールと支持架台の外形図

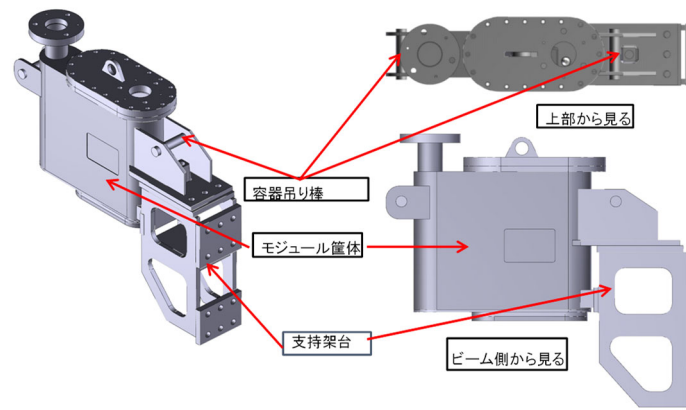


図4.4.3.18-2 試験モジュール外形と支持構成

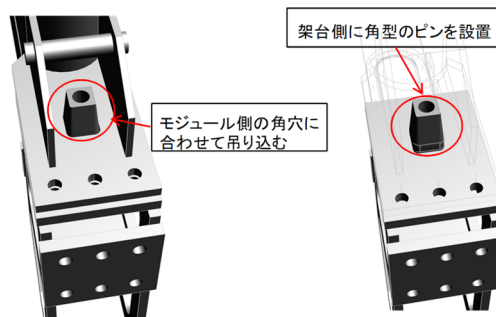


図4.4.3.18-3 試験モジュールの位置決め概念図

試験モジュールとヘリウムガス配管を支持架台及び遮蔽プラグで支持した場合のモジュール、ヘリウムガス配管及び支持架台の静的な変形、発生応力を ANSYS（有限要素法）コードにより概略評価している。解析条件及び解析結果は以下のとおりである。

(1) 解析条件

試験モジュール筐体、ヘリウムガス配管及び支持架台はオーステナイト系ステンレス鋼とした。ただしこの解析ではキャプセル、計装線、コネクタの重量（概略 50 kg）は含んでいない。解析で用いた重力は以下のとおりである。

- ①試験モジュール筐体：265 kg
- ②ヘリウムガスジャンパ管（長）：57 kg
- ③ヘリウムガスジャンパ管（短）：50 kg
- ④支持架台：127 kg

図 4.4.3.18-4 に拘束条件を示す。支持架台を 2 面固定、ヘリウムガス配管を 2 面固定し解析を行っている。

(2) 解析結果

図 4.4.3.18-5 に全変形量分布図、図 4.4.3.18-6 に相当応力分布図を示す。最大変位はヘリウムガスジャンパ管中央で、 3.1×10^{-2} mm、試験モジュール容器で 2.7×10^{-2} mm 以下である。最大応力は支持架台脚部で 6.6 MPa である。自重による試験モジュール筐体の変位は極めて小さく、特に問題ない。

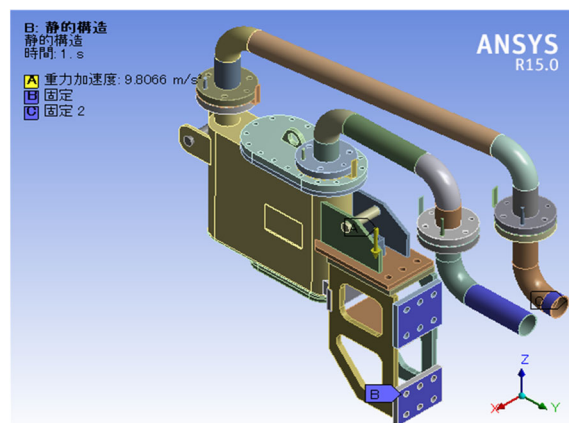


図4.4.3.18-4 ヘリウムガス配管及び支持架台の発生応力ANSYS解析での拘束条件

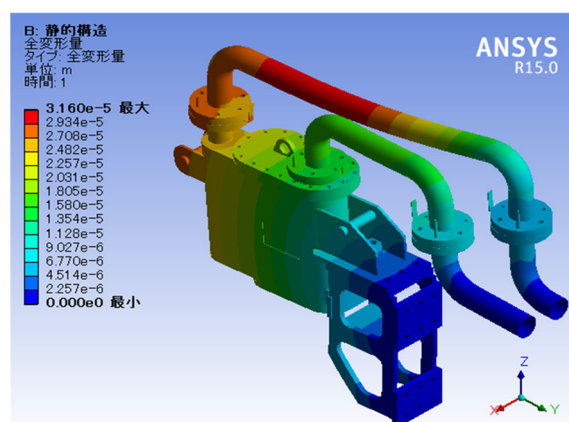


図4.4.3.18-5 試験モジュールとヘリウムガス配管を支持架台及び遮蔽プラグで支持した場合の全変形量分布図

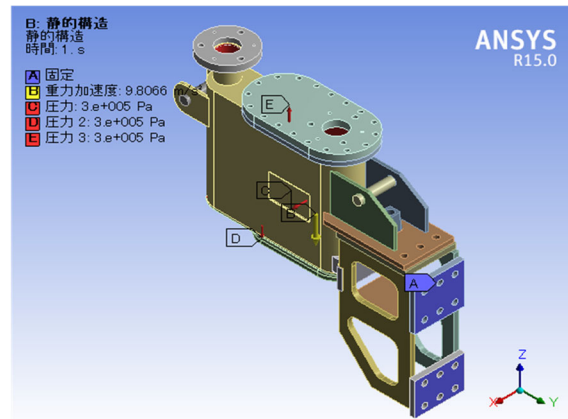


図4.4.3.19-1 試験モジュール筐体内ヘリウムガス圧力による発生応力ANSYS解析での拘束条件

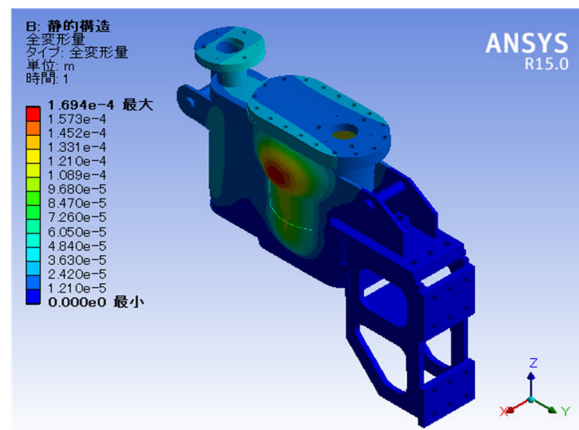


図 4.4.3.19-2 試験モジュール筐体内ヘリウムガス圧力によるモジュール筐体前面側の全変形量分布図

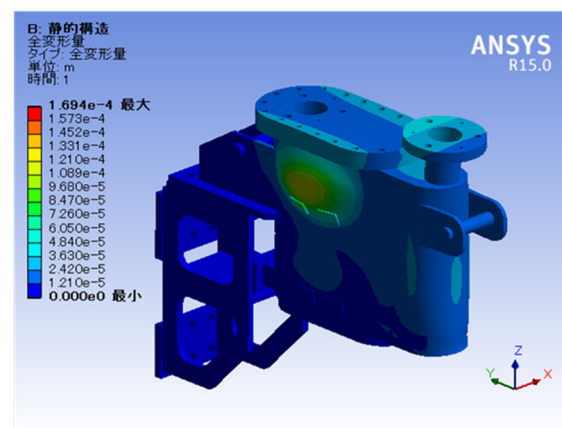


図 4.4.3.19-3 試験モジュール筐体内ヘリウムガス圧力によるモジュール筐体背面側の全変形量分布図

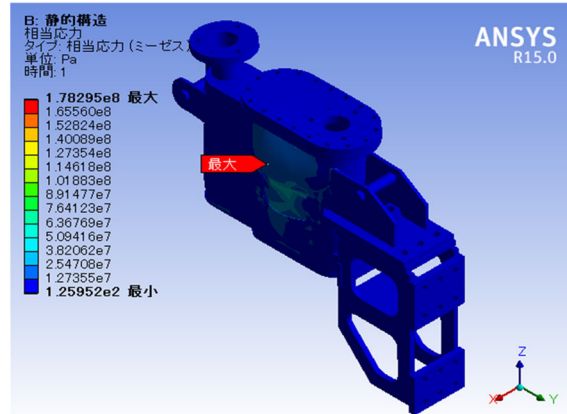


図 4.4.3.19-4 試験モジュール筐体内ヘリウムガス圧力によるモジュール筐体の相当応力分布図

4.4.3.20 ヘリウムガス配管設計

ヘリウムガス配管の設計条件は以下のとおりである。

- ① ブランケット構造材照射試験モジュール筐体のビーム下流には他の試験モジュール及び遮蔽プラグを配置するため、ブランケット構造材照射試験モジュールのヘリウムガス出口配管及び配線コネクタの配置をできるだけ上流側に配置する。
- ② 試験モジュール筐体と締結するヘリウムガス配管がリチウムターゲットと干渉しないようにする。
- ③ 筐体の開口部は遠隔保守性を考慮し、吊り具を備えたフランジを設置する。
- ④ フランジにヘリウムガス入口の孔を設置する。
- ⑤ ヘリウムガス出口はヘリウムガスの流れを考慮して筐体上部の別フランジにて着脱できるよう設置する。
- ⑥ ヘリウムガスの流路を考慮してモジュール筐体内部は2分割する。
- ⑦ ビーム上流側からみて筐体右上部から入ったヘリウムガスはハニカム容器を通過してハニカム容器下端サポートプレートから排出する。
- ⑧ ハニカム容器下端サポートプレートには開口部を設け、ヘリウムガスを排出すると共に圧力による変形を抑制する。
- ⑨ ヘリウムガスは仕切板の下部から補強板をとおり、ヘリウムガス配管出口より排出する。

図 4.4.3.20-1 に試験モジュール筐体のヘリウムガス配管入口部及び出口部の概念図を示す。図 4.4.3.20-2 及び図 4.4.3.20-3, 図 4.4.3.20-4 に試験モジュール筐体内のヘリウムガス流れの概念図を示す。図 4.4.3.20-5 にヘリウムガス配管概略図を示す。図 4.4.3.20-6 にモジュール筐体前面側のヘリウムガス配管の概念図を示す。図 4.4.3.20-7 にモジュール筐体背面側のヘリウムガス配管の概念図を示す。

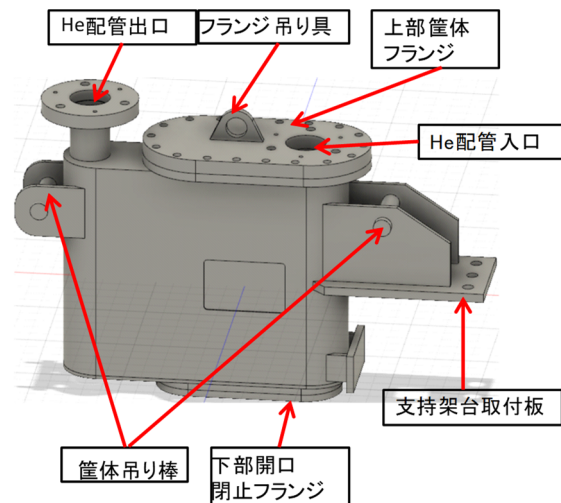


図4.4.3.20-1 試験モジュール筐体のヘリウムガス配管入口部及び出口部の概念図

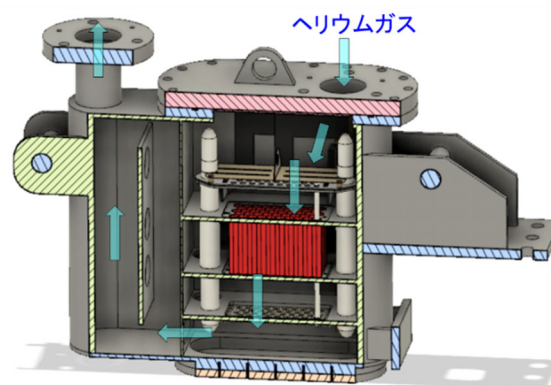


図4.4.3.20-2 試験モジュール筐体内のヘリウムガス流れの概念図

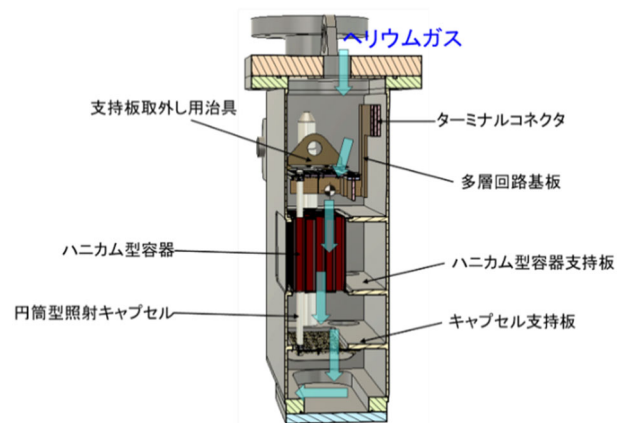


図4.4.3.20-3 試験モジュール筐体内のヘリウムガス流れの概念図

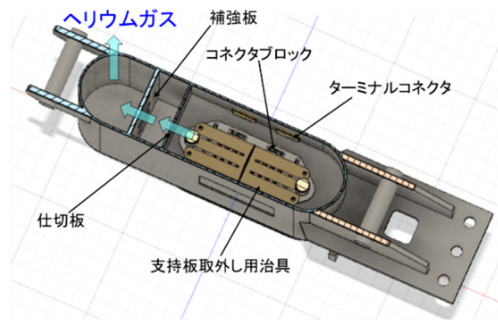


図4.4.3.20-4 試験モジュール筐体内のヘリウムガス流れの概念図

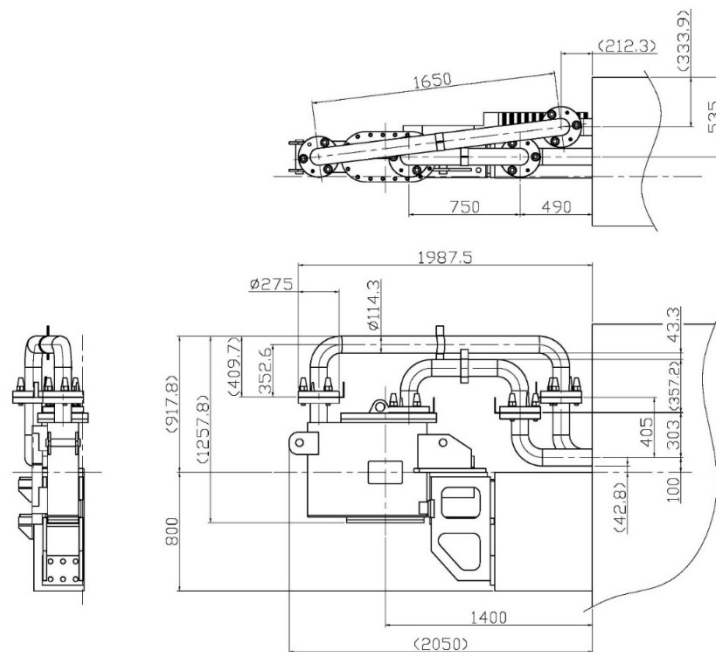


図4.4.3.20-5 ヘリウムガス配管概略図

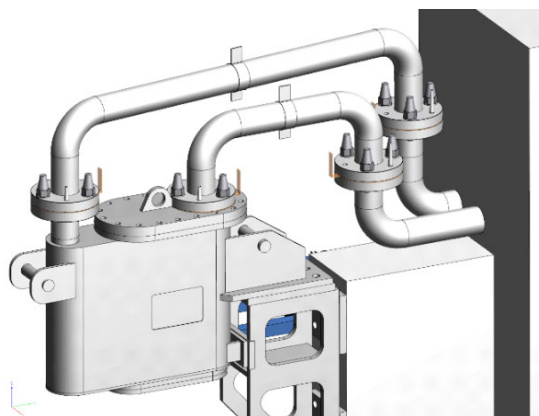


図4.4.3.20-6 モジュール筐体前面側のヘリウムガス配管の概念図

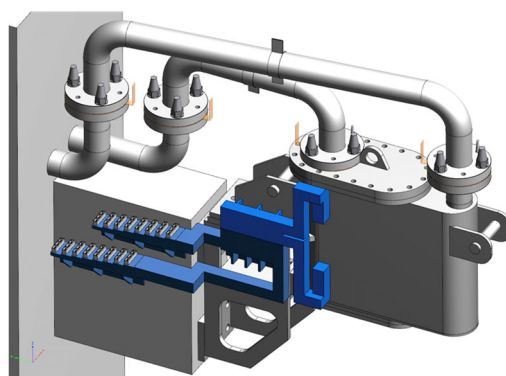


図4.4.3.20-7 モジュール筐体背面側のヘリウムガス配管の概念図

4.4.3.21 遮蔽プラグとの取合い構造

図4.4.3.21-1及び図4.4.3.21-2に遮蔽プラグに取り付けた試験モジュールの全体図を示す。側方アクセスセル内における遠隔操作によるヘリウムガス配管の着脱を考慮すると、上部から遠隔保守機器がアクセスし、締結ボルトを着脱することが望ましく、ヘリウムガス配管は試験モジュールの上部に配置している。図4.4.3.21-2に示すように、試験モジュールのヘリウムガス配管入口・出口と外部配管との間にジャンパ管を配置して締結・分離を行う設計としている。試験モジュールあるいは遮蔽プラグに微小な変位が生じて調整することが可能である。ヘリウムガス配管入口は75 cm、Heガス配管出口は165 cmの間隔で接続する。図4.4.3.21-3に遮蔽プラグからの外部配管との取合い概念図を示す。管の呼び径は100A、スケジュール10S、フランジ内径 114.3 mm、外径275 mm、厚み40 mmである。締結ボルトM30を3本、メタルガスケットを用い、遠隔操作性向上のため、ガイドピンを立てている。

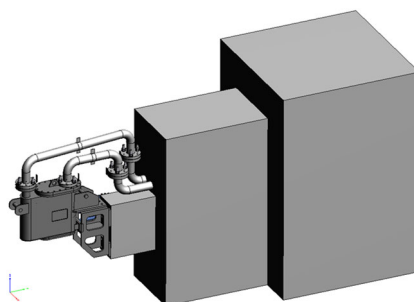


図4.4.3.21-1 遮蔽プラグに取り付けた試験モジュールの全体図

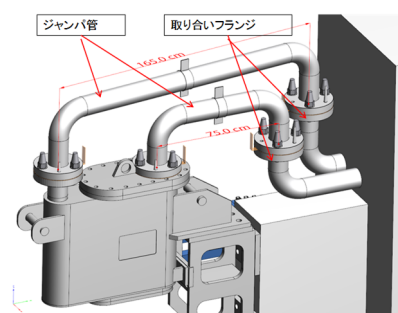


図4.4.3.21-2 遮蔽プラグに取り付けた試験モジュールの全体図

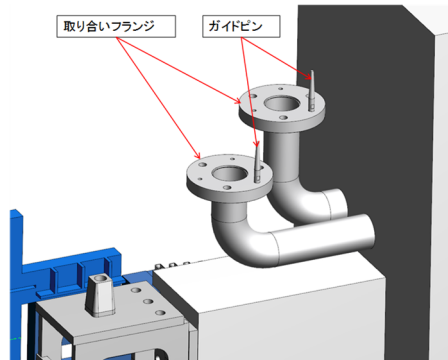


図4.4.3.21-3 遮蔽プラグからの外部配管との取り合い概念図

4.4.3.22 計装線設計

計装線の設計仕様は以下のとおりである。

- (1) 計装線としては、シースヒータリード線及び熱電対リード線である。
- (2) 図4.4.3.5-1に示すように、シースヒータはキャプセルごとに、上部、中央部、下部の3本設置し、キャプセル毎のシースヒータ線は6本となる。
- (3) ヒータの中性子による損傷を低減させるために、上部ヒータ及び下部ヒータはビームフットプリントから高さ方向に離れた位置に設置する。上部ヒータリード線及び下部ヒータリード線は、ビームフットプリントを避けるために、上部ヒータリード線の2本は筐体上部から、下部ヒータリード線の2本は筐体下部から引き回す。
- (4) 中央部ヒータはビームフットプリントの位置に設置する。中央部ヒータリード線の1本は筐体上部から、中央部ヒータリード線の1本は筐体下部から引き回す。
- (5) 熱電対は3対式熱電対をキャプセルごとに2本設置し、1本は筐体上部から、1本は筐体下部から引き回す。
- (6) 3対式熱電対1本当たり、熱電対リード線は6本であり、熱電対リード線の6本は筐体上部から、熱電対リード線の6本は筐体下部から引き回す。
- (7) シースヒータリード線及び熱電対リード線を併せて、キャプセルごとに、リード線の9本は筐体上部から、熱電対リード線の9本は筐体下部から引き回す。
- (8) 構造材モジュール筐体内には、48体の円筒型照射キャプセルを設置する。432本の計装線を筐体上部から、432本の計装線を筐体下部から引き回す。
- (9) 構造材モジュール筐体から円筒型照射キャプセルを取り出す前に、遠隔操作により計装線を切り離す。

図4.4.3.22-1に構造材モジュール筐体内の計装線概要図を示す。計装線は以下のように設計している。

- (1) 計装線を切り離す際の方法としては、切断ではなく、コネクタを用いて分離する方法を適用し、接触式コネクタを用いる。
- (2) 計装線は上部サポートプレート及び下部サポートプレートに設置するコネクタブロックに結線する。
- (3) コネクタブロックは配線ボードと結線する。

- (4) 配線ボードは構造材モジュール筐体壁に設置するターミナルコネクタと結線する。ターミナルコネクタは、筐体壁の上部及び下部の2箇所に設置する。
- (5) ターミナルコネクタから配線ボードを筐体外へ導出、配線ボードは遮蔽プラグを貫通し、側方アクセスセルにて、試験セル外の計装線と接続する。
- (6) 円筒型照射キャプセルを引き抜く前に上部サポートプレートを遠隔操作により上部へ引き上げる。
- (7) 上部サポートプレート引き上げと同時に円筒型キャプセルの計装線が分離するようにサポートプレートと円筒型キャプセル支持棒にコネクタを配置する。本構造により、円筒型キャプセルをハニカム容器内に再挿入する場合も、上部サポートプレートを遠隔操作により下部へ降ろすことで円筒型キャプセルの計装線コネクタと下部サポートプレートにある計装線コネクタが接触し、再結線される。
- (8) 円筒型照射キャプセルに取り付けたヒータ、熱電対のリード線は図4.4.3.16-1に示す上下の支持棒（ロッド）に沿ってそれらの端部に設けたコネクタに配線する。
- (9) 上方のコネクタは円筒型キャプセルのサポートプレートに装着されている上部サポートプレート用コネクタと着脱可能とする。
- (10) サポートプレート上の配線は端部にあるコネクタに集結する。
- (11) 端部のコネクタは構造材モジュール筐体に設置したコネクタと着脱可能とする。
- (12) 筐体に設置したコネクタから構造材モジュール外部とのターミナルコネクタまでケーブルトレイ等で配線する。
- (13) 上部のコネクタと同様に、円筒型照射キャプセル下部のコネクタに関しても、BSMTM筐体に設置したコネクタと着脱可能とし、コネクタから構造材モジュール外部とのターミナルコネクタまで配線できる構成とする。

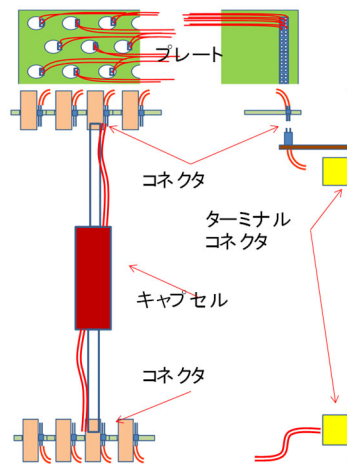


図 4.4.3.22-1 構造材モジュール筐体内の計装線概要図

円筒型照射キャプセル支持棒の先端部は、サポートプレートと所定の位置で嵌合する構造である。サポートプレート側のコネクタと接触通電するキャプセル支持棒部分をキャプチャーロッドと称する。図 4.4.3.22-2 に上部と下部の円筒型キャプセル支持棒先端部のキャプチャーロッドの接触図を示す。先端の切り込みはロッドの周方向の向きを定めるために設けている。

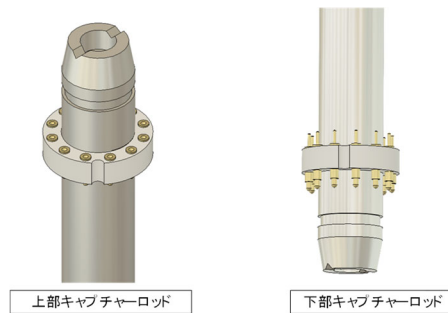


図 4.4.3.22-2 上部と下部の円筒型キャプセル支持棒先端部のキャプチャーロッドの接触図

キャプチャーロッドと嵌合するサポートプレートのコネクタは、円筒型キャプセルごとの円形開口部周囲に配置している。図 4.4.3.22-3 に上部サポートプレートの形状とコネクタの配置を示す。

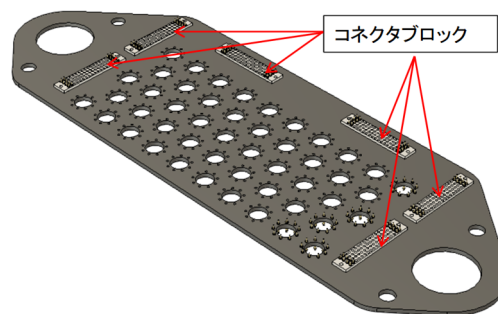


図 4.4.3.22-3 上部サポートプレートの形状とコネクタの配置

コネクタの設計条件は以下のとおりである。

- (1) オス・メスのコネクタ電極の位置が多少ずれても通電できる。
- (2) 遠隔保守上、解離する際に力を要さない。
- (3) 0.1 インチ程度の間隔で 100 V、数 A の通電ができる。
- (4) 特殊形状配置ができる。

構造材モジュールコネクタ設計として、構造材モジュールには接触型（コンタクト）の一つであるスプリングプローブを適用している。図 4.4.3.22-4 に上部サポートプレートに取り付けるスプリングプローブコネクタ及び上部キャプチャーロッドに取り付けるターゲットコネクタの外観図を示す。スプリングプローブの仕様は以下のとおりである。

- (1) スプリングプローブはスプリングプローブコネクタとターゲットコネクタから構成される。
- (2) コネクタをサポートプレートの貫通孔に円周上に配置する。
- (3) スプリングプローブコネクタにおいて、下部の太い部分にスプリングを有しており、接触時にターゲットコネクタを押し、上部の細いピンが電線と結線する。
- (4) ターゲットコネクタは接触面が平らであり、上部の円盤がスプリングプローブコネクタと接触し、下部の細いピンが電線と結線する。

- (5) 上部サポートプレートのキャプチャーロッド貫通孔周辺部にはスプリングプローブピンを9個下向きに打ち込む。
- (6) キャプチャーロッド上部にはターゲットコネクタを9個上向きに取り付けている。
- (7) 上部サポートプレートを押し下げるとスプリングプローブがターゲットコネクタに接触した後、短縮し、通電可能となる。
- (8) 上部サポートプレートの周辺端部には計装線・リード線を照射容器筐体側の配線ボードコネクタと結線するために直線状のスプリングプローブコネクタを6個配置する。各々のスプリングプローブコネクタには、72個のスプリングプローブピンを下向きに打ち込んである。
- (9) 照射容器筐体側の配線ボードコネクタには、スプリングプローブピンと同数のターゲットコネクタを上向きに取り付ける。キャプチャーロッドと同様に、サポートプレートを押し下げるとスプリングプローブがターゲットに接触した後、短縮し、通電可能となる。
- (10) 照射容器筐体側の配線ボードコネクタから筐体外壁のフィードスルーまでは固定配線とし、外部計装線と通電する。
- (11) 下部サポートプレートも上部サポートプレートと同様にスプリングプローブを打ち込んでおき、キャプセルロッド下端部のターゲットコネクタと接触した後、短縮し、通電可能とする。

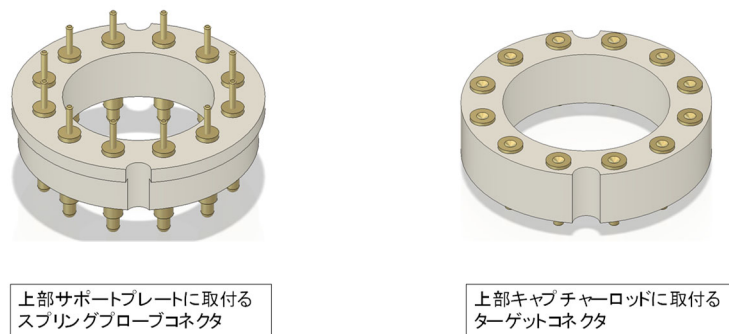


図 4.4.3.22-4 上部サポートプレート及び上部キャプチャーロッドに取り付けるコネクタの外観図

図 4.4.3.22-5 に上部サポートプレートとコネクタの結合概念図を示す。表 4.4.3.22-1 にキャプセル挿入時と引抜時のコネクタの状態を示す。

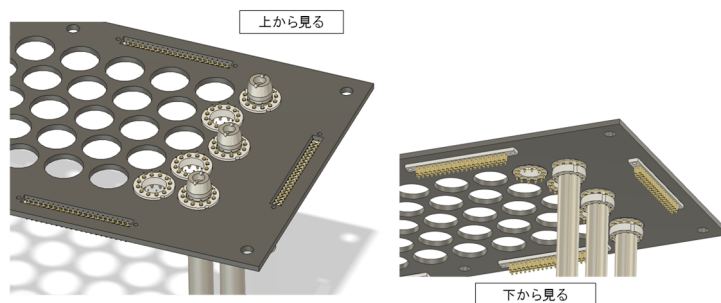


図 4.4.3.22-5 上部サポートプレートとコネクタの結合概念図

表 4.4.3.22-1 キャプセル挿入時と引抜時のコネクタの状態

	キャプセル挿入時	キャプセル引抜時
上部サポートプレート スプリングプロープコネクタ	スプリング収縮 上向き反力	スプリング解放 反力なし
上部キャプチャーロッド ターゲットコネクタ	接触 下向き面圧	非接触 面圧なし
下部キャプチャーロッド スプリングプロープコネクタ	スプリング収縮 上向き反力	スプリング解放 反力なし
下部サポートプレート ターゲットコネクタ	接触 下向き面圧	非接触 面圧なし

上部サポートプレートを取り外した後、遠隔保守機器を用いてハニカム容器から円筒型キャプセルを取り出す。遠隔保守機器による鉛直方向への押込み・引き抜きの裕度を持たせるために、キャプチャーロッドの先端を加工し、コレットチャック構成を採用する。コレットチャックは、キャプチャーロッドと接続して固定するチャック部に、縦方向に複数の切れ込みが設けられた筒（コレット）の形状をしたチャックのことである。コレットチャックにキャプチャーロッドを挿入し、コレットチャックを外側から締めることによって、切れ込み部分が閉じ、キャプチャーロッドを強固に固定できる。コレットがキャプチャーロッドに接触する面積が広いため、キャプチャーロッドを傷つけにくい。図 4.4.3.22-6 にコレットチャックの部品構成、図 4.4.3.22-7 にキャプセルチャッキング取付動作機構、図 4.4.3.22-8 にキャプセルチャッキング取り外し動作機構を示す。本構成の特徴は以下のとおりである。

- (1) 上下方向の遠隔動作。
- (2) 隣接するキャプセルと干渉せずに着脱可能。

課題は以下のとおりである。

- (1) コレットチャックの厚みとスリット形状・深さは試作検証試験が必要。
- (2) キャプセル先端のテーパ角度の試作検証試験が必要。
- (3) 先端の爪形状と耐久性について試作検証試験が必要。
- (4) アンチャック時の押し広げる部分のテーパ角度について試作検証試験が必要。

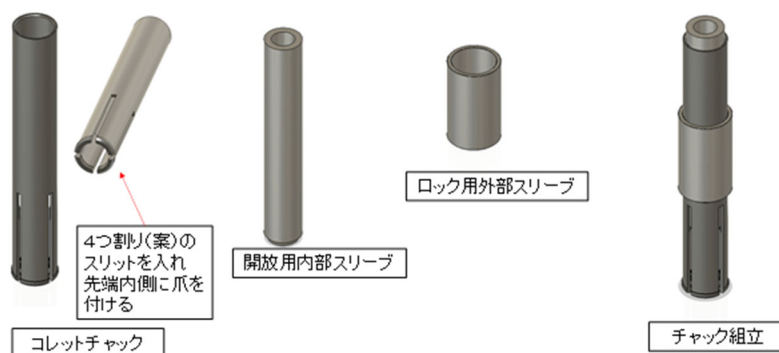


図 4.4.3.22-6 コレットチャックの部品構成

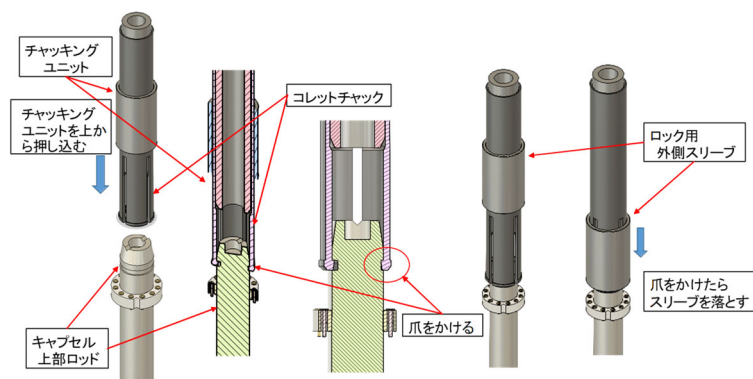


図 4.4.3.22-7 キャプセルチャッキング取付動作機構

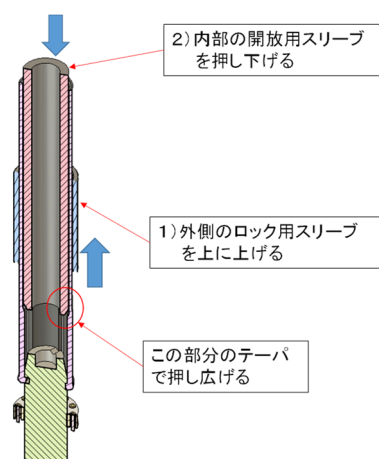


図 4.4.3.22-8 キャプセルチャッキング取り外し動作機構

コネクタブロックの設計は以下のとおりである。

- (1) 上部サポートプレート及び下部サポートプレート各々、48個の円形開口部の周辺に9個のコネクタを配置する。その合計は432個となる。
- (2) 図4.4.3.22-3に示すように、プレート周辺には同数の432個のコネクタを6分割してコネクタを集合したコネクタブロック6個を配置する。それぞれのブロックは72個のコネクタを3列24個配置する。
- (3) 端部のコネクタブロックはモジュール筐体に支持された上部配線ボードにあるコネクタブロックと着脱する。
- (4) コネクタブロックからモジュール外部にあるターミナルコネクタまでの配線に関しては、本数が多いことから多層回路基板で配線する。

図 4.4.3.22-9 に上部配線ボードと多層回路基板の概念図を示す。図 4.4.3.22-10 の左図にキャプセルロッド先端部のコネクタと上部サポートプレート貫通穴周辺部のコネクタと結線した状態を示す。図 4.4.3.22-10 の右図に上部サポートプレート上の 6 個のコネクタブロックと配線ボードのコネクタブロックとの結線した状態を示す。図 4.4.3.22-11 に下部サポートプレート及び拡大図を示す。図 4.4.3.22-12 にキャプセルロッド下部コネクタと下部サポートプレートコネクタの結線状態を示す。計装線とサポートプレートとの結線設計は以下のとおりである。

- (1) 上部サポートプレートには 48 箇所のキャプセルロッド貫通孔周辺部に、スプリングプローブコネクタピンを各々9 個下向きに打ち込んでいる。
- (2) キャプセルロッド上部にはターゲットコネクタを 9 個上向きに取り付けている。
- (3) 上部サポートプレートを押し下げるとスプリングプローブコネクタピンがターゲットコネクタに接触した後、短縮し、通電可能となる。
- (4) 図 4.4.3.22-3 に示すように、上部サポートプレートの端部に 6 個のコネクタブロックを設置し、各々のコネクタブロックには 72 個のスプリングプローブピンを下向きに打ち込んでいる。
- (5) 配線ボードのコネクタブロックには、上部サポートプレートのコネクタブロックに設置しているスプリングプローブピンと同数のターゲットコネクタを上向きに取り付けている。
- (6) 上部サポートプレートを押し下げるとコネクタブロックのスプリングプローブピンが配線ボードのターゲットコネクタに接触した後、短縮し、通電可能となる。
- (7) 配線ボードから構造材モジュール外壁のフィードスルーまでは固定配線とし、外部計装線と通電する。
- (8) 下部サポートプレートも上部サポートプレートと同様にスプリングプローブを打ち込んでおき、キャプセルロッド下端部のターゲットコネクタと接触した後、短縮し、通電可能とする。

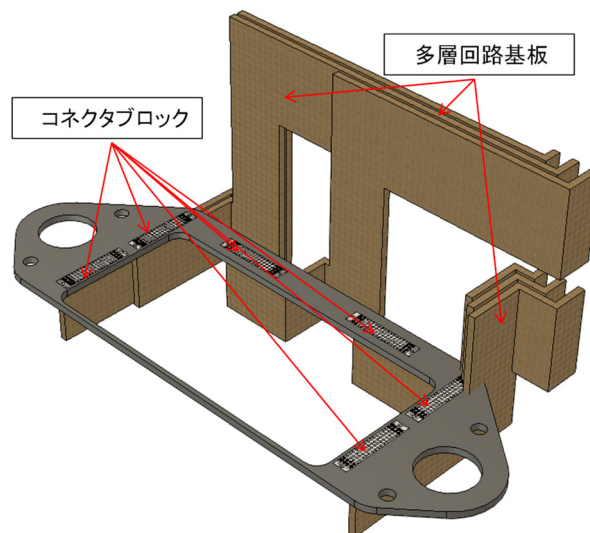


図4.4.3.22-9 上部配線ボードと多層回路基板の概念図

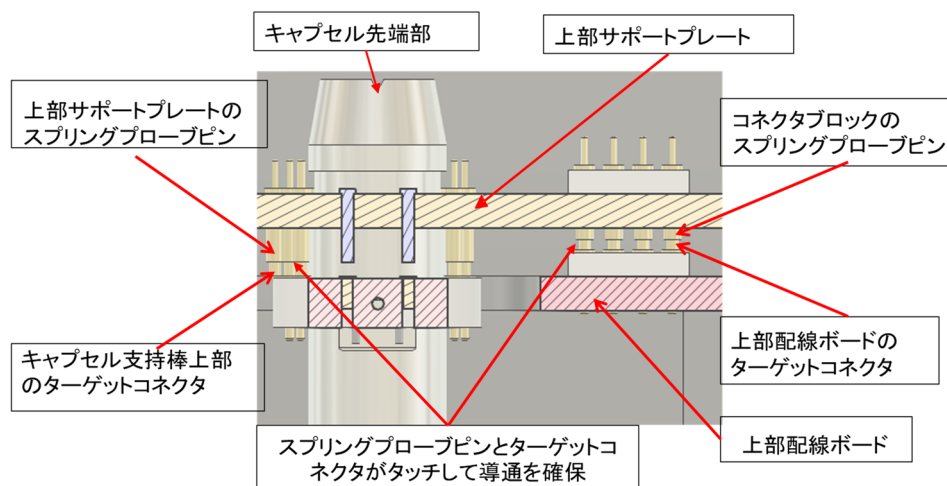


図4.4.3.22-10 （左図）キャプセルロッド先端部のコネクタと上部サポートプレート貫通穴周辺部のコネクタと結線した状態（右図）上部サポートプレート上の6個のコネクタブロックと配線ボードのコネクタブロックとの結線した状態

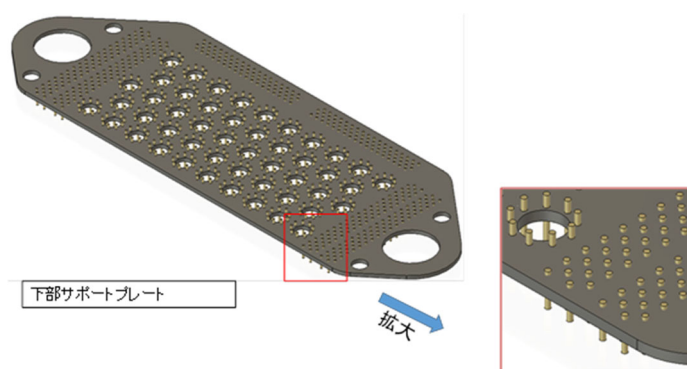


図4.4.3.22-11 下部サポートプレート及び拡大図

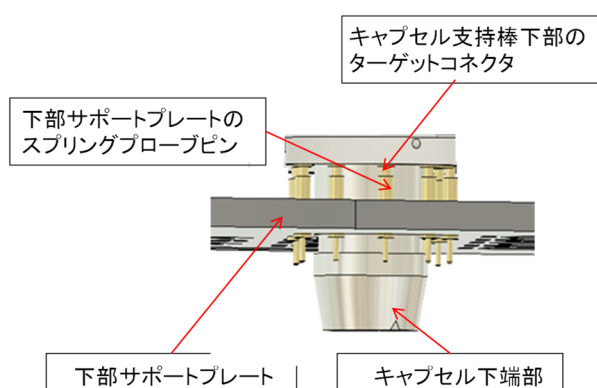


図4.4.3.22-12 キャプセルロッド下部コネクタと下部サポートプレートコネクタの結線状態

図 4.4.3.22-13 に上部サポートプレート上 48 個キャプセルのコンネクタと 6 個のコンネクタブロックを結ぶ 432 本の回路の例を平面図に示す。図 4.4.3.22-13 に示す結線の様に、サポートプレート上で剛性の高い MI ケーブルを多数配線することは困難であり、上部サポートプレートの結線として、セラミックス基板による多層立体回路を適用する。図 4.4.3.22-14 に上部サポートプレートに搭載する多層立体回路を示す。多層立体回路の仕様は以下のとおりである。

- (1) 耐熱性を有するセラミックス基板に 3 次元の回路を内層化する多層基板である。
- (2) 融点の低い銅や銀を内部導体に用いることができる低温焼成セラミックス (LTCC) 多層基板を適用する。
- (3) 耐高温性に優れたセラミック基板に電気導電性に優れた銅回路板を直接接合 (DCB) した絶縁回路基板を適用する。銅の回路厚み 0.4 mm をジルコン入りアルミナ厚み 0.3 mm で重ねた回路基板である。
- (4) サポートプレートを剛性の強い SiC 基板にしてスプリングプローブコンネクタを機械的に据え付ける。
- (5) 300 μm 級の銅の内部導体を有するセラミックス多層基板を適用する。

図 4.4.3.22-15 に多層回路基板を連結した上部配線ボード配線と下部サポートプレート配線を示す。本構造により、配線の施工性向上、均等な荷重、遠隔保守性向上が期待できる。今後、セラミックス多層基板を試作し、試験する必要がある。

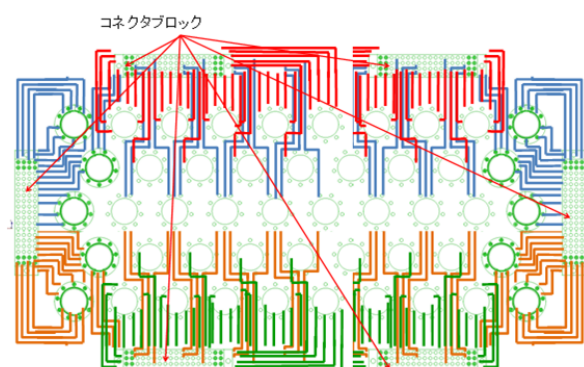


図4.4.3.22-13 上部サポートプレート上の配線例

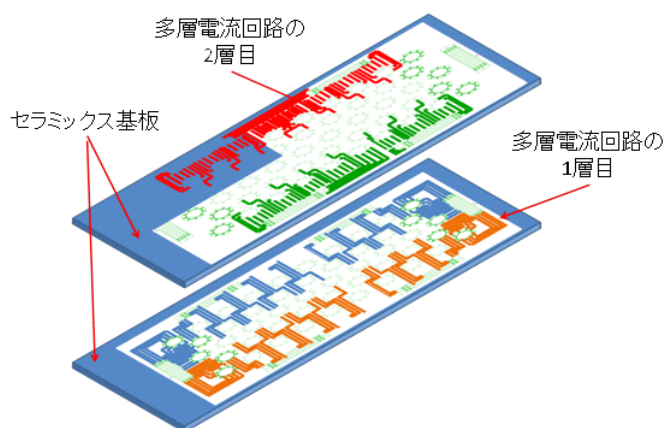


図4.4.3.22-14 上部サポートプレートに搭載する多層立体回路

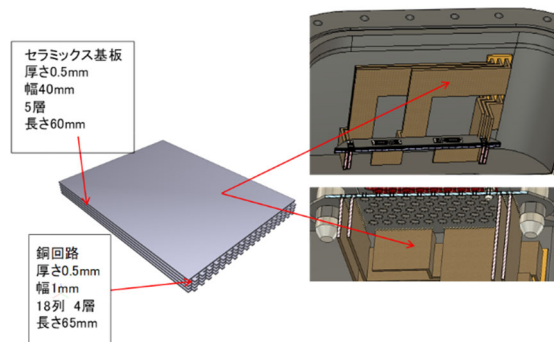


図4.4.3.22-15 多層回路基板を連結した上部配線ボード配線（上）と下部サポートプレート配線（下）

図 4.4.3.22-16 に試験モジュールから遮蔽プラグまでの配線図を示す。図 4.4.3.22-17 に試験モジュール筐体周りの回路概念図を示す。セラミックス基板と同回路から成る多層回路を支持架台の上部まで配線する。照射ビーム後方に配置する機器と干渉しないようにしている。試験モジュール内の上部サポートプレートと同様のスプリングプローブコネクタを用いて結線する。支持架台には、試験モジュール内の上部配線ボードと同様のターゲットコネクタを上向きに据え付ける。このコネクタから遮蔽プラグ側多層回路を取り合いコネクタまで配線する。864 本の計装線は遮蔽プラグの取り付け部に設置したコネクタで外部配線と取り合う。各コネクタは 18 列 4 行の接続として 16 個を多層回路に上向きに配列する。図 4.4.3.22-18 にコネクタの外形図を示す。このような数 A 級のコネクタは自動車用の基板対電線接続用として実用化されている。日本航空電子工業株式会社にてプリント基板用メカニカルロックタイプのコネクタ（絶縁材は樹脂製）がある。
http://www.jae.com/z-jp/catalog_jp.cfm#AUTOMOTIVE これらを参考に耐熱・耐放射線性のあるセラミックス製コネクタを試作する必要がある。試験モジュールを着脱する際、支持架台と集合コネクタは同時に分離する。強固な支持枠に取り付けたときの集合コネクタの変位と相当応力を概略解析評価している。図 4.4.3.22-19 に 216 ピンコネクタに懸かるスプリングプローブの反力図を示す。図 4.4.3.22-20 に集合コネクタ着脱時の応力評価解析条件、図 4.4.3.22-21 に集合コネクタ着脱時の変形量に関する解析結果、図 4.4.3.22-22 に集合コネクタ着脱時の相当応力に関する解析結果を示す。1 ピンあたり 65 g 重の反力であり、137.2 N と小さく、特に問題はない。

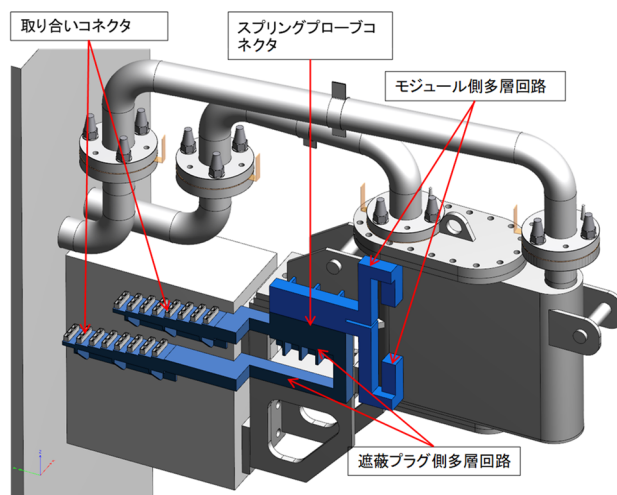


図 4.4.3.22-16 試験モジュールから遮蔽プラグまでの配線図

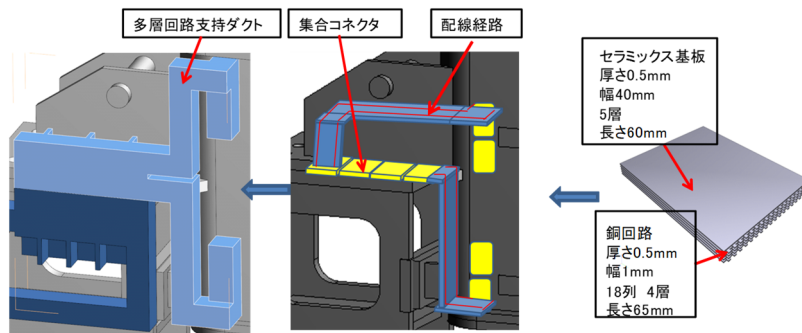


図 4.4.3.22-17 試験モジュール筐体周りの回路概念図

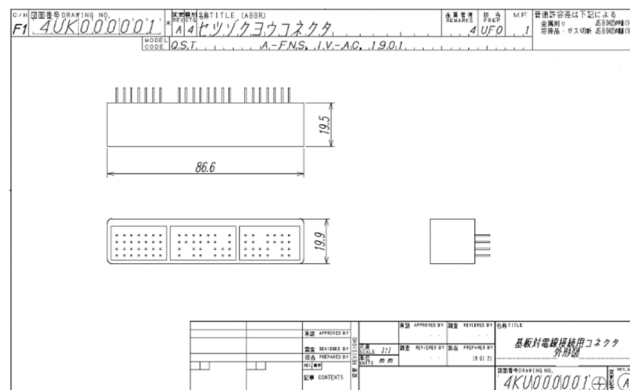


図 4.4.3.22-18 コネクタの外形図

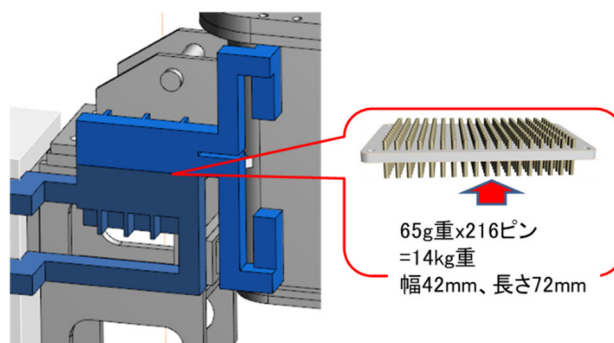


図 4.4.3.22-19 216 ピンコネクタに懸かるスプリングプローブの反力図

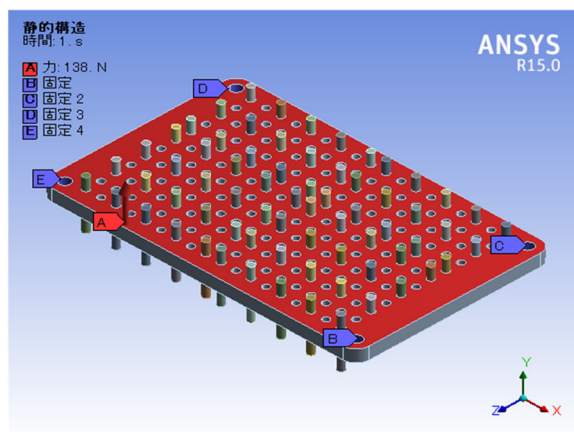


図 4.4.3.22-20 集合コネクタ着脱時の応力評価解析条件

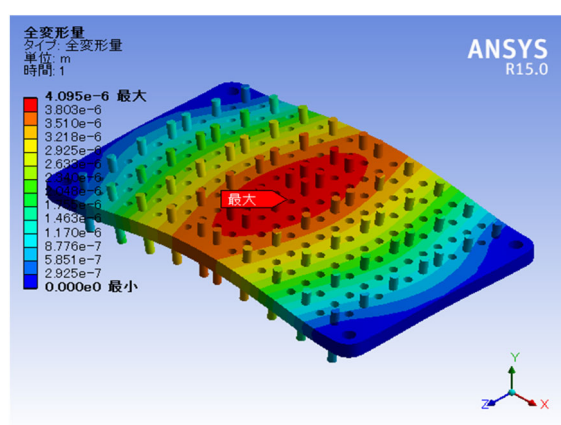


図 4.4.3.22-21 集合コネクタ着脱時の変形量に関する解析結果

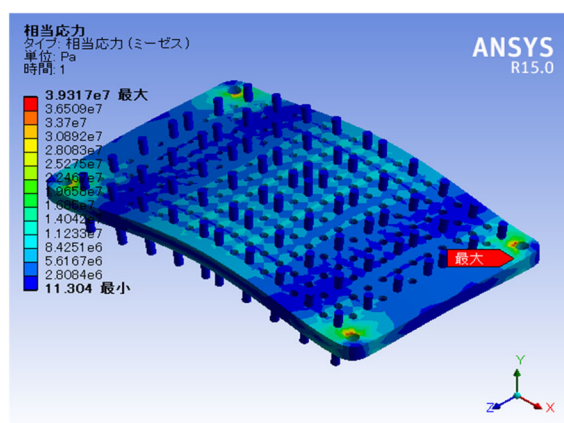


図 4.4.3.22-22 集合コネクタ着脱時の相当応力に関する解析結果

4.4.3.23 遠隔保守設計条件

ブランケット構造材照射試験モジュールの交換は遠隔操作により行われる。ブランケット構造材照射試験モジュール交換の際の遠隔保守機器に求められる条件は以下のとおりである。

- ① 取扱荷重： 100 kg （上部筐体フランジ 55 kg、ジャンパ管（長）57 kg）

- ② 動作範囲： 半径 2 m 高さ 2 m ただし搬送時は別途
- ③ 手首動作範囲： 幅 600 mm 奥行き 300 mm 高さ 500 mm
 - (a) 上下 (対象は キャプセル、サポートプレート)
 - (b) 回転
 - (c) 曲げ
 - (d) ハンド開閉 (対象は 把持治具)
 - (e) 工具装着 (対象はインパクトレンチ)
- ④ 先端部位置決め精度：±1 mm 以内 (キャプセルとハニカム間隙 1 mm)
- ⑤ 耐放射線性：線量率 1 kGy/h (IFMIF 試験セル 停止 1 日後 3 m 距離 100 Gy/h)
集積線量 1 MGy (約 10 年)
- ⑥ 搬送重量： 500 kg (モジュール筐体 265 kg+キャプセル、計装線、コネクタ等の重量概略 50 kg)
- ⑦ 搬送距離： 10 m
- ⑧ 操作方式： 遠隔操作方式。手動操作方式の場合、視認性が求められる。

4.4.3.24 遠隔保守機器の選定

4.4.3.23で記載している遠隔保守機器に求められる要求条件を満たす遠隔保守機器として、三井E&Sマシナリー原子力施設向ロボット及びマニプレータA1000SLを選定している。図4.4.3.24-1に三井E&SマシナリーA1000SL型マニピュレータの外形図を示す。図4.4.3.24-2にA1000SLの遠隔操作モードを示す。図4.4.3.24-3にマニピュレータを搭載する走行台車の外形図を示す。遠隔保守機器の仕様は以下のとおりである。

(a) マニピュレータ

- ① アーム自由度：6 軸+グリップ開閉
- ② アーム長：2.4 m 以上
- ③ 取扱荷重：100～200 kg(任意姿勢)
- ④ 握力：2000 N～3000 N(高負荷モード)
- ⑤ 手先速度：(座標系) 80 mm/sec
- ⑥ 繰り返し位置決め精度：±0.3 mm
- ⑦ 耐放射線性：
集積線量 2 MGy
線量率 10 kGy/h
- ⑧ その他：位置センサレス

(b) 走行・横行台車

- ① 走行方式：低床式オーバーヘッド型 自動及び手動運転
- ② 位置検出制御：耐放射線性検出器による
- ③ レールスパン：試験セル側方 レイアウトによる
- ④ 走行範囲： 暫定値 20,000 mm 試験セル側方 レイアウトによる
- ⑤ 横行範囲： 暫定値 10,000 mm 試験セル側方 レイアウトによる
- ⑥ テレスコープ昇降範囲： 暫定値 6,000 mm
- ⑦ 搬送荷重： 要求による、 500 kg の例がある
- ⑧ 給電方式：ケーブル方式

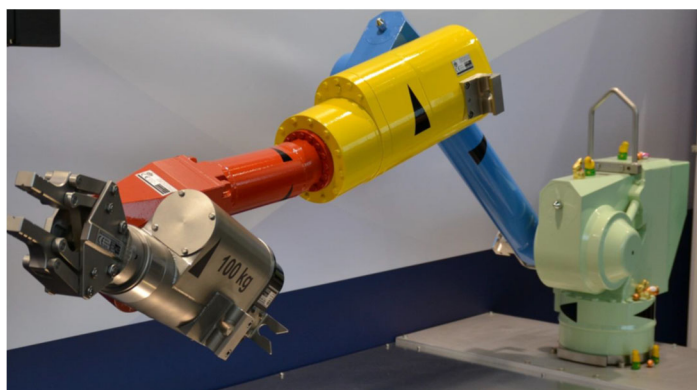


図 4.4.3.24-1 三井 E&S マシナリー A1000SL 型マニピュレータの外形図

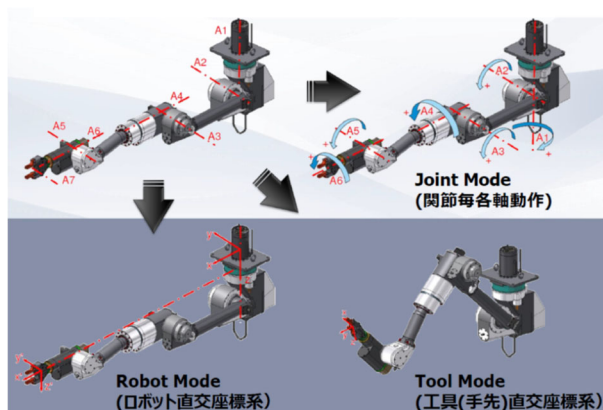


図 4.4.3.24-2 A1000SL の遠隔操作モード

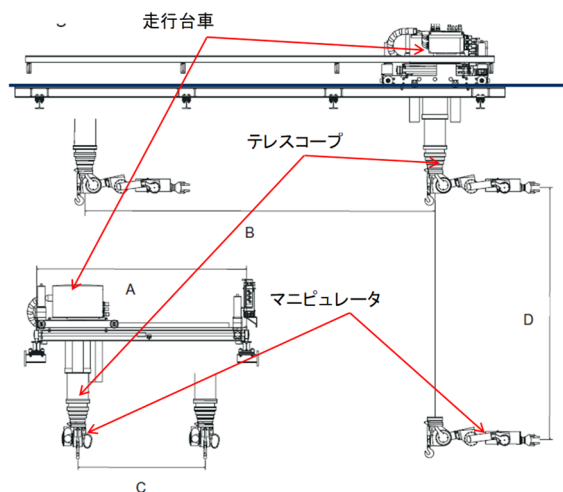


図4.4.3.24-3 マニピュレータを搭載する走行台車の外形図

4.4.3.25 遠隔保守機器操作の妥当性、課題

(1) 試験モジュール上部フランジ、ヘリウムガス配管の着脱

図 4.4.3.25-1 にヘリウムガス配管用ジャンパ管フランジ・試験モジュール上部フランジの取合い概念図を示す。図 4.4.3.25-2 にヘリウムガス配管用ジャンパ管の吊り上げ概念図を示す。図 4.4.3.25-3 に試験モジュ

ール上部フランジの吊り上げ概念図を示す。ヘリウムガス配管の取り付け部（ジャンパ管）の締結ボルト及び試験モジュール筐体上部フランジのボルト締結は垂直上向きに設計している。マニピュレータの先端にインパクトレンチ等を取り付けることで直下に遠隔操作が可能のため効率的な操作ができる。課題は以下のとおりである。

- ①マニピュレータ先端にインパクトレンチ等を設置する際、動力ケーブル等と干渉しないこと。
- ②上部フランジを装着する際には、下部容器に設けたガイドピンへ通すことを想定している。ピンに通らない不具合が発生した場合、マニピュレータの位置を mm 単位で動作できることを確認する必要がある。インターロックを設けることが望ましい。
- ③上部フランジが変形することを想定し、予備の上部フランジ又は試験モジュール筐体を準備することが望ましい。
- ④筐体フランジのボルトピッチは 83 mm 以上ありソケットサイズは 27 mm、ボルト M12 を想定しており、干渉は避けられると考えるが、インパクトレンチ締結作業をより確実にするためにボルト数、サイズ及びシャंकの長さなどを見直すことも必要である。モックアップ試験による検証又は工学設計時に見直すことが望ましい。

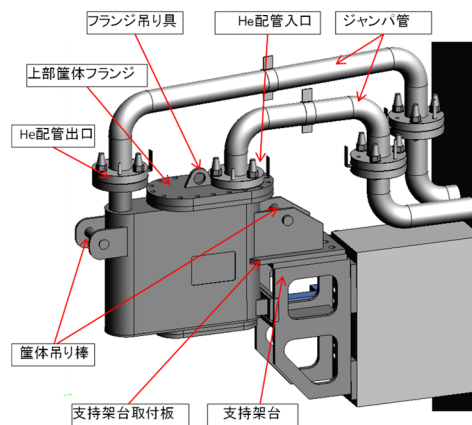


図 4.4.3.25-1 ヘリウムガス配管用ジャンパ管フランジ・試験モジュール上部フランジの取合い概念図

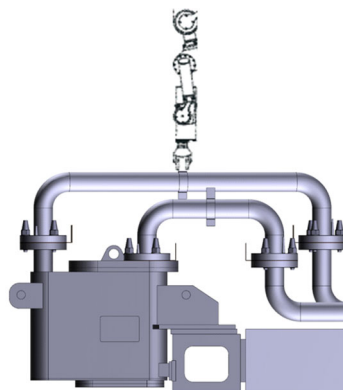


図 4.4.3.25-2 ヘリウムガス配管用ジャンパ管の吊り上げ概念図

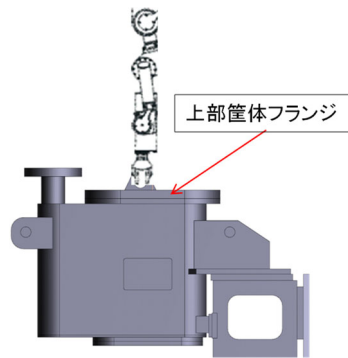


図 4.4.3.25-3 試験モジュール上部フランジの吊り上げ概念図

(2) 上部サポートプレートの着脱

図 4.4.3.25-4 に上部サポートプレートの取り外し概念図を示す。上部サポートプレートは 2 本のガイド棒で固定することを想定している。マニピュレータは真上から取り外し用治具へアクセスし、把持等により引き上げる。課題は以下のとおりである。

- ①上部サポートプレートをはずす際に、荷重分布が変化して支持柱と異常な接触となりプレートの引き上げが困難となる恐れがある。上部サポートプレートとスプリングプローブコネクタとの接触による荷重分布は、試作試験による検証が必要である。
- ②上部サポートプレートを装着する際には、支持柱に通す必要がある。通らない不具合が発生した場合、マニピュレータの位置を mm 単位で動作する必要がある、試験検証が必要。インターロックを設けることが望ましい。
- ③上部サポートプレートと支持柱との据付精度は、試作試験による検証が必要である。
- ④上部フランジが変形することを想定し、予備の上部フランジ又は試験モジュール筐体を準備することが望ましい。

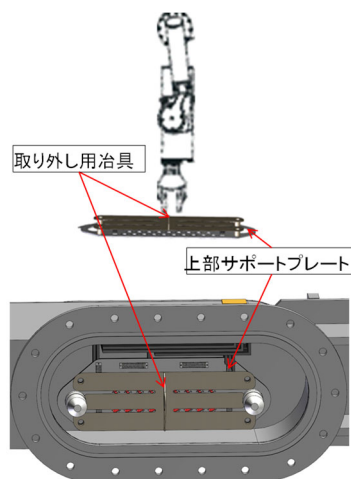


図4.4.3.25-4 上部サポートプレートの取り外し概念図

(3) キャプセルの着脱

図 4.4.3.25-5 にチャッキングユニットによるキャプセル着脱の概念図を示す。図 4.4.3.25-6 にキャプセルへのチャッキングユニット装着動作概念図を示す。マニピュレータの手先に専用の工具であるチャッキングユニットを取り付けて、図 4.4.3.25-5 に示すように、目的のキャプセルの位置を確認し、鉛直に押し込む。

チャッキングユニットは隣接するキャプセルと干渉することなく、目的のキャプセルと嵌合し、上下方向の動作のみでキャプセルを取り出すことができる。又はニカムに挿入できるチャッキングユニットは試作を行い、遠隔保守機器による試験検証を行う必要がある。課題は以下のとおりである。

- ①目的のキャプセル位置とマニピュレータ手先（工具）の位置情報を正確に把握する必要がある。位置情報の測定や設定、マニピュレータの制御へフィードバックできるシステムが必要となる。マニピュレータにカメラを装着することが望ましいが、放射線による影響評価が必要である。不十分な場合は、損傷による交換を前提に仕様を検討することが必要である。複数個設置して三次元的な視界を確保することが必要である。モックアップによる試験検証が必要である。
- ②チャッキングユニットを正確に挿入する動作と、爪を掛けた後スリーブを落とす動作を併行して行うため、試作検証が必要である。
- ③チャッキングユニットの厚みとスリット形状・深さは試作試験による検証が必要である。
- ④キャプセル支持棒先端のテーパ角度、爪型形状、耐久性について試作試験が必要である。

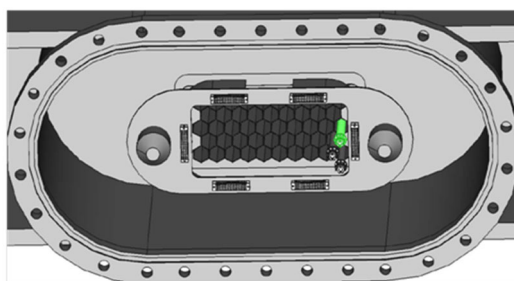


図4.4.3.25-5 チャッキングユニットによるキャプセル着脱の概念図

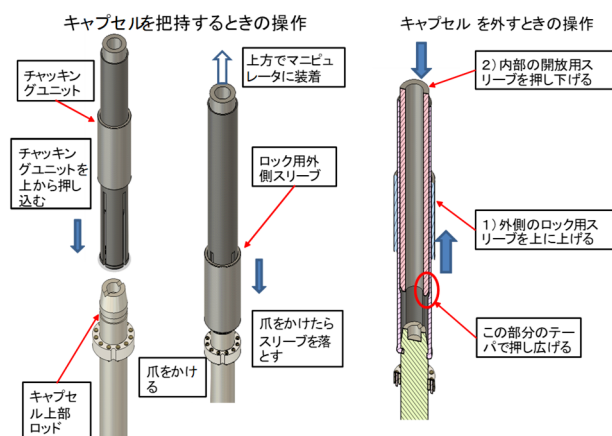


図4.4.3.25-6 キャプセルへのチャッキングユニット装着動作概念図

4.4.3.26 遠隔操作による交換手順

遠隔操作による試験モジュール筐体から円筒型キャプセルの取出し手順は以下のとおりである。

- (1) 側方アクセスセル内でヘリウムガス配管・電装管を分離する。
- (2) 試験モジュールを遮蔽プラグと一体化させながら水平方向に引き抜き、側方アクセスセルに移動させる。（図4.4.3.26-1）

- (3) 遠隔保守機器の先端部にボルト締結用治具を取り付ける。(図4.4.3.26-2)
- (4) 遠隔保守機器をヘリウムガス出口配管真上へ移動し、位置決めする。(図4.4.3.26-3)
- (5) 遠隔保守機器で2箇所ヘリウムガス出口配管締結ボルトを取り外す。(図4.4.3.26-4)
- (6) 遠隔保守機器の先端部にヘリウム配管ジャンパ管着脱用治具を取り付ける。
- (7) 遠隔保守機器でヘリウム出口ジャンパ管を引上げ、側方アクセスセル内に仮置きする。(図4.4.3.26-5)
- (8) 遠隔保守機器の先端部にボルト締結用治具を取り付ける。
- (9) 遠隔保守機器で2箇所ヘリウム入口配管締結ボルトを取り外す。(図4.4.3.26-6)
- (10) 遠隔保守機器の先端部にヘリウム配管ジャンパ管着脱用治具を取り付ける。
- (11) 遠隔保守機器でヘリウム入口ジャンパ管を引上げ、側方アクセスセル内に仮置きする。(図4.4.3.26-7)
- (12) 遠隔保守機器の先端部をボルト締結用治具に交換する。
- (13) 遠隔保守機器で試験モジュール筐体上部フランジのボルトを取り外す。(図4.4.3.26-8)
- (14) 遠隔保守機器の先端部を筐体上部フランジ着脱用治具へ交換する。
- (15) 遠隔保守機器で筐体上部フランジを把持して引上げ、側方アクセスセル内に仮置きする。(図4.4.3.26-9)
- (16) 遠隔保守機器にサポートプレート着脱用治具を取り付ける。
- (17) 遠隔保守機器を上部サポートプレート取り外し用治具の真上にくるよう位置決めする。
- (18) 遠隔保守機器を下降させ、上部サポートプレート取り外し用治具を把持して引き上げ、コネクタの正常な分離を確認する。(図4.4.3.26-10)
- (19) 上部サポートプレートを側方アクセスセル内に仮置きし、遠隔保守機器にチャッキングユニットを装着する。
- (20) 遠隔保守機器にチャッキングユニットを装着し、目的のキャプセルの真上へ移動する。(図4.4.3.26-11)
- (21) チャッキングユニットをキャプセルロッド上端へ装着する。円筒型キャプセルをハニカム容器から引抜く。(図4.4.3.26-12)
- (22) 円筒型キャプセルを運搬容器に入れて、チャッキングユニットをキャプセルロッドから離す。(図4.4.3.26-13)
- (23) 遠隔保守機器からチャッキングユニットを外す。
- (24) 円筒型キャプセルを入れた運搬容器をPIE室へ運ぶ。

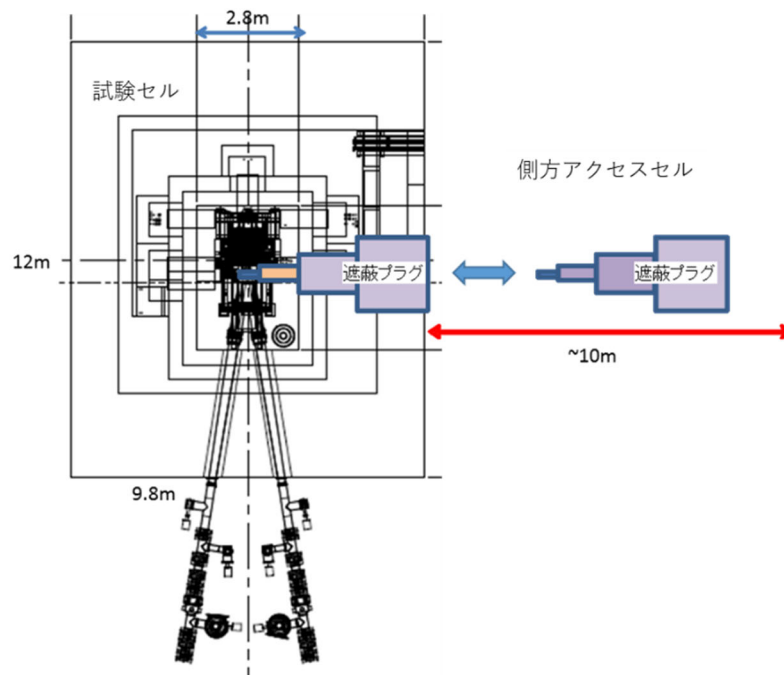


図4.4.3.26-1 試験モジュールを側方アクセスセルに移動

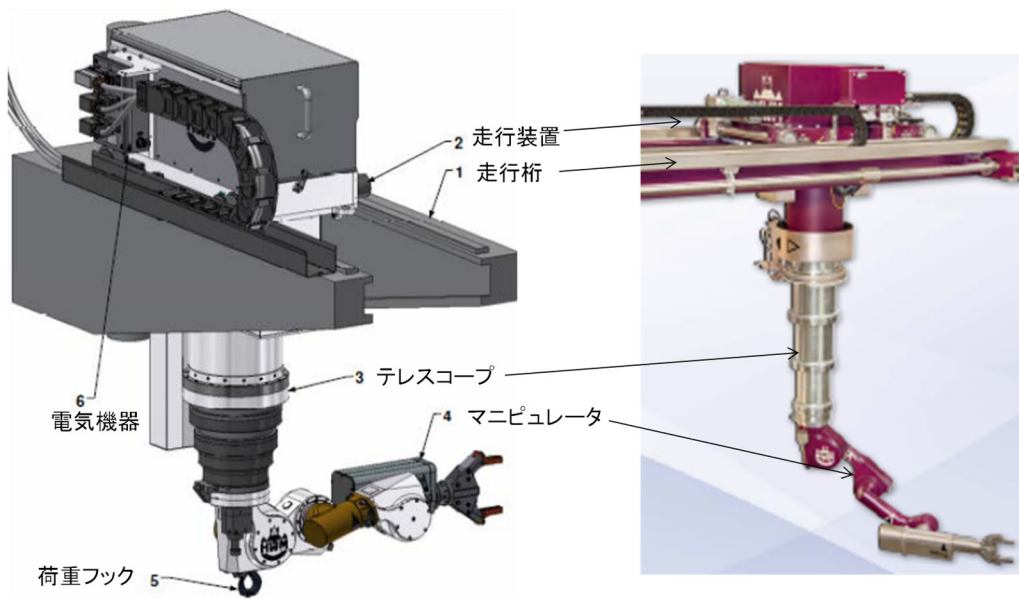


図4.4.3.26-2 遠隔保守機器先端部へのボルト締結用治具の取り付け

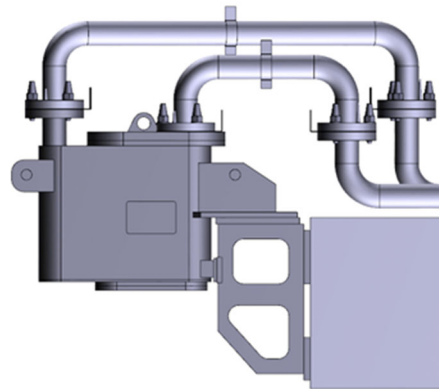
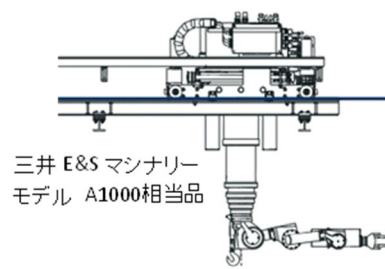


図4.4.3.26-3 遠隔保守機器の位置決め

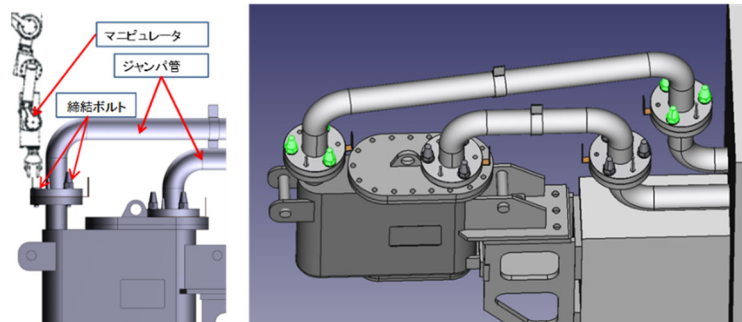


図4.4.3.26-4 ヘリウムガス出口配管締結ボルトの取り外し

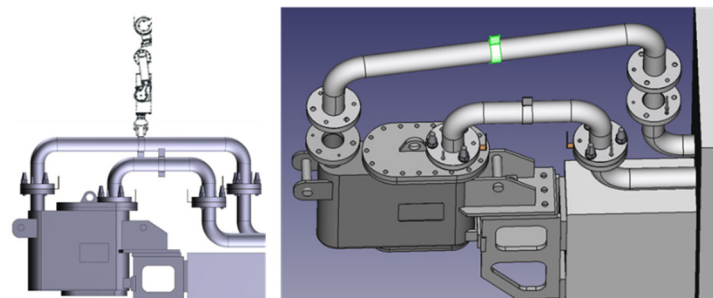


図4.4.3.26-5 ヘリウム出口ジャンパ管の引上げ

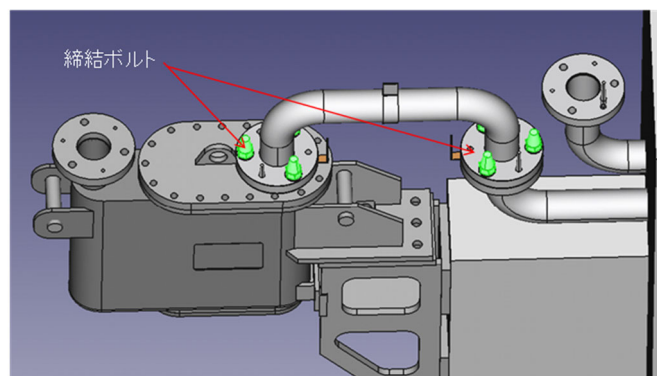


図4.4.3.26-6 ヘリウム入口配管締結ボルトの取り外し

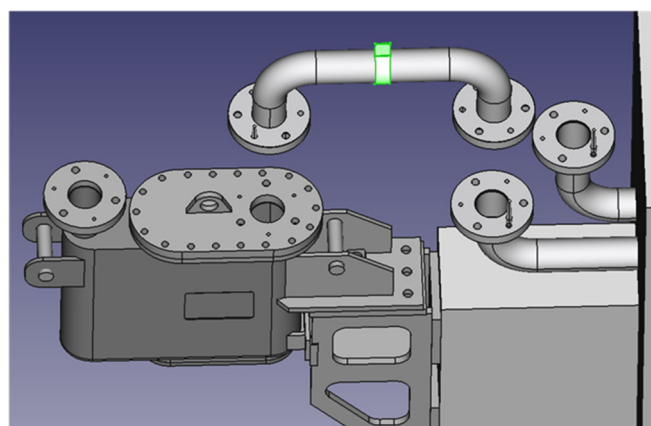


図4.4.3.26-7 ヘリウム入口ジャンパ管の引上げ

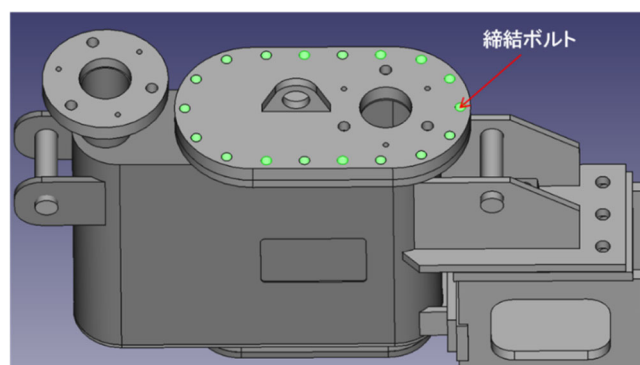


図4.4.3.26-8 試験モジュール筐体上部フランジボルトの取り外し

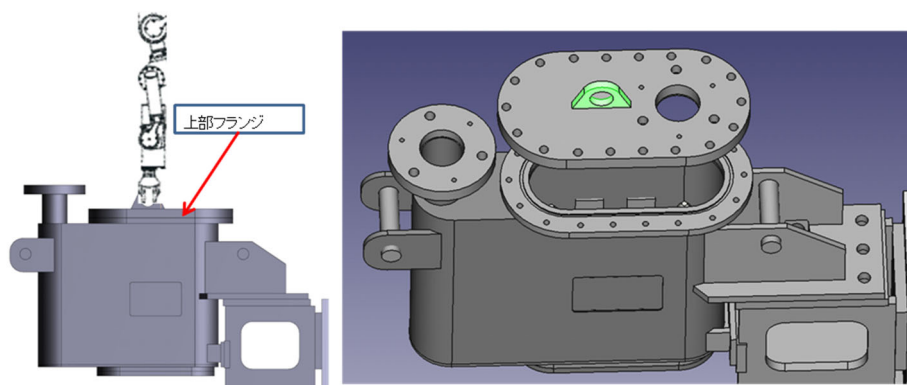


図4.4.3.26-9 筐体上部フランジの引上げ

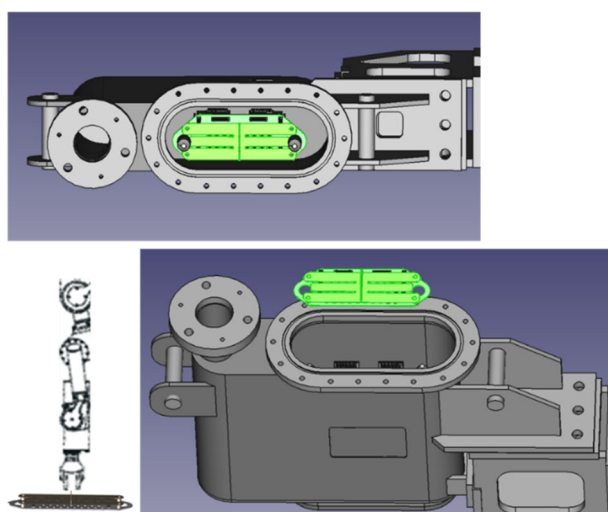


図4.4.3.26-10 上部サポートプレート取り外し用治具の引上げ

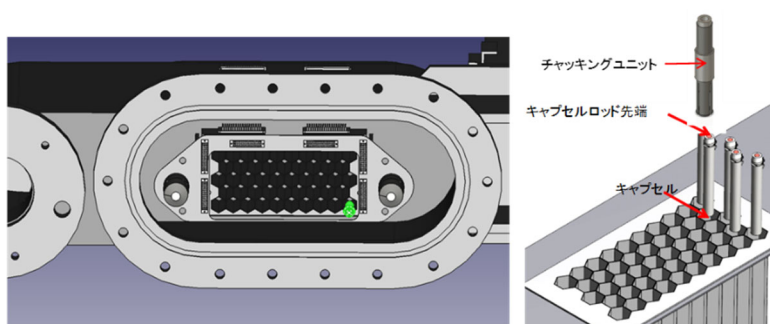


図4.4.3.26-11 チャッキングユニットを装着した遠隔保守機器を目的のキャプセルへ移動

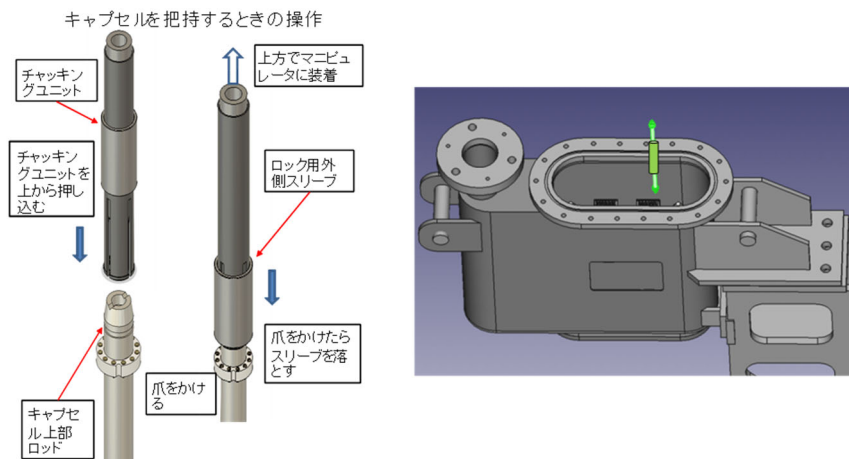


図4.4.3.26-12 チャッキングユニットをキャプセルロッド上端へ装着

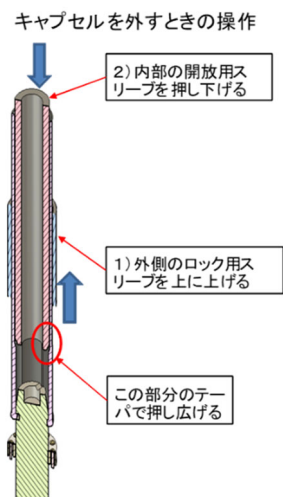


図4.4.3.26-13 チャッキングユニットの取り外し

遠隔操作による円筒型キャプセルの再装填手順は以下のとおりである。

- (1) 側方アクセスセルへ装填するキャプセルを搬送する。
- (2) 遠隔保守機器にチャッキングユニットを装着する。
- (3) 遠隔保守機器にチャッキングユニットを装着する。
- (4) 指定のキャプセルにチャッキングユニットを装着し、キャプセルを引上げる。(図4.4.3.26-14)
- (5) 円筒型キャプセルを試験モジュールの上部へ移動し、挿入するハニカムの中心軸に位置合わせ
- (6) 遠隔保守機器を下降させ、ハニカム容器へ円筒型キャプセルを挿入し、下部サポートプレートコネクタと下部キャプセルロッドコネクタとの電氣的接続を確認する。(図4.4.3.26-15)
- (7) キャプセルからチャッキングユニットを外し、遠隔保守機器からチャッキングユニットを取り外す。
- (8) 遠隔保守機器先端に上部サポートプレート取り外し用の治具を取り付ける。
- (9) 上部サポートプレート及び上部サポートプレート取り外し用治具が合体していることを確認する。
- (10) 遠隔保守機器で上部サポートプレート取り外し治具を把持し、試験モジュール筐体内のガイド棒へ挿入できる位置へ移動する。

- (1 1) 遠隔保守機器を下降させ、上部サポートプレートをガイド棒へ挿入し、位置決めを行う。
- (1 2) 上部サポートプレートとキャプセル上部ロッドコネクタの電氣的接続を確認する。(図4.4.3.26-16)
- (1 3) 遠隔保守機器先端に装着している上部サポートプレート取り外し用の治具を取り外し、フランジ着脱用治具を取り付ける。
- (1 4) 遠隔保守機器で筐体上部フランジを把持し、試験モジュール筐体上部へ移動する。
- (1 5) 遠隔保守機器を下降させ、試験モジュール筐体上部のフランジガイドピンを通し、上部フランジを位置合わせする。
- (1 6) 遠隔保守機器の先端部をボルト締結用治具に交換し、筐体上部フランジのボルトを締結する。(図4.4.3.26-17)
- (1 7) 遠隔保守機器の先端部をジャンパ管着脱用治具に交換する。
- (1 8) 遠隔保守機器でヘリウムガス入口ジャンパ管を把持し、ヘリウムガス配管取付位置へ移動する。
- (1 9) 遠隔保守機器でヘリウムガス入口ジャンパ管のガイドピンを通すようにジャンパ管を下降させて位置決めする。(図4.4.3.26-18)
- (2 0) 遠隔保守機器の先端部をボルト締結用治具に交換し、ヘリウムガス入口ジャンパ管フランジをボルト締結する。(図4.4.3.26-19)
- (2 1) 遠隔保守機器の先端部をヘリウム配管ジャンパ管取付用治具に交換し、ヘリウムガス出口ジャンパ管を把持し、ヘリウムガス配管取付位置へ移動する。
- (2 2) 遠隔保守機器でヘリウムガス出口ジャンパ管のガイドピンを通すようにジャンパ管を下降させて位置決めする。(図4.4.3.26-20)
- (2 3) 遠隔保守機器の先端部をボルト締結用治具に交換し、ヘリウムガス出口ジャンパ管フランジをボルト締結する。(図4.4.3.26-21)
- (2 4) 試験モジュールと遮蔽プラグ間の配管を連結する。

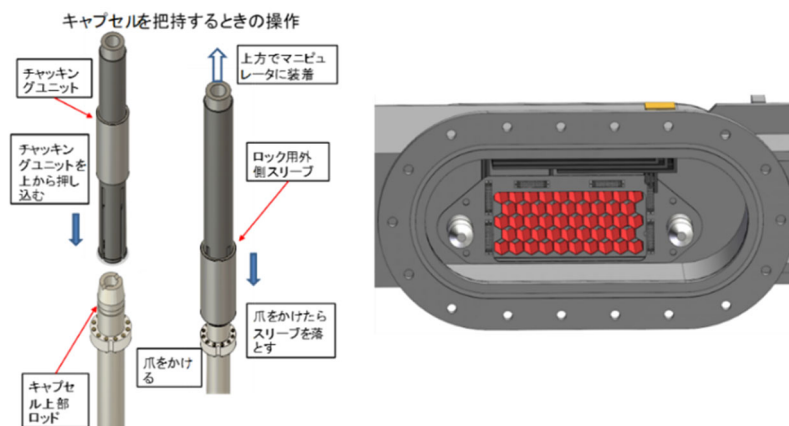


図4.4.3.26-14 チャッキングユニットによるキャプセル把持と引き上げ

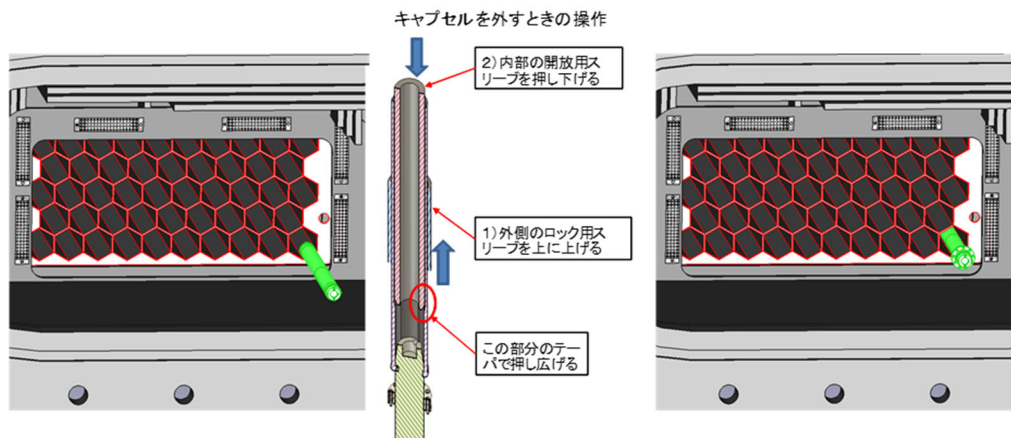


図4.4.3.26-15 ハニカム容器内への円筒型キャプセルの挿入

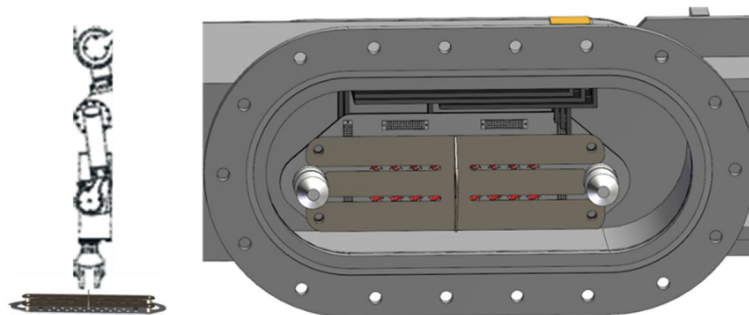


図4.4.3.26-16 上部サポートプレート取り外し用治具の取付と電気接続の確認

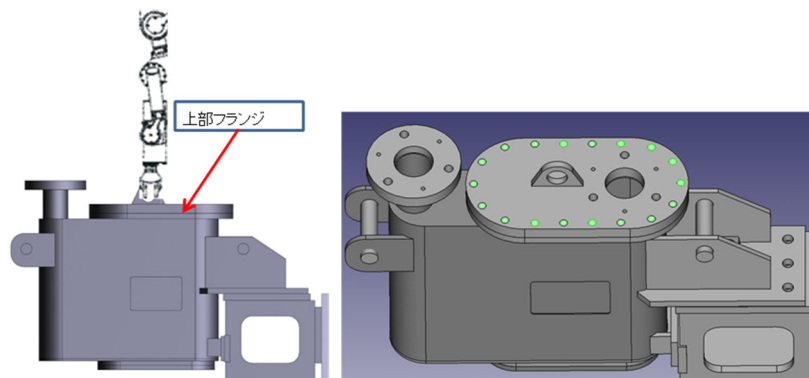


図4.4.3.26-17 筐体上部フランジの取付

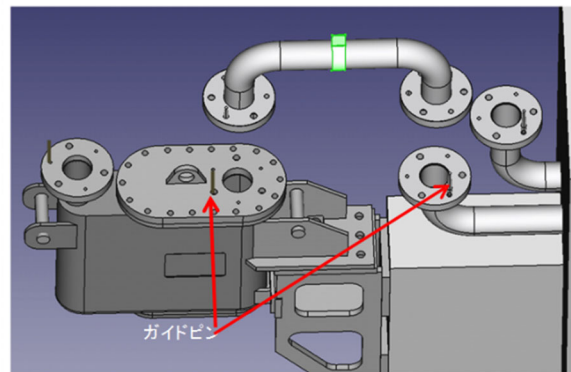


図4.4.3.26-18 ヘリウムガス入口ジャンパ管の位置決め及び取付

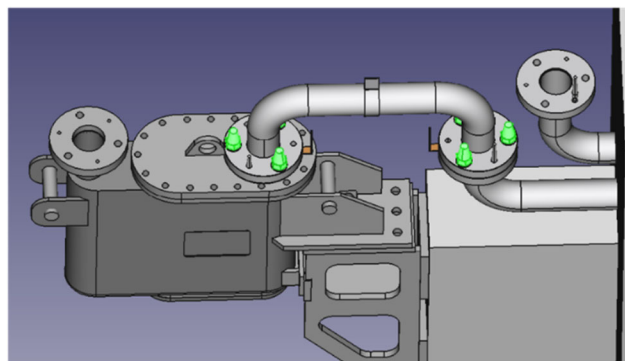


図4.4.3.26-19 ヘリウム入口配管ジャンパ管の締結

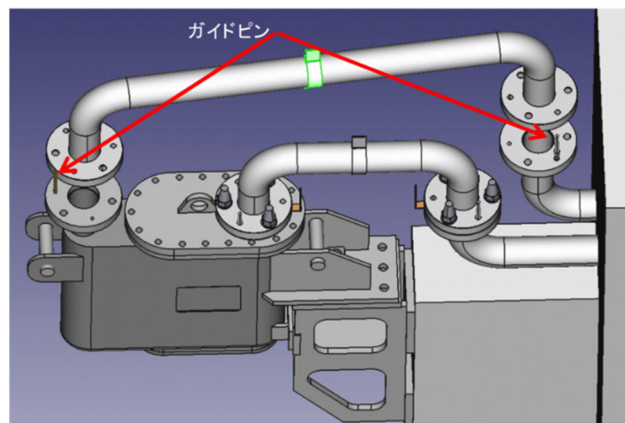


図4.4.3.26-20 ヘリウム出口ジャンパ管の位置決め及び取付

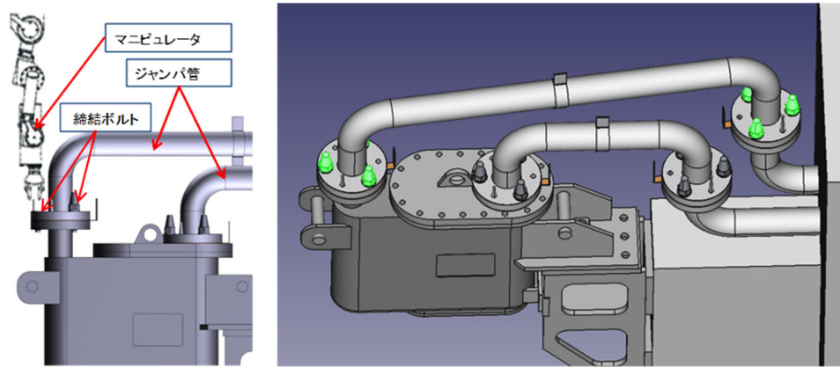


図4.4.3.26-21 ヘリウム出口配管ジャンパ管の取付及び締結

4.4.3.27 今後の課題

(1) 照射キャプセルに関する主な課題は以下のとおりである。

- ① 照射キャプセルに充填する液体金属充填材を決定する。円筒型キャプセルに伝熱媒体として充填する液体金属材料を決定する。液体金属材料としては、NaK 合金、金属ナトリウム、金属リチウムが候補材料である。安全性、取扱性、腐食特性、温度分布特性、等々の観点から、充填する液体金属材料を決定する。
- ② 円筒容器と上下部端栓を F82H 鋼とし、溶接構造とした場合の照射試料の熱履歴の影響を評価する。F82H 鋼は溶接後の熱処理 ($720^{\circ}\text{C} \times 1 \text{ hr}$ or $730^{\circ}\text{C} \times 1.5 \text{ hr}$) が必要であり、上下の端栓を溶接構造とするキャプセルの円筒容器に採用した場合の内包する照射試料への熱影響を検討する。
- ③ 円筒容器とヒータのニッケルろう付けのモックアップキャプセルの製作性を評価する。円筒容器と低温発熱部付マイクロヒータを試作、ニッケルろう付け組立し、ろう付け性を確認、組立性と仕上がり寸法を確認する。ろう付け性に問題が無ければ埋め込み型のヒータ構造が採用可能となり、ろう付け性に問題がある場合には、埋め込み型のヒータ構造は採用できない。
- ④ 上下部端栓と多対式熱電対のニッケルろう付けのモックアップキャプセルの製作性を評価する。多対式熱電対の上下部端栓へのニッケルろう付け性の確認を行う。ろう付け性に問題が無ければ多対式熱電対が採用可能となり、ろう付け性に問題がある場合には、多対式熱電対は採用できない。

(2) 試験モジュールや遠隔保守に関する主な課題は以下のとおりである。

- ① 864 個のコネクタピン同時接続を検証する。上部サポートプレートとキャプセル間の 864 個のコネクタピン同時接続は難易度が高く、上部サポートプレートと支持棒に取り付けるコネクタピンの据付精度及び上部配線ボードにあるターゲットコネクタと上部サポートプレートのコネクタブロックの据付精度を検証する必要がある。据付精度上、電気的な接続を確認できない場合は、サポートプレートの形状、材質、厚さ、加工方法、吊り上げ治具、ターゲットコネクタ及びコネクタブロックの仕様、コネクタピン数の設計変更が必要である。
- ② 遠隔保守機器先端部治具の詳細を検討する。遠隔保守機器先端部の治具の仕様・交換方法は未検討であり、詳細検討が必要である。側方試験セルが放射線下であることを想定すると遠

隔操作で着脱できることが望ましい。また、動力を必要とするインパクトレンチ等を取り付ける際に、ケーブル等周辺機器との干渉可否について確認する必要がある。遠隔操作で遠隔保守機器先端部の治具を取り付けた後に十分な精度を再現できるか、実作業前の性能確認試験の検討も必要である。

- ③ 遠隔保守機器の精度を検証する。キャプセルの把持・引き上げには、複数の治具を組合せる必要があり、総組立時におけるキャプセル把持部の位置を正確に制御する必要がある。キャプセル把持までの治具を試作・組合せて再現性の試験を行う必要がある。±1mm 以内の精度を維持できない場合は、照射キャプセルの引き抜き・再装填時におけるハニカムの損傷、電装系コネクタピンの損傷及び絶縁不良等の可能性がある。先端部の治具の精度を維持できない場合は、照射キャプセルとハニカム間隙を広げる。支持棒を短くする、支持棒とキャプセル中心の精度を更に上げる、遠隔保守機器選定の見直しが考えられる。ガイドを追加して補正する余地もある。
- ④ 放射線環境下における対象物・遠隔保守機器先端部の位置精度を検討する。上記③の遠隔保守機器の位置精度に関連するが、側方試験セル内における照射キャプセル支持棒の位置を正確に把握する必要がある。本検討では、キャプセルから離れた位置で光学的に位置情報を把握できるカメラの設置を前提として設計しているが、高放射線環境下として考えた場合、CCD 等の半導体を用いたカメラでは放射線による劣化が想定される。そのため、側方試験セル内の放射線量の試算及び同レベル環境下におけるカメラ等計測機器の耐久性の検証が必要である。耐放射線性のあるレーザー発振機と反射光受光レンズ及び光ファイバーを組み合わせた距離センサが開発されており、適用性を今後検討する。また、耐放射線ガラスを側方アクセスセルに設置し、視認による遠隔保守の実施が考えられる。国内外で実績があり実現性は高いが、上方から試験モジュール内にある照射キャプセルの支持棒を正確に視認できることが求められるため、試験モジュールの配置や耐放射線ガラスの仕様を十分に検討する必要がある。視認による操作の実現性が高い場合は、マスター・スレーブマニピュレータの適用も考えられる。国内施設にあるマスター・スレーブマニピュレータを用いてハニカムから照射キャプセルを着脱できるか検証試験を行うことが必要である。
- ⑤ チャッキングユニットの詳細を検討する。チャッキングユニットの詳細設計及び試作を行い、キャプセル着脱検証試験を行う必要がある。手動での着脱だけでなく、遠隔保守機器による試験検証が必要である。
- ⑥ ハニカム容器への照射キャプセル着脱性を着脱試験により検証する。上記①～⑤の検討後にモックアップ装置を試作し、ハニカムへの照射キャプセル着脱試験を行い、再現性の検証が必要である。
- ⑦ 電装系基板を試作し検証する。計装線本数が多いため、多層基板を適用したが、試作検証が必要である。
- ⑧ ハニカム容器を試作し検証する。ハニカム容器の製作精度及び中性子線照射による変形等の確認が必要である。
- ⑨ 照射キャプセルを試作し検証する。照射キャプセル及び支持棒の詳細設計を行い、ヒータ・熱電対の据付精度の検証、ハニカムへ据付けた後の空隙が1mm 確保できることを試作検証する必要がある。
- ⑩ He ガス配管・電線管の着脱成立性を検証する。He ガスジャンパ管、試験モジュール筐体上部フランジの位置精度についても、照射キャプセルの遠隔操作と同様な位置精度が求められる。

る。フランジのボルト締結時における対象物の位置ズレが想定されるため、対象物の仮固定方法、ガイド棒の精度、締結トルクのかけかた等詳細の検討が必要である。試作検証を推奨する。

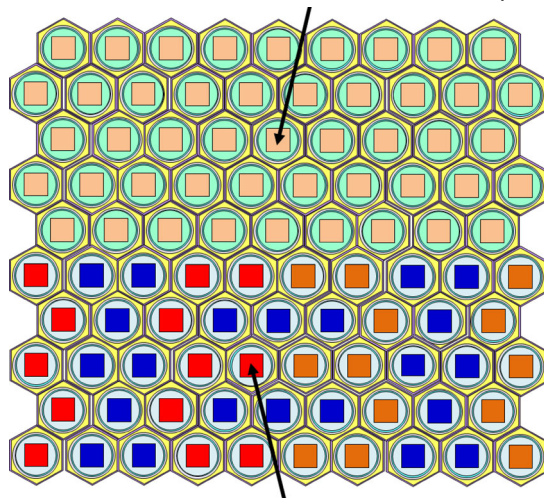
- ⑪ 側方アクセスセル内における遠隔保守の概念を検討する。上記②、⑫、⑬の検討後に、本検討で選定した遠隔保守機器の側方試験セル内の配置、照射キャプセルの着脱フローの成立性を検討する必要がある。試作検証を実施するためには機器仕様を選定する必要があり、試験セル内における遠隔保守概念検討を行う必要がある。
- ⑫ 緊急時のレスキュー等バックアップ設備を検討する。遠隔保守による照射キャプセルの交換は上記のとおり試作検証が必要であるが、緊急時のレスキュー等バックアップ設備が必要であり、概念検討を行う必要がある。側方試験セル内の放射線環境下が低いのであれば、防護服を着用して人が立ち入って作業することが想定できるが、人が立ち入れない環境である場合はバックアッププランの検討が必要である。

4.4.4 ブランケット機能材料試験モジュール

4.4.4.1 基本要件

ブランケット機能材料試験モジュール（機能材モジュール、BFMTM）は、原型炉ブランケット機能材料のトリチウム増殖材（チタン酸リチウム等のリチウム酸化物）と中性子増倍材（ベリリウムやベリリウム合金）の核融合中性子照射による重照射データを取得するためのモジュールである。核融合原型炉では、F82Hのようなブランケット構造材料以外にも、ブランケット中に詰めている機能材料は核融合中性子によるはじき出し損傷及びヘリウム生成等の照射損傷が原因で機械的特性が劣化する恐れがある。今までブランケット機能材料の中性子照射試験はF82Hに比べると極端に少なく、主には原子炉を用いた照射試験が行われている。核融合中性子と異なり原子炉中性子はエネルギーが低いため、閾値反応で生成されるヘリウムの量が少ない。核破碎中性子は逆にヘリウム生成量が多いため、どちらからの結果も核融合中性子環境下の照射試験としての評価は難しいのでA-FNSを用いた照射試験を行う必要がある。2035年まで初期工学データを取得し（中性子増倍材（Be材）：2 dpa、トリチウム増殖材（Li材）：TBD）、原型炉段階への移行判断に必要なデータを取得する。基本、構造材モジュールBSMTMと同一規格でモジュール設計を行い、構造材モジュールBSMTMのすぐ背後に設置する。図4.4.4.1-1に配置の水平断面図を示す。ハニカム型容器の中に円筒型キャプセル間には冷却用ヘリウムガスを流動させるが、BSMTMより厳しい温度条件となるため信頼度の高い熱解析が必要となる。Be材の照射試験片はディスク形状（ $\phi 10$ 、厚み2 mm）とペブル形状（0.5 mm、1.0 mm、2.0 mm）とし、照射後はPIE施設にて材料の特性試験を行う。Li材の照射試験片は原型炉ブランケットに充填するペブル形状（0.5 mm、1.0 mm、2.0 mm）の試験片とする。表4.4.4.1-1に機能材モジュールBFMTMの基本要件仕様を示す。

Blanket Functional Material Test Module (BFMTM)



Blanket Structural Material Test Module (BSMTM)

図4.4.4.1-1 機能材モジュールBFMTMの水平断面図

表4.4.4.1-1 機能材モジュールBFMTM照射データの基本要求仕様

照射量	中性子増倍材:最大 2 dpa(トリチウム増殖材:TBD)
照射温度	300 °C, 400 °C, 500 °C, 600 °C, 700 °C, 800 °C, 900 °C, 1000 °C
試験項目	物理特性評価、機械特性評価、物性特性評価等
材質	中性子増倍材(Be材:Be ₁₂ V, Be ₁₃ Zr, Be ₁₂ Ti, Be-Ti-V, Be等) トリチウム増殖材(Li材:Li ₂ O, Li ₂ TiO ₃ , Li添加型Li ₂ TiO ₃ に20%のLi ₂ ZrO ₃ を固溶させたLTZO20等)

4.4.4.2 基本概念

機能材モジュールBFMTMは照射容器（円筒型キャプセル挿入されているハニカム型容器）、ヘリウムガス配管、試験セルとの接続構造体等から構成される。円筒型キャプセル内に試験片と熱電対が設置される。円筒型キャプセルの周囲に電気ヒータが巻き付けられる。冷却のため、ハニカム型容器と円筒型キャプセル間にヘリウムガスを流動させる。試験モジュールの搬送、解体、試験片の取り出し及び交換は全て遠隔機器により行われる。

機能材モジュールBFMTMも構造材モジュールBSMTMと同様、テストセルから側方アクセスセルへ搬送され、ヘリウムガス配管と各種信号等のケーブルを外す。モジュール本体は試験モジュールハンドリングセルへ搬送後、解体される。照射された試験片のみ取り出され、PIE施設へ搬送される。なお、試験モジュール、遮蔽プラグの基本概念は4.4.3.2の構造材モジュールBSMTMの基本概念を参照すること。PIE施設におけるブランケット機能材料の試験項目を表4.4.4.2-1に示す。

表4.4.4.2-1 PIEの試験項目、試験装置、試験対象材質
(中性子増倍材：Be材、トリチウム増殖材：Li材)

作業区分	装置名	試験対象材質
機械的特性評価	引張試験装置	Be材
	CT靱性試験装置	Be材
	曲げ靱性試験装置	Be材
	万能試験機	Be材、Li材
	マイクロビッカース硬さ試験機	Be材
	ナノインデンテーション試験機	Be材
	シャルピー試験装置	Be材
	クリープ試験装置	Be材
	サイクル疲労試験装置	Be材
物理的特性評価	密度測定装置	Be材、Li材
	XRD	Be材、Li材
	熱伝導率測定装置	Be材
	熱膨張測定装置	Be材
	比表面積測定装置	Be材
化学的特性評価	SIMS	Be材、Li材
	ICP	Be材、Li材
	OM/SEM/EPMA	Be材、Li材
	コロージョン反応試験装置	Be材
微細組織観察	X線CT装置	Be材
	アトムプローブ	Be材
	TEM	Be材
寸法評価	寸法測定装置	Be材、Li材
	イメージアナライザー	Be材、Li材
その他	重量測定装置 切断装置 研磨装置 洗浄装置 熱処理装置	

4.4.4.3 モジュール構成機器

機能材モジュールBFMTMは中性子増倍材のBe材、トリチウム増殖材のLi材の試験片を装填する円筒型キャプセル、円筒型キャプセルを設置するハニカム型容器のモジュール筐体、円筒型キャプセルとモジュール筐体にヘリウムガスを給排するヘリウムガス配管、キャプセルを加熱する電気ヒータ、キャプセル温度測定用の熱電対、モジュール筐体と遮蔽プラグを接続するための接続構造体から構成される。図4.4.4.3-1にモジュールの構造図を示す。

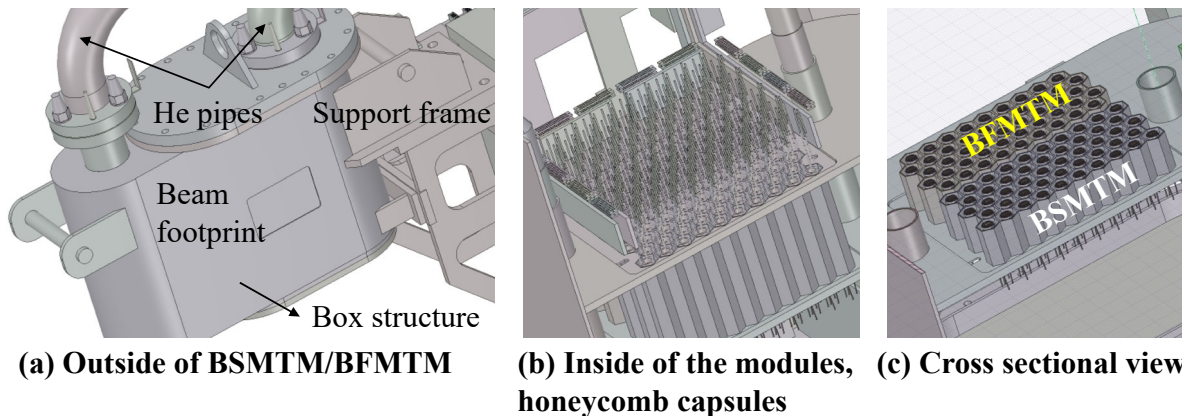


図4.4.4.3-1 機能材モジュールBFMTMの構造

4.4.4.4 照射キャプセル設計条件

機能材モジュールBFMTMの照射キャプセルの設計条件は以下とおりである。

- (1) 表4.4.4.1-1に示した試験片を装填する。同一キャプセル内に装填する試験片の種類は1種類とする。
- (2) Be材の試験片はディスク形状（ $\phi 10$ 、厚み2 mm）とペブル形状（0.5 mm、1.0 mm、2.0 mm）とし、初期取得データとして2 dpaの中性子照射量で照射する。
- (3) Li材の試験片は原型炉ブランケットに充填するペブル形状（0.5 mm、1.0 mm、2.0 mm）とする。
- (4) 各試験片は300 °C～1000 °Cの照射温度で照射する。同一キャプセル中の温度勾配は ± 10 °C以下で制御する。
- (5) 各試験片の照射温度を測定するための温度測定器を設置する。
- (6) 各試験片の照射温度を所定に維持するため、電気ヒータによる加熱とヘリウムガスによる冷却を制御する。
- (7) 各試験片は遠隔操作によりキャプセルから取り出して、PIEにて照射後試験を行う。

4.4.4.5 照射キャプセル基本構造

上記4.4.4.4の設計条件を満足させる照射キャプセルとして、機能材モジュールBFMTMには構造材モジュールBSMTMと同様の円筒型キャプセルがハニカム型容器に設置される構造にする。機能材モジュールBFMTMは構造材モジュールBSMTMのように液体金属を熱媒体として使用しないが、基本構造は構造材モジュールBSMTMと同一規格とする。

4.4.4.6 照射キャプセル核的特性

機能材モジュールBFMTMの中性子照射によるはじき出し損傷率及びヘリウム生成率を評価するため、モンテカルロコードMcDeLicious-11と核融合炉用核データライブラリーFENDL-3.1dを用いて核計算を実施した。図4.4.4.6-1にベリリウム（Be）の計算結果を示す。中性子入射方向から近い5列のハニカム型容器のキャプセル内にはF82H、後方の5列に純Beが配置された計算体系を用いた。各キャプセル内の数値は各キャプセルの平均値で示した。Be材のはじき出し損傷率の平均値の最大値は0.8 dpa/fpyであり、A-FNSの稼働率が100%であれば通算約3年間の運転で、はじき出し値の目標値である2 dpaを達成することができる。

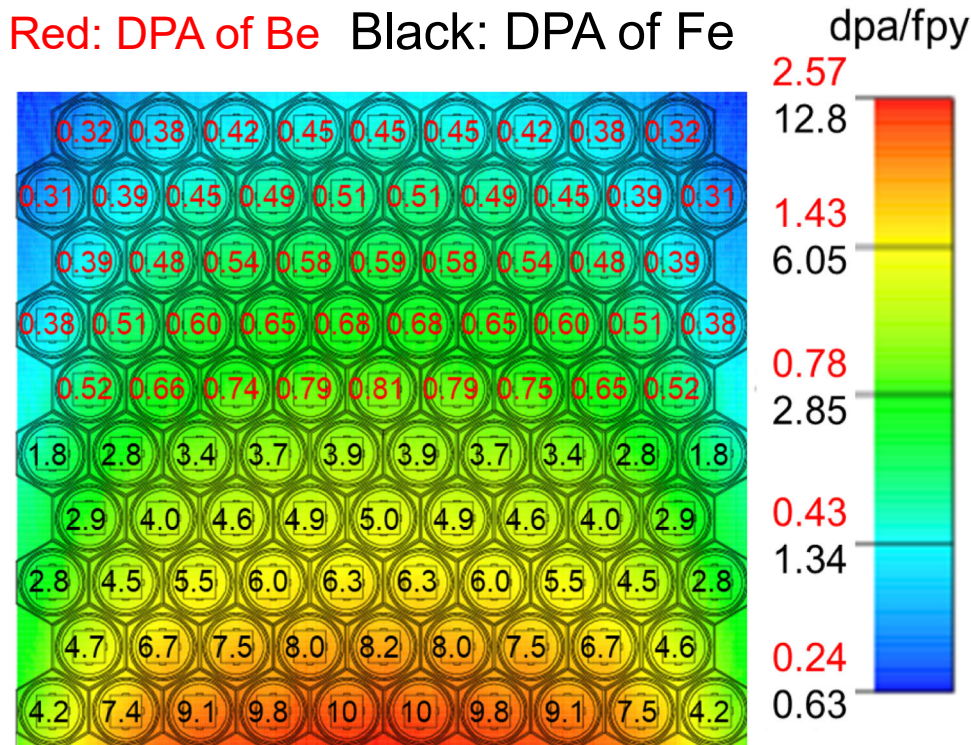


図4.4.4.6-1 機能材モジュールBFMTMの中性子損傷率及びヘリウム生成率（Beバルク）

4.4.4.7 今後の課題

本モジュールは、4.4.3 項に記載した構造材モジュール BSMTM 用の照射容器をビーム方向に拡張した設計を採用した概念を用いた。ただし、構造材モジュール BSMTM での照射温度条件と異なり、機能材モジュール BFMTM はさらに高温の照射試験（最大 1000 °C）を計画しているため、機能材モジュール BFMTM のキャプセル設計のために特化した熱解析が必要であり、下記の課題を検討する。

- キャプセルの製作性
- キャプセル温度特性（温度分布）
- ヒータ仕様
- 熱電対仕様
- 断熱材（構造検討）

なお、そのほかに内圧評価、シール等の検討を行う。

4.4.5 ダイバータ機能材料試験モジュール

4.4.5.1 基本要件

ダイバータ機能材料照射試験モジュール（ダイバータモジュール、DFMTM）は、原型炉ダイバータ材料の核融合中性子照射による照射データを取得するためのモジュールである。4.4.3項及び4.4.4項にて記載しているブランケット構造材照射試験モジュール（BSMTM）及びブランケット機能材料照射試験モジュール（BFMTM）同様に、試験モジュールに設置するキャプセル内にダイバータ機能材料に関する試験片を装填、試験片を中性子照射し、照射後の試験片を用いて、照射後試験を行い、照射データを取得する。原型炉ダイバータでは、ダイバータ機能材料として、タングステン（ITER-Gr pure W）、無酸素銅（OFC）、銅合金（ITER-Gr CuCrZr（Cu - 0.8Cr - 0.07Zr））が使用される。A-FNSではこれらの材料を中性子照射し、原型炉ダイバータで用いるタングステン及び無酸素銅、銅合金の核融合中性子照射による機械的特性及び熱伝導率等の物理特性に及ぼす影響を評価する。これらの材料に関しては、現在、HFIRを用いた原子炉での中性子照射実験が進行中であるが、照射硬化や熱伝導率に影響を及ぼす核変換生成元素の生成効率が照射場の中性子スペクトルにより異なるため、核融合炉と同様のスペクトルで照射実験を実施できるA-FNSを用いて、ダイバータ機能材に関する中性子照射データを取得する。表4.4.5.1-1にダイバータ機能材料の中性子照射要求条件を示す。原型炉ダイバータでの目標耐用年数は3～5年を想定して原型炉設計が進められており、原型炉ダイバータでのタングステンの中性子はじき出し損傷量は1.5～10 dpa、銅の中性子はじき出し損傷量は6～10 dpaとなることが想定されている。原型炉ダイバータ設計でのタングステンモノブロックの想定使用温度は400℃～1200℃と非常に広いため、A-FNSでは、ターゲット部、バッフル部、ドーム部での最高想定温度を考慮して3温度帯での照射試験を実施する。銅についてはCuCrZr配管とOFC緩衝材の想定温度を考慮して300℃～380℃での照射試験を実施する。

表4.4.5.1-1 ダイバータ材料照射条件

材料	中性子はじき出し損傷(dpa)	照射温度(℃)
タングステン	2	400 – 500
		800
		1000 – 1200
	6	400 – 500
		800
		1000 – 1200
	10	400 – 500
		800
		1000 – 1200
CuCrZr	5	300
		350
	10	300
		350
OFC	5	400
	10	400

4.4.5.2 基本概念

ダイバータ機能材試験モジュールは、高中性子束試験モジュールとして、ブランケット構造材試験モジュールと一体型の試験モジュールとする。図4.4.5.2-1に高中性子束試験モジュールの概念図を示す。高中性子

試験モジュールはターゲットアセンブリ後壁表面から5 cmの距離に設置する。高中性子束試験モジュール内には、円筒型キャプセルをビーム方向に10列、ビームと直行方向に9～10体設置する。モジュール前面のビーム方向1～5列にはブランケット構造材照射用キャプセルを、モジュール後面のビーム方向6～10列にはダイバータ機能材照射用若しくはブランケット機能材照射用キャプセルを装填する。

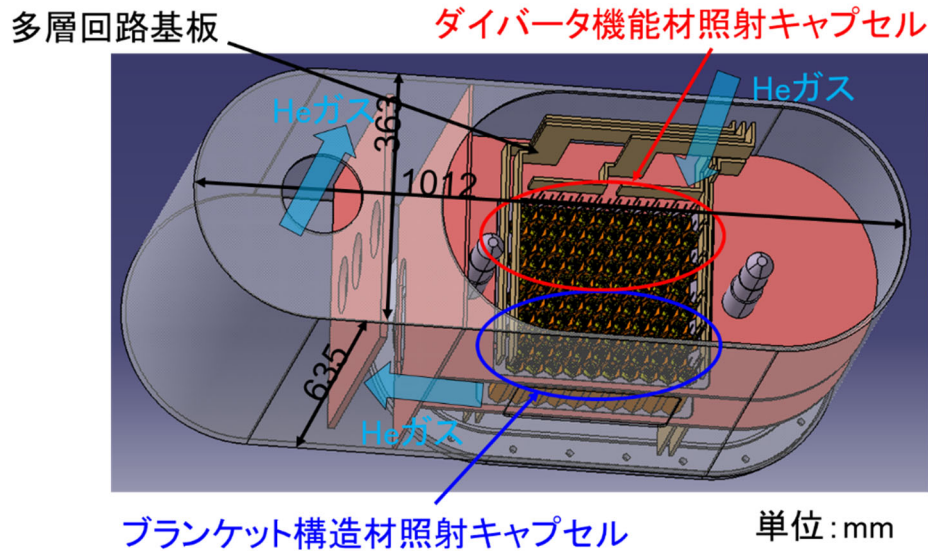


図4.4.5.2-1 高中性子束試験モジュール概念図

ダイバータ機能材試験モジュールを装填した高中性子束試験モジュールは、4.4.3項にて記載しているブランケット構造材試験モジュールに関する交換方法と同様の方法で遠隔操作により交換する。遠隔操作によるダイバータ機能材試験モジュールを装填した高中性子束試験モジュールの交換手順は以下のとおりである。

- ① 試験セルの側方に側方に設置する側方アクセスセル内にて、配管や配線類を遠隔操作により、高中性子束試験モジュールから分離する。
- ② 高中性子束試験モジュールを遮蔽プラグと一体化しながら、水平方向に、試験セルから側方アクセスセルに搬送する。
- ③ 4.4.3項にて記載しているブランケット構造材試験モジュールのキャプセル交換手順と同様の手順で、ダイバータ機能材のキャプセルを、高中性子束試験モジュールから取り出し、照射後試験施設に搬送し、照射試験を実施する。

4.4.5.3 モジュール設計条件

ダイバータ機能材料試験モジュール(DFMTM)の設計条件は以下のとおりである。

- ① DFMTM は高中性子束試験モジュールとして、BSMTM と一体のモジュールとして設計する。
- ② DFMTM を装填する高中性子束試験モジュールは側方遮蔽プラグと一体型の構造とする。
- ③ 円筒型キャプセルをハニカム内容器に精度よく配置する。
- ④ 円筒型キャプセルをハニカム容器から速やかに取り出せる。
- ⑤ 円筒型キャプセルをハニカム容器内で均一に冷却できる He ガス流路とする。
- ⑥ 側方遮蔽プラグから支持する。
- ⑦ 側方アクセスセルへ移動後、遠隔保守機器を用いてハニカム容器から円筒型キャプセルを着脱

できる。

- ⑧ キャプセル着脱時の遠隔操作性の観点から、モジュール筐体上部を分離し、より広い操作空間を確保する。
- ⑨ キャプセルを収納するモジュールは製作性、コスト、気密性、耐圧性及び遠隔操作性を考慮した構造とする。
- ⑩ モジュール内部の He ガス圧力に対して箱型よりも内圧に強く変形が少ないと考えられるレーストラック状の壁面とする。
- ⑪ キャプセルの位置決め精度機構を設ける。キャプセル位置決め用の支持棒を配置する。筐体内にキャプセルを精度よく支持するための柱を設ける。
- ⑫ モジュールを切り欠くことなくキャプセルを鉛直方向へ着脱することを前提とし、筐体上部の一部に開口部を設ける。
- ⑬ 試験モジュールの重量を試算し、遮蔽プラグと取り付け架台を介してピン締結で支持する。
- ⑭ He ガスは呼び径 A100 ナイフエッジ式メタルシールフランジで取り合う。
- ⑮ 計装線は気密な多芯コネクタ 2 か所で取り合う。

4.4.5.4 モジュール構成機器

図4.4.5.4-1にダイバータ機能材試験モジュールの概念図を示す。表4.4.5.4-1にDFMTMダイバータモジュールの構成機器及び役割を示す。ダイバータ機能材試験モジュールは、ブランケット構造材試験モジュールと同様の機器により構成される。DFMTMは照射キャプセルを設置する照射容器、照射容器にヘリウムガスを給排するヘリウムガス配管、照射容器を支持するための支持架台、照射容器と遮蔽プラグを接続するための接続構造体から構成される。

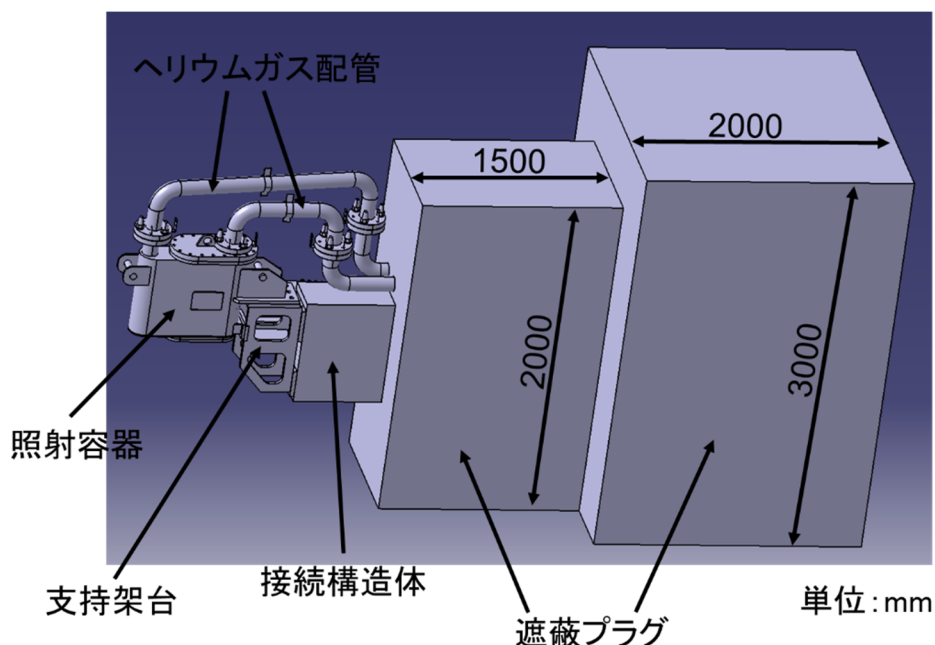


図4.4.5.4-1 遮蔽プラグ一体型ダイバータ機能材モジュールの概念図

表4.4.5.4-1 ダイバータ機能材モジュールの構成機器及び役割

構成機器	役割
照射容器	容器内に照射キャプセルを設置し、照射キャプセルを所定の位置に指示する。照射容器内には、冷却のためのヘリウムガスを流す。
ヘリウムガス配管	照射容器にヘリウムガスを給排する。
支持架台	照射容器を支持する。照射容器と接続構造体とを接続する。
接続構造体	照射容器と遮蔽プラグとを接続する。

4.4.5.5 照射キャプセル設計条件

照射キャプセルの設計条件は以下のとおりである。

- (1) 照射キャプセルには、丸棒引張試験片、破壊靱性試験片を装填し、核融合中性子照射し、照射後、照射後試験（PIE）施設にて、機械強度試験を行う。
- (2) 同一キャプセル内に装填する試験片の種類は一種類とする。
- (3) 各々の照射キャプセルごとに、タングステン試験片、無酸素銅試験片、CuCrZr 試験片を装填する。
- (4) タングステンの各試験片を 10 dpa、6 dpa、2 dpa の中性子はじき出し損傷量で照射する。銅の各試験片を 10 dpa、5 dpa の中性子はじき出し損傷量で照射する。同一キャプセル中の中性子はじき出し損傷量の勾配は 15%以内とする。
- (5) タングステンの各試験片を 400 °C～1200 °Cの照射温度で照射する。銅合金の各試験片を 300 °C、350 °Cの照射温度で照射する。無酸素銅の各試験片を 400 °Cの照射温度で照射する。
- (6) 試験片の照射温度を計測するための温度測定器として各キャプセルに 3 対式熱電対を 2 本設置する。
- (7) 3 対式熱電対 1 本当たり、熱電対リード線は 6 本であり、1 体のキャプセルでの熱電対リード線の合計本数は 12 本で、熱電対リード線の 6 本は筐体上部から、熱電対リード線の 6 本は筐体下部から引き回す。
- (8) 熱電対に加えて、温度モニタとして、照射終了後直前の温度履歴を測定するための SiC 延び計、及び最高温度を測定するための melting wire を各キャプセルに測定する。SiC 延び計、melting wire に関しては、照射後、PIE 施設にて、温度履歴、最高温度を測定する。
- (9) ヒータはキャプセルごとに、上段部、中段部、下段部の 3 本設置する。中性子損傷によるヒータの劣化を防ぐために、上段部及び下段部のヒータはビームフットプリントから離れた位置に設置する。ヒータによる加熱は上段部及び下段部のヒータにより行う。ビームフットプリントに設置する中断部のヒータは、ビーム入射前やビームトリップ時のバックアップ用の加熱に使用する。
- (10) 各キャプセルからのヒータ導線の本数は合計 6 本となる。4.4.3 項にて記載しているブランケット構造材試験モジュール同様に、ヒータ導線の 3 本はキャプセルの上方から、3 本はキャプセルの下方から試験モジュールの配線ボードへ接続する。上段部のヒータ導線はキャプセルの上方から、下段部のヒータ導線はキャプセルの下方から試験モジュールの配線ボードへ接続する。中断部のヒータ導線のうち 1 本はキャプセルの上方から、1 本はキャプセルの下方から試験モジュールの配線ボードへ接続する。
- (11) 各キャプセルからの導線は熱電対導線、ヒータ導線を併せて、導線の本数は合計 18 本となる。9 本はキャプセルの上方から、9 本はキャプセルの下方から試験モジュールの配線ボードへ接続する。

- (1 2) 高速中性子試験モジュール筐体内には、ダイバータ機能材料照射用として、48 体の円筒型照射キャプセルを設置する。キャプセルごとに 18 本の導線、合計 864 本の導線を配線ボードへ接続する。432 本の計装線を筐体上部から、432 本の計装線を筐体下部から引き回す。
- (1 3) 各キャプセルからの導線は、4.4.3 項にて記載しているブランケット構造材試験モジュール同様に、上部及び下部コネクタブロックに設置する接触式スプリングプローブコネクタに結線する。上部及び下部コネクタブロックに設置する接触式スプリングプローブコネクタと上部及び下部配線ボードに設置する接触式スプリングプローブコネクタとを、多層回路基板を用いて結線する。
- (1 4) 多層回路基板は試験モジュールから、4.4.3 項にて記載しているブランケット構造材試験モジュール同様に、遮蔽プラグを貫通し、側方アクセスセル内で接続させる。

4.4.5.6 照射キャプセル基本構造

4.4.3項にて記載したブランケット構造材照射キャプセルと同様にハニカム円筒型キャプセルとする。ハニカム型容器に円筒型照射キャプセルを装填し、円筒型照射キャプセル内に、タングステン試験片、無酸素銅試験片、CuCrZr試験片を装填する。

4.4.5.7 照射キャプセル核的特性

ダイバータ機能材試験モジュール中の銅の中性子はじき出し損傷量を図4.4.5.7-1に、タングステン中性子はじき出し損傷量を図4.4.5.7-2に示す。数値は各キャプセル中のはじき出し損傷の平均値である。各々の図中で、青で示した数値は鉄の中性子はじき出し損傷、赤で示した数値は銅の中性子はじき出し損傷、黒で示した数値はタングステン中性子はじき出し損傷である。銅の中性子はじき出し損傷の最大値は3 dpa/fpyであり、照射条件の5 dpa, 10 dpaを、積算2～4年間の照射で可能である。タングステン中性子はじき出し損傷の最大値は0.7 dpa/fpyであり、照射条件の2 dpa, 6 dpa, 10 dpaを得るのに、A-FNSの稼働率が100%としても積算3～15年間の照射期間が必要であり、今後の検討課題である。

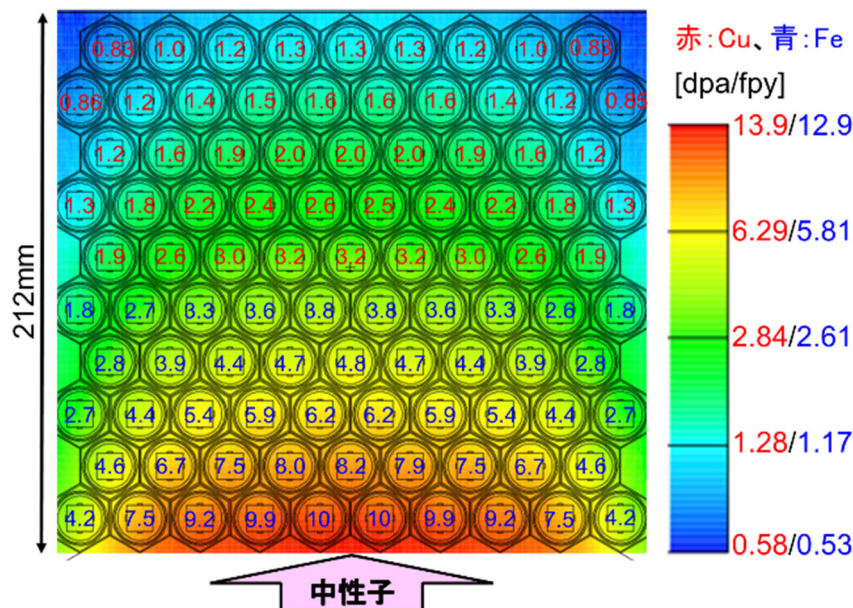


図4.4.5.7-1 ダイバータ機能材試験モジュール中の銅のはじき出し損傷量

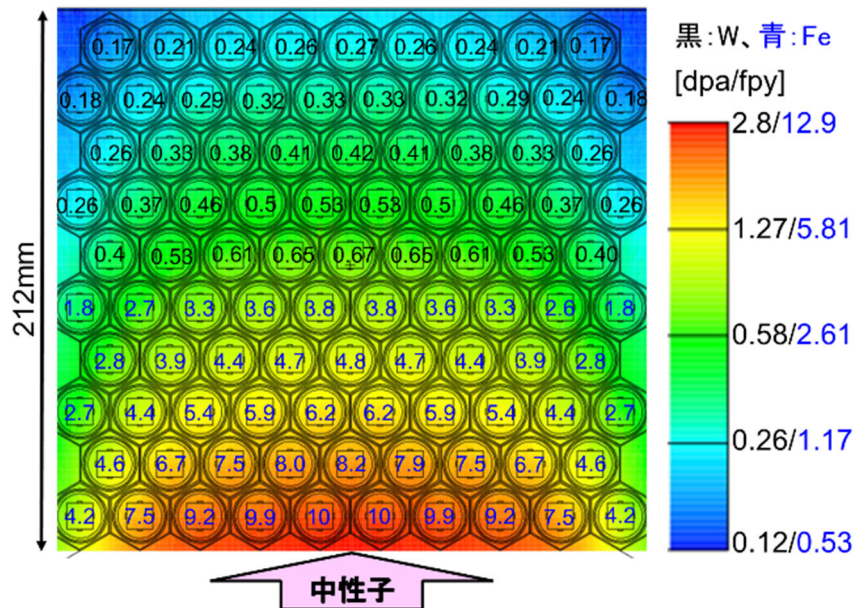


図4.4.5.7-2 ダイバータ機能材試験モジュール中のタングステンのはじき出し損傷量

4.4.5.8 今後の課題

- (1) 本設計では、4.4.3項に記載した機能材モジュールBFMTMで設計した照射容器をビーム軸方向に拡張する設計で、BFMTMの背後にダイバータモジュールDFMTMを設置する概念で設計した。本設計案に関して、下記の課題を、今後詳細に検討する。
 - ① 製作性
 - ② キャプセルからの計装線接続方法
 - ③ ヘリウムガス配管仕様
 - ④ ヒータ仕様
 - ⑤ 熱電対仕様
 - ⑥ 遠隔操作による試料及びキャプセルの装荷及び取出しと交換シナリオの検討
 - ⑦ 片持ち構造による遮蔽プラグへの取り付け構造の検討
- (2) 銅の中性子のはじき出し損傷は3.2 dpa/fpyであり、照射条件である10 dpaを積算約3年の照射期間で達成可能である。一方で、タングステンの中性子のはじき出し損傷は0.7 dpa/fpyであり、照射条件である10 dpaを達成するのには、積算で10年以上の照射期間が必要であり、キャプセルの配置再検討も含めて、タングステンの照射量を達成させるための再検討が必要である。
- (3) タングステン試験の照射温度は400 °C～1200 °Cであり、高温照射用試験片キャプセルの設計検討が必要である。

4.4.6 放射性腐食生成物試験モジュール

4.4.6.1 基本要件

放射性腐食生成物試験モジュール（腐食モジュール、ACPM）は、原型炉ブランケット構造材のF82Hの配管中に原型炉冷却水と同条件の高温高压水を流し、核融合中性子照射による生成される放射性腐食物（ACP）を測定するモジュールである。核融合炉の固体水冷却ブランケットは、構造材であるF82Hと冷却水が接した構造となっている。その上、F82Hは厳しい中性子照射環境に置かれた材料でもあり、特に作業員の被ばく低減の観点から、F82Hの冷却水中への溶出量を実測し、冷却水中ACP量を評価することは非常に重要である。このような照射条件を模擬するためACPMは、BSMTMと同等の照射位置であるターゲットのバックプレート直後に配置するように設計を進めている（中性子フラックス 5×10^{14} n/cm²/s近傍を想定）。その配置はF82H試験片の重照射試験用の構造材モジュールBSMTMと重なるので、取得データの重要性和時間的な優先度を考慮した照射プランを確立しなければならない。なお、ACPM-F82Hを用いてF82H配管の試験データを取得してから、後半の照射フェーズではACPM-Cuを用いてダイバータ機能材の銅合金の配管の試験が実施可能となるようにモジュール設計を進める必要がある。

腐食モジュールACPMは、基本的には禁水領域である試験セルの中で水を使用するモジュールとなるため二重構造の適用などの安全設計が必要である。試験セル内に高温高压水が漏洩することでACPMを用いた試験が排除されるだけでは済まず、A-FNS全体の稼働率（試験・メンテナンスのスケジュール、また緊急停止等の想定外停止を含め）に大きな影響が生じ得るので、ACPMには安全設計と並行して水漏れ検知システム、拡散防止システム等を整備する必要がある。

腐食モジュールACPMは、高温高压水を流しながら各照射試験部の下流に水質計測器を設け、試験部で発生する腐食生成物（溶出イオン、粒子状酸化物）の捕集、計測を行うための専用セルが必要となる。なお、この専用セルには冷却システム、水質調整システム及び水質分析機器（オンラインサンプリング測定）等のサブシステムが設けられ、必要に応じて人の立ち入りが可能な領域とする（ゾーニング：Yellow or Green）。F82H配管以外の銅合金配管を用いた試験には同様のサブシステムがさらに1式追加が必要となることを念頭に入れて専用セルの設計を行う必要がある。照射終了後、高温高压水を止めてから配管から水をドレンし、遠隔操作により試験片切断・搬送し、PIE施設にてオフライン測定が可能な設計にする必要がある。

4.4.6.2 基本概念

核融合中性子照射環境において「水の放射線分解」、「照射によるF82Hの耐食性の低下」、「保護性皮膜（酸化物）の照射損傷」等が同時に発生することが考えられ、ACPデータは原型炉安全性設計に大きな影響を与える。A-FNSではACPMを用いて「核融合炉内の水質管理指針の確立」、「核融合中性子照射環境下における腐食データの取得」、「核融合中性子照射環境でのF82H腐食挙動のモデル化」及び「ACP評価コードの開発」を目的とする照射試験を実施する。核融合中性子照射環境での原型炉ブランケット冷却水配管に生じるACPの挙動及び腐食データを取得し、ACP評価コード開発に解析結果と比較することにより、コード開発の信頼性評価を行う。

腐食モジュールACPMは、照射部（照射前期：円筒型のF82H配管、照射後期：銅合金配管）と外側筐体だけのシンプルな構造とし試験セル中の照射部以外の配管はSS316Lとする。照射部に流す高温高压水の水質調整システム及び水監視システムを専用セルのACPMセルに設け、水質の制御を行う。照射中は循環されている水のサンプリングにより適宜水質管理を行う。試験セル内の試験部からACPMセルの距離によっては、試験セル付近の追加ヒータの設置や試験セル外の配管に断熱材を巻くような設計し高温高压水の温度を

調整する。照射部は核解析を用いて（詳細は本節4.4.6.7を参照）求めた中性子によるはじき出し損傷dpaの分布に基づいて配置するが、ビーム方向から各試験部が重ならないような配列にする。

図4.4.6.2-1に腐食モジュールACPMの全体図、図4.4.6.2-2に照射容器内の詳細図を示す。腐食モジュールACPMの基本構造設計の条件は以下とおりである。

- （１）側方遮蔽プラグと一体型の構造とする
- （２）試験部の配管は精度良く固定し、配列できる構造とする。
- （３）漏水に対する安全を考慮し、照射容器の筐体の中に試験部を含めた配管を配列した二重構造にする。
- （４）照射容器から試験部のみ交換ができるような構造にする。
- （５）高温高圧水の漏洩検知システムを備えた構造にする。
- （６）筐体の核発熱はヘリウムガスによって冷却する機能を有する構造とする。
- （７）すべての配管が試験セルに露出されない構造とする。

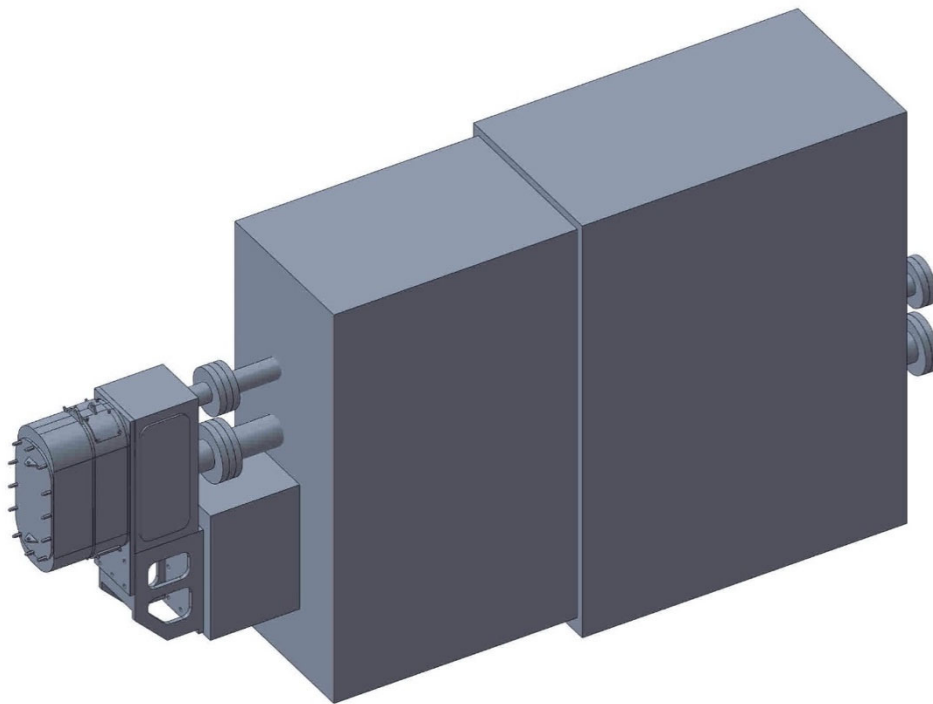


図4.4.6.2-1 腐食モジュールACPMの全体図

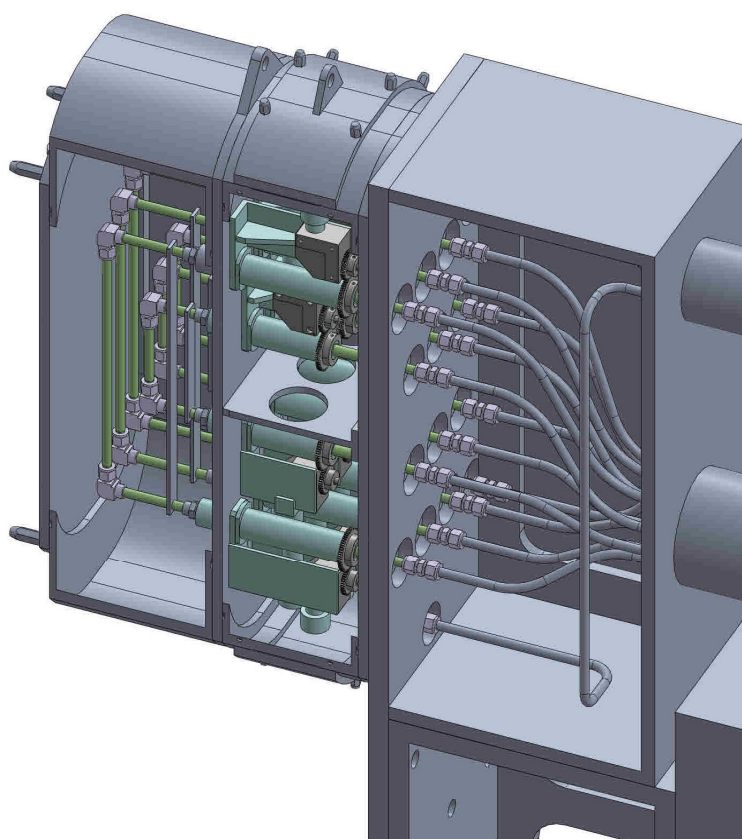


図4.4.6.2-2 腐食モジュールACPMの詳細図（照射容器内）

ブランケット構造材F82Hの腐食特性評価のための照射条件を表4.4.6.2-1に示す。F82Hの照射条件は照射損傷の3ケース（4 dpa/fpy、6 dpa/fpy、10 dpa/fpy）、各照射時間は5ケース（100 h、400 h、900 h、1600 h、3000 h）であり、最大想定試験部の数は30本である。最も照射時間の長い3000 hの試験部はACPMの照射フェーズ開始から設置し、100 hから1600 hの試験部は順次交換する。共通試験条件を表4.4.6.2-2に示す。

表4.4.6.2-1 腐食ジュールACPMの照射条件（F82H）

照射損傷(dpa/fpy)	試験部数(本)	照射時間(hour)
4	2	100, 400, 900, 1600, 3000
6	2	100, 400, 900, 1600, 3000
10	2	100, 400, 900, 1600, 3000

表4.4.6.2-2 腐食モジュールACPMの共通試験条件（F82H）

共通試験条件	
温度(°C)	300
圧力(MPa)	15
pH	5 - 7
DO (ppb)	< 5
DH(ppm)	3.5
流速(m/s)	5

ダイバータ用銅合金の照射条件と共通試験条件を表4.4.6.2-3と4.4.6.2-4に示す。銅合金の照射条件は照射損傷の3ケース（0.5 dpa/fpy、1.0 dpa/fpy、1.5 dpa/fpy）、各照射時間は4ケース（100 h、400 h、1000 h、1500 h）であり、最大想定試験部の数は24本である。最も照射時間の長い1500 hの試験部はダイバータ用ACPMの照射フェーズ開始から設置し、100 hから1000 hの試験部は順次交換する。

表4.4.6.2-3 腐食モジュールACPMの照射条件（銅合金）

照射損傷(dpa/fpy)	試験部数(本)	照射時間(hour)
0.5	2	100, 400, 1000, 1500
1.0	2	100, 400, 1000, 1500
1.5	2	100, 400, 1000, 1500

表 4.4.6.2-4 腐食モジュールACPMの共通試験条件（銅合金）

共通試験条件	
温度(°C)	220
圧力(MPa)	5
pH	TBD
DO (ppb)	TBD
DH(ppm)	TBD
流速(m/s)	15

4.4.6.3 モジュール構成機器

腐食モジュールACPMのフローを図4.4.6.3-1に示す。試験セル内のモジュール（照射部と外側筐体）以外に加熱器、再生熱交換器、循環ポンプ、冷却器、フィルタ、高圧ポンプ、樹脂塔、水質計測器、水質管理タンク、分析器等のサブシステムで構成される。各照射試験部はヒータ、熱電対を含まない設計になる。照射部の材質（現在：F82Hと銅合金）ごとに水質計測器は7個、流量計は6個、圧力計は6個、設置する。照射部以外のサブシステムは専用のACPMセルに設けられ、同種類の材質のサブシステム1式辺り必要な床面積は83 m²であるため、2種類の材質の試験のためには166 m²以上のスペースを要する。この面積はITERのテストブランケットモジュール（Test Blanket Module, TBM）として日本が設計している水冷却固体増殖ブランケット（Water Cooled Ceramic Breeder, WCCB）の水冷却システム（Water Cooling System, WCS）をベースにして算出したものである。腐食モジュールACPMのサブシステムの機器リストを表4.4.6.3-1に示す。

- (2) 短時間用の試験部は照射時間条件の達成後、順次遠隔操作により交換し次の照射フェーズを開始する。
- (3) 長時間用の試験部は蓄積時間で照射時間条件を達成する。
- (4) 照射温度は300℃（F82H）、220℃（銅合金）であり、温度勾配は±10℃以内で制御する。
- (5) 試験部にはヒータや熱電対を設置しないため、温度制御は試験セルの外部から行う。その制御の保証ができない場合は遮蔽プラグ及び取り付け部の設計を見直して対応する。
- (6) 照射後、試験部は遠隔操作により取り出して、試験モジュール取り扱いセルで解体してから照射後試験（PIE）を行う。

4.4.6.5 照射部基本構造

上記4.4.6.4記載の設計条件を満足させる腐食モジュールACPMの照射部の外観図を図4.4.6.5-1に示す。以下にACPM照射部の特徴を述べる。

- (1) 試験部はF82H材又は銅合金材で製作された単純な構造の配管（内径はφ9、肉厚は2mm）とする。
- (2) 数本の配管がACPM筐体の中に設置される。
- (3) 試験セル内で照射部のジョイント部が露出されないように筐体の中に設ける。
- (4) 照射部以外の配管材はSS316Lとする（外径φ12.7、肉厚は2.11mm）。
- (5) 配管以外にSwagelokエルボ、Swagelok溶接コネクタ、位置決めベースによって構成される。
- (6) 試験部配管（F82H）の長さは短時間照射用の配管（約340mm）と3000時間照射用の配管（約90mm）で異なる。

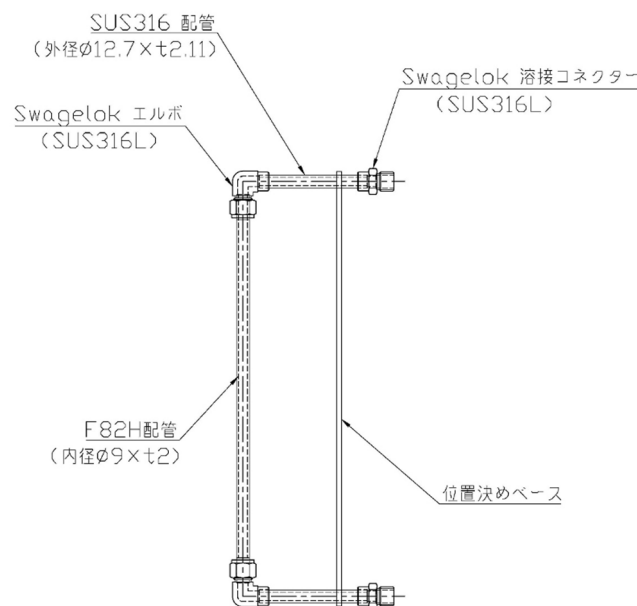


図4.4.6.5-1 腐食モジュールACPM試験部の外観図

4.4.6.6 照射シナリオ

腐食モジュールACPMは構造材モジュールBSMTMと同レベルの照射損傷条件（中性子強度）が必要となり、試験セルの中ではBSMTMの照射領域であるターゲットアセンブリの近くに配置される。A-FNSで取得する初期データとしては、構造材モジュールBSMTMの照射データの優先順位が極めて高いことから、BSMTMの初期データ取得が終了してからの照射フェーズで腐食モジュールACPMの照射を開始する計画で

4.4.6.7 モジュール基本構造

304

腐食モジュールACPMの照射容器の板厚については構造材モジュールBSMTMの照射容器内部にかかるヘリウムガス圧力300 kPa = 3 kgf/cm²と同等と想定し、強度計算で算出した。照射容器の最大平面部は図4.4.6.5-2より560 mm×220 mm、板厚を現状の設計値である10 mmとして計算すると、照射容器の最大引張り応力は $\delta_{\max}=7.2 \times 10^2$ kgf/cm²となる。照射容器材質であるSUS316Lの引張り応力は 4.8×10^3 kgf/cm²（機械実用便覧等参照）のため、 7.2×10^2 kgf/cm² < 4.8×10^3 kgf/cm²となり、照射容器の板厚10 mmで300 kPa=3 kgf/cm²の圧力に耐えられると判断できる。

4.4.6.8 漏洩検出及び対策の検討

腐食モジュールACPMは、本来禁水領域である試験セルの中で水を使用するモジュールとなるため、漏水に対する対策が必須である。安全な構造設計以外に追加で漏洩検出方法として湿度計、もしくは水分計等はメーカー品として存在している（例：横河電機 型式ZR22Gシリーズ等）。しかし、いずれも放射線下での使用実績はなく、継続検討する必要がある。

また、漏水した時点で蒸発して照射容器に加圧されるため、検知器の設置より安全弁の設置なども検討する必要がある。

4.4.6.9 遠隔操作による交換手順

腐食モジュールACPMの試験部の取り出した状態を図4.4.6.9-1に示す。

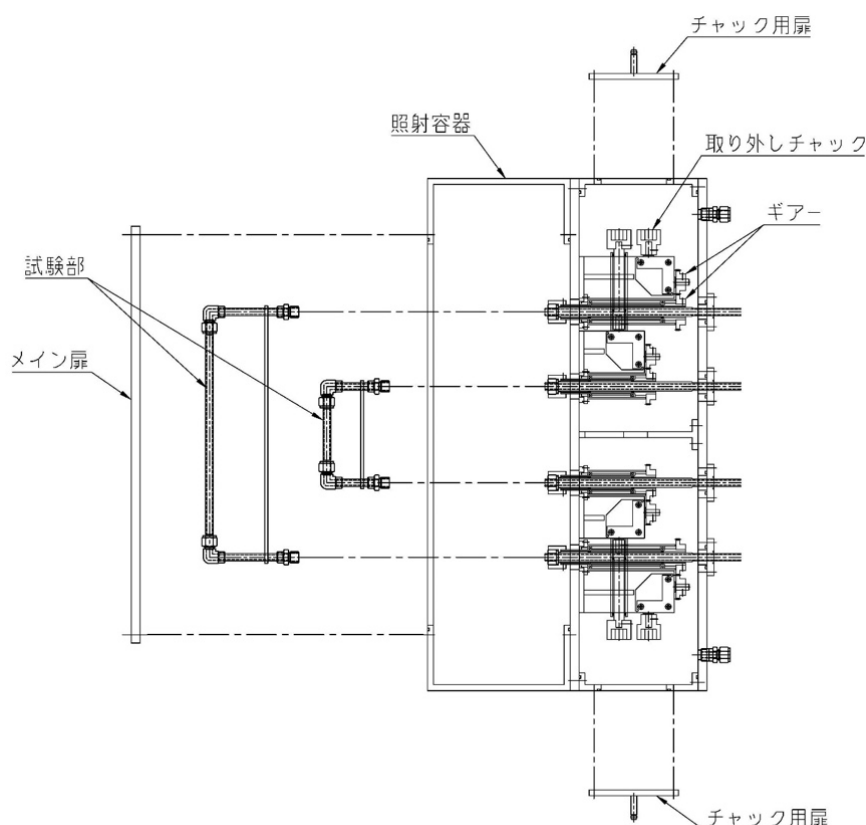


図4.4.6.9-1 腐食モジュールACPMから試験部を取り出した状態

他のモジュールと異なり、腐食モジュールACPMの中には水が流れている。ビーム運転終了後、水抜き及び配管を乾燥（ベーキング）させてから下記の手順に従い試験部の取り出しを行う（取り付けは本手順の逆

となる）。

- (1) メイン扉を遠隔保守機器によって取り外す (図4.4.6.9-2)
- (2) チャック用扉 (上下) を遠隔保守機器によって取り外す (図4.4.6.9-3)
- (3) メイン扉側から遠隔保守機器によって取り外しを行う試験部配管を保持する (図4.4.6.9-4)
- (4) チャック用扉側から回転シャフト (トルク制御付) を取り外しチャックに挿入する
- (5) 遠隔操作によって回転シャフトを回転させ、コネクタ部のナットを外す (図4.4.6.9-5)
- (6) 遠隔保守機器によって試験部を取り外す (図4.4.6.9-6)
- (7) 試験部を側方アクセスセルへと移動させる
- (8) 取り外し完了

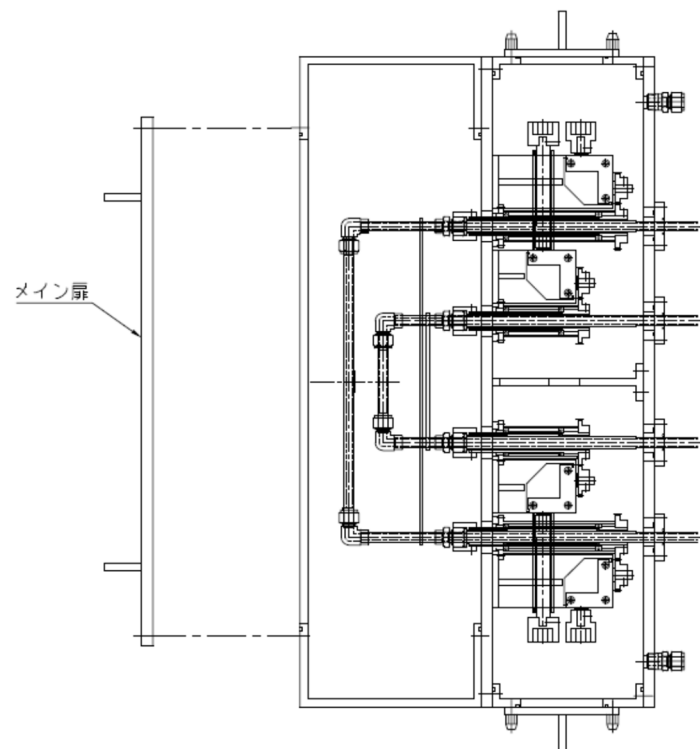


図4.4.6.9-2 腐食モジュールACPM試験部の取り外し手順 (1)

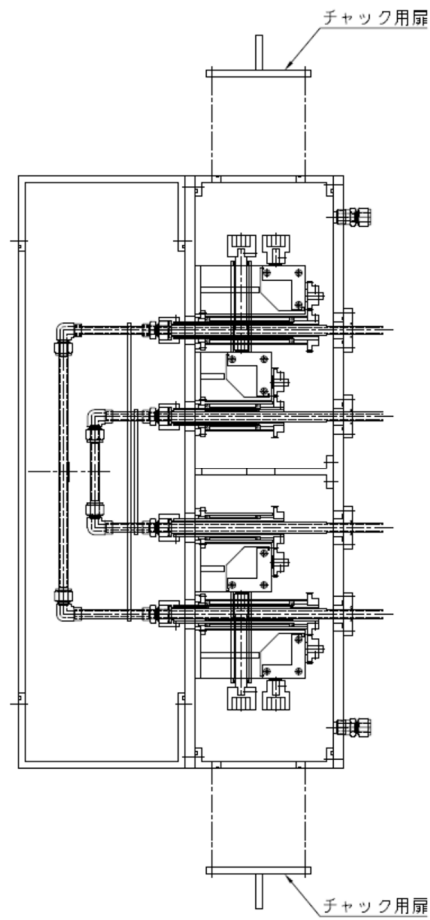


図4.4.6.9-3 腐食モジュールACPM試験部の取り外し手順（2）

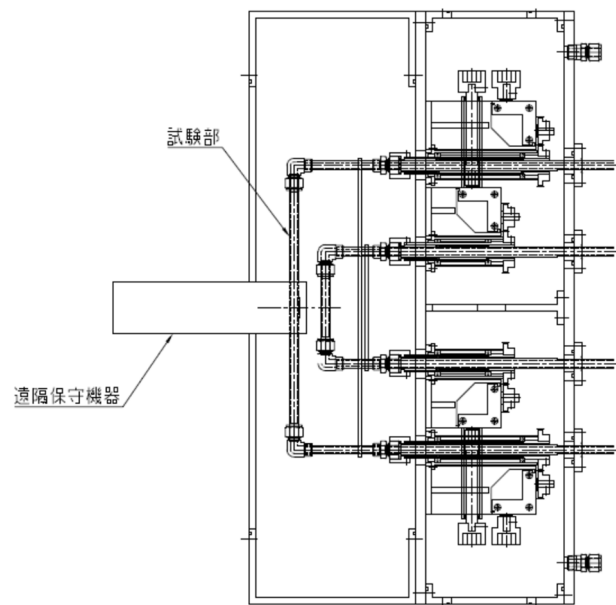


図4.4.6.9-4 腐食モジュールACPM試験部の取り外し手順（3）

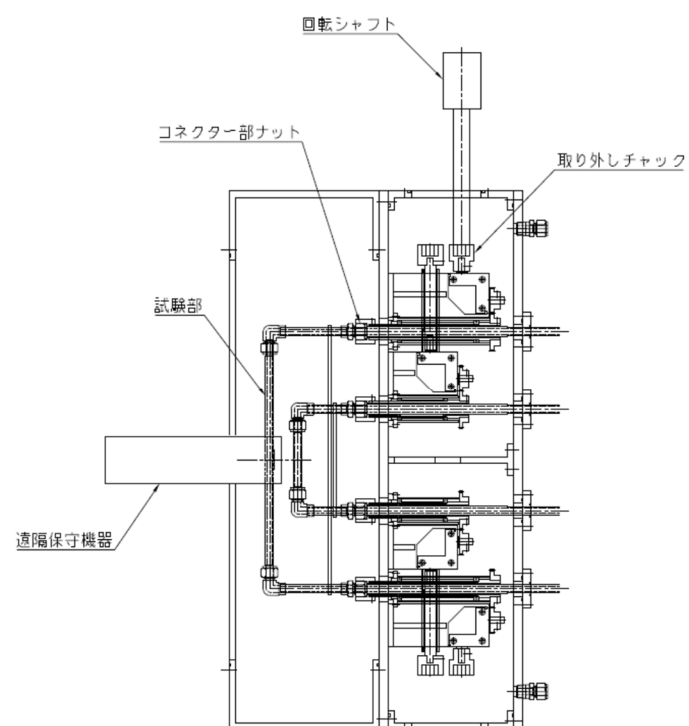


図4.4.6.9-5 腐食モジュールACPM試験部の取り外し手順（５）

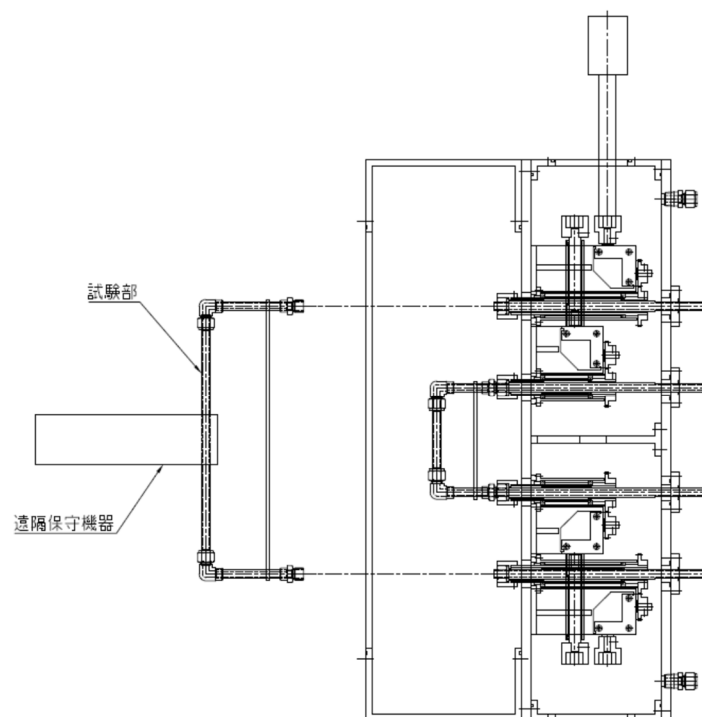


図4.4.6.9-6 腐食モジュールACPM試験部の取り外し手順（６）

4.4.6.10 専用セルの概念

腐食モジュールACPMの専用セルには加熱器、再生熱交換器、循環ポンプ、冷却器、フィルタ、高圧ポンプ、樹脂塔、水質計測器、水質管理タンク、分析器等のACPMに付属するサブシステムを配置する。同種類の材質のサブシステム1式辺り必要な床面積は83 m²であり、F82H用ACPMと銅合金用ACPMの2種類のサブシステムのためには166 m²以上のスペースを要する。ただし、横面積を全て占有する必要はなく、2段縦の構造での設置も考えられる。

専用セルで試験中の水質管理を行うため、一時的に入室可能又は常時入室可能なゾーニングになるように、壁の厚さ・材質又は試験セルからの距離を考慮した遮蔽検討が必要である。

専用セルから取得されるデータは中央制御室でもリアルタイムで確認できるような信号体系を用意する。

4.4.6.11 今後の課題

今後、F82H製の試験部（照射用配管）から高温高圧水の漏洩時の安全対策として、照射容器で照射部を囲んだ「二重構造」の完全密閉性の検討を実施する。なお、高温高圧水の加熱及び温度測定について、試験セルからの距離を考慮した配置、水質管理やモニタリングで必要なサブシステムを設置する専用セル（ACPMセル）の必要性を明らかにし、その概念検討、また照射後の試験部の取り出し概念、フロー図、インターフェースの検討を行う。

4.4.7 トリチウム放出回収特性試験モジュール

4.4.7.1 基本要件

核融合炉のプラズマではDT核融合反応（ ${}^2\text{H} + {}^3\text{H} \rightarrow {}^4\text{He} + \text{n} + 17.6 \text{ MeV}$ ）の燃料としてトリチウム（ ${}^3\text{H}$ 、T）が必要であるが、このトリチウムは放射性物質（半減期：12.3年）であるため地球上にその量が少なく、核融合ブランケット内の増殖材（リチウム系、リチウムセラミックス等）にDT中性子との核反応（ ${}^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)\text{T}$ 及び ${}^7\text{Li}(\text{n}, \text{n}'\alpha)\text{T}$ ）でトリチウムを生成・分離・精製・循環され、DT核融合反応の燃料としてプラズマ中に注入される。このように外部からの燃料供給なく、その運転が可能となるように核融合炉全体設計を行う。そこで生成されるトリチウムが燃焼で消費されるトリチウムより多くなる、つまり、トリチウム増殖比（Tritium Breeding Ratio, TBR）が1.0を越える、ようにブランケットを設計する必要とある。日本の個体水冷却ブランケットはTBRを効果的に上げるため、増倍材（ベリリウム系、ベリライド等）を組み合わせたブランケットを設計している。

トリチウム放出回収特性試験モジュール（トリチウムモジュール、TRTM, Tritium Release Test Module）は、原型炉ブランケットトリチウム固体増殖材微小球及び中性子増倍材微小球の中性子照射時のトリチウム放出及び回収特性を、ヘリウムパージガスを用いたオンライン測定により評価するためのモジュールである。中性子フラックスは原型炉のブランケット部を模擬するように、機能材モジュールBFMTMの後方、いわゆる中間中性子束領域に配置する。

TRTMの試験片はブランケットトリチウム固体増殖材微小球（リチウム系）及び中性子増倍材微小球（ベリリウム系）を想定している。円筒状照射キャプセルにトリチウム固体増殖材微小球及び中性子増倍材微小球を充填させる（以下、ペブル充填）。ヘリウムパージガスをキャプセル内に流し、中性子照射によりトリチウム固体増殖材微小球及び中性子増倍材微小球中に生成されたトリチウムをヘリウムパージガスにより回収する。オンラインでヘリウムパージガス中のトリチウム量を測定することにより、トリチウム固体増殖材微小球及び中性子増倍材微小球からのトリチウム放出回収特性を測定する。トリチウム固体増殖材微小球及

び中性子増倍材微小球照射温度、ヘリウムパージガス諸特性をパラメータとして、トリチウム放出及び回収特性を評価する。ブランケットトリチウム増殖材及び中性子増倍材微小球を各々別個の円筒状照射キャプセルに装荷し、各々、300℃～1000℃の温度条件で照射試験を行う。照射時間は中性子照射により発生するトリチウムが飽和され、一定に生成し続ける時間を設定する。照射終了後も測定を続き、生成されたトリチウムが全て回収されてから遠隔操作によりモジュールから照射キャプセルを取り出し、PIE施設にてトリチウム測定以外の照射後試験を行う。

トリチウムモジュールTRTMには、ヘリウムパージガス系、回収系、オンライン測定系のための専用セルを設ける。オンライン測定は電離箱を用いて実施し、回収されたパージガスからのトリチウムは水バブラーを通して、直接液体シンチレーションカウンター（LSC）を用いて測定する。

4.4.7.2 基本概念

トリチウムモジュールTRTMは、他のモジュール同様に遠隔操作によりアクセスセルを通して試験セルへ搬送される（4.4.3項の構造材モジュールBSMTMの基本概念図を参照）。試験モジュールと遮蔽プラグは一体化されていて、遮蔽プラグの外側（アクセスセル側）にてヘリウムガス（パージガス及び冷却ガス）、信号、電源ライン等の接続を行う。ガス流量、信号、機器動作等をテストしてから照射を行う。照射中はパージガスを流して、モジュールの中の試験片から生成されるトリチウムを回収し、専用セルにて電離箱を用いてオンライン測定を行う。さらにパージガスラインを専用セルの中の水バブラーに送り、生成トリチウムの時間変動が確認できるようにする。各試験キャプセルの温度はキャプセルの周りに設置したヒータと断熱層に流すヘリウムガスの流量で制御する。制御温度は中央制御室で確認ができるように信号線を設ける。照射終了後、すべての残留トリチウムがパージガスを通して出てくるまで回収を続ける。残留トリチウムの量がゼロになったら、アクセスセルにおいて接続機器等を外し、遮蔽プラグと試験モジュールを引き出す。アクセスセルで遮蔽プラグと試験モジュールを分離し、試験モジュールは試験モジュール取り扱いセルへ搬送される。試験モジュールから試験キャプセルを取り出し、各試験片を遠隔操作によりPIEへ搬送する。

4.4.7.3 モジュール構成機器

図4.4.7.3-1に遮蔽プラグ一体型TRTMの概念図を示す。表4.4.7.3-1にトリチウムモジュールTRTMの構成機器及び役割を示す。TRTMは照射キャプセルを設置する照射容器、照射容器にヘリウムガスを給排するヘリウムガス配管、照射容器を支持するための支持架台、照射容器と遮蔽プラグを接続するための接続構造体から構成される。ヘリウムガス配管は2つのパージガス用配管と1つの冷却ガス用配管となっている。試験モジュールの中の16個の試験キャプセルにはそれぞれのパージガス配管が接続されるので、2つの大きいヘリウムガス配管の中には径が細い配管が16個ずつ設置される。冷却ガスは試験キャプセルごとではなく16個のキャプセル全体に流せる構造となる。

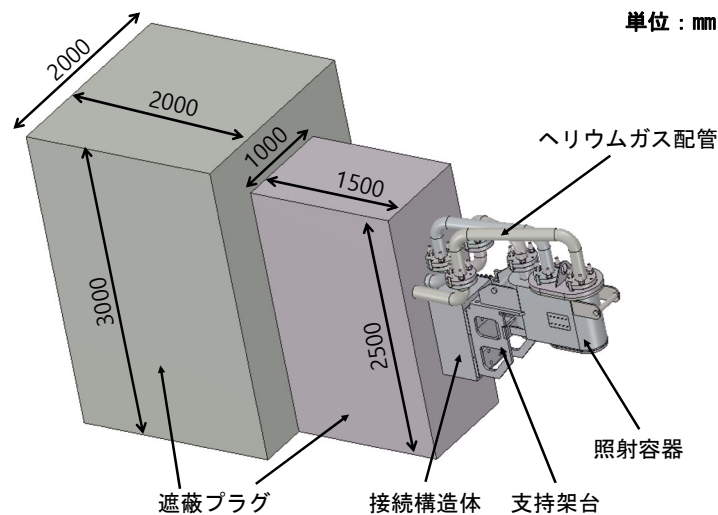


図4.4.7.3-1 遮蔽プラグ一体型TRTMの概念図

表4.4.7.3-1 トリチウムモジュールTRTMの構成機器及び役割

構成機器	役割
照射容器	容器内に照射キャプセルを設置し、照射キャプセルを所定の位置に指示する。照射容器内には、冷却のためのヘリウムガスを流す。
ヘリウムガス配管	照射容器にヘリウムガス(パージ用、冷却用)を給排する。
支持架台	照射容器を支持する。照射容器と接続構造体とを接続する。
接続構造体	照射容器と遮蔽プラグとを接続する。

4.4.7.4 照射キャプセル設計条件

照射部である照射キャプセルの設計条件は以下とおりである。

- (1) 照射キャプセルの中にはトリチウム固体増殖材微小球及び中性子増倍材微小球を充填し、核融合中性子を照射し、照射中は生成されるトリチウムはパージガスを通して回収する。そのために必要なパージガスの流量と回収可能な充填率を事前に検討する。
- (2) 照射キャプセルを、キャプセル支持フレームに精度よく固定し配置できる構造とする。
- (3) 照射キャプセルを照射容器内で均一に冷却可能なヘリウムガス流路を設ける。
- (4) 照射キャプセルに充填する試験片、微小球は材料によってサイズが異なる。直径1.0 mmのトリチウム増殖材ペブルと直径0.5、2.5 mmの中性子増倍材ペブル。
- (5) 試験キャプセルは16個であり、8個はトリチウム固体増殖材微小球用、残りの8個は中性子増倍材微小球を充填する。
- (6) 試験キャプセルは300 °C、400 °C、500 °C、600 °C、700 °C、800 °C、900 °C、1000 °Cの8つの温度条件で照射する。同一キャプセル中の温度勾配は±10 °C以内で制御する。
- (7) 試験キャプセルの照射温度を計測するための温度測定器を設置する。
- (8) 照射キャプセルはシースヒータで加熱し、ヘリウムガスで冷却する。
- (9) 各キャプセルは遠隔操作により、照射容器から取り出し可能とする。
- (10) 側方アクセスセルへ移動後、遠隔保守機器によって照射容器から照射キャプセルの着脱ができる構造とする。

- (1 1) 照射後のペブルは遠隔操作によりキャプセルから取り出して、表面観察、硬さ試験等の照射後試験を行えるようにする。
- (1 2) 照射キャプセルの位置決め機構を設け、精度よくキャプセルを設置できる構造とする。
- (1 3) 計装線は気密な多芯コネクタ2カ所を取り合う構造とする。

4.4.7.5 照射キャプセル基本構造

上記4.4.7.4記載の設計条件を満足させる照射キャプセルとして、トリチウムモジュールTRTMには、円筒型キャプセルを装填する。図4.4.7.5-1にTRTMに設置する円筒型照射キャプセルの断面図を示す。

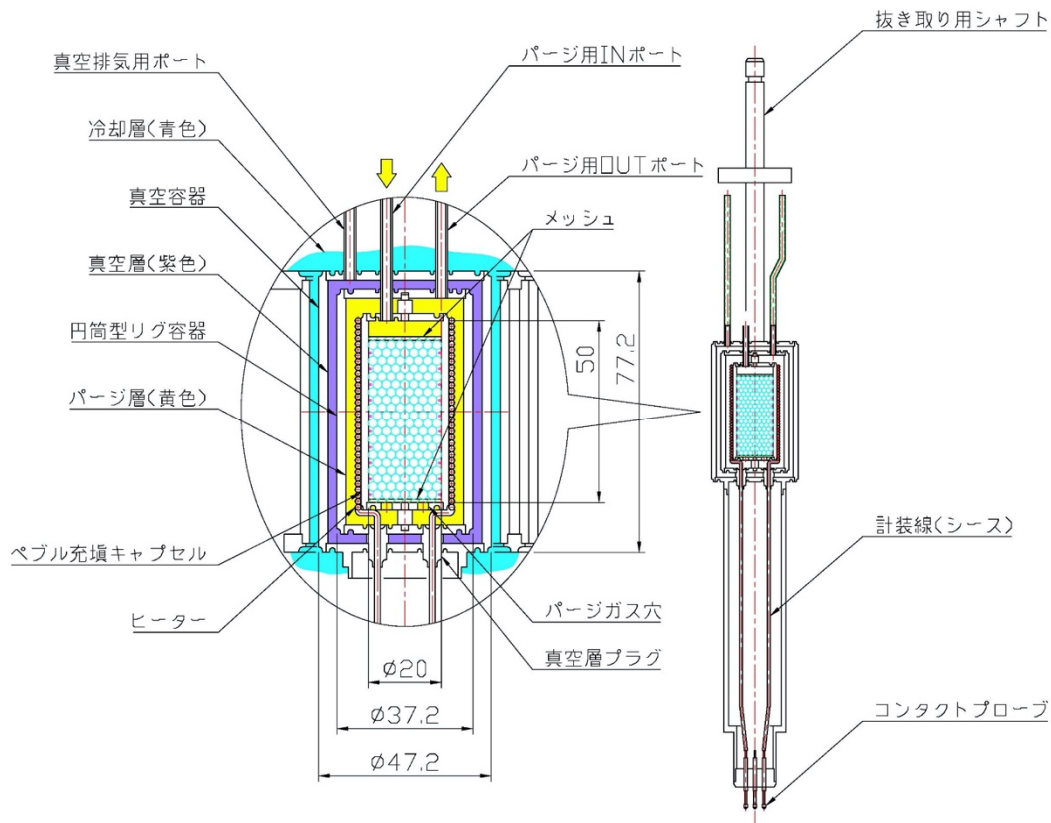


図4.4.7.5-1 トリチウムモジュールTRTMの照射キャプセルの断面図

トリチウムモジュールTRTMの照射キャプセルの特徴は以下とおりである。

- (1) パージガスはペブル充填キャプセル上部に溶接された1/8インチ管（パージ用INポート）からペブル充填キャプセルを上から下に流れていき、容器下部のパージガス穴を通して円筒型リグ容器を満たす。その後、容器上部に溶接された1/8インチ管（パージ用OUTポート）から排出される。
- (2) ペブル充填キャプセルの下面にはパージガス穴が開いているため、ペブルの落下防止用のメッシュを設置する。
- (3) ペブルを充填後、ペブルを固定するため上部にもメッシュを設置する。
- (4) 円筒型リグ容器下部に計装線を通すための真空層プラグを設ける。
- (5) コネクタピンの配置はペブル充填キャプセル下部に設けているが、環境温度を考慮し、高温域から遠ざける配置である。
- (6) コネクタピンの数はヒータ線用が2本、熱電対線用が3本である。

- (7) 真空層プラグの内側と計装線のシースを溶接し、円筒型リグ容器を密封する。
- (8) 真空容器上部には遠隔操作のため抜き取り用シャフトが設置されている。

4.4.7.6 照射キャプセルの組立及びペブルの充填方法

照射キャプセルの組み立て、ペブルの充填は以下の手順で実施する。

- (1) ペブル充填キャプセルを用意する (図 4.4.7.6-1)。
- (2) ペブル充填キャプセルの外周にヒータ及び熱電対を取り付ける。計装線はペブル充填キャプセル下部に集約させる (図 4.4.7.6-2)。
- (3) ヒータ及び熱電対の計装線を円筒型リグ容器及び真空容器下部の真空層プラグに通す (図 4.4.7.6-3)。
- (4) 円筒型リグ容器及び真空容器の中にペブル充填キャプセルを設置する (図 4.4.7.6-4)。
- (5) 真空層プラグとヒータ線及び熱電対線の計装線 (シース) を溶接する (図 4.4.7.6-5)。
- (6) 容器の中にペブルを充填する (図 4.4.7.6-6)。
- (7-A) トリチウム増殖材ペブルの充填方法 (8 本)
 - ①容器を振動させながら 1 mm のトリチウム増殖材ペブルを投入する。
 - ②メッシュを設置しペブルを固定する。
- (7-B) 中性子増倍材ペブルの充填方法 (8 本)
 - ①容器を振動させながら 2.5 mm の中性子増倍材ペブルを投入する。
 - ②メッシュを設置しペブルを固定する。
 - ③容器を振動させながら 0.5 mm の中性子増倍材ペブルを投入し隙間を埋めていく。
- (8) ペブル充填キャプセルのフタを溶接する (図 4.4.7.6-7)。
- (9) 円筒型リグ容器のフタを溶接する (図 4.4.7.6-8)。
- (10) 真空容器のフタを溶接する (図 4.4.7.6-9)。
- (11) 充填完了。

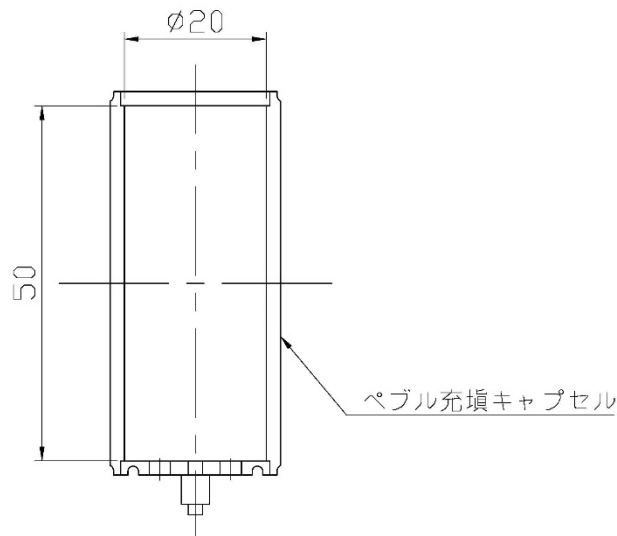


図 4.4.7.6-1 ペブル充填キャプセルを用意

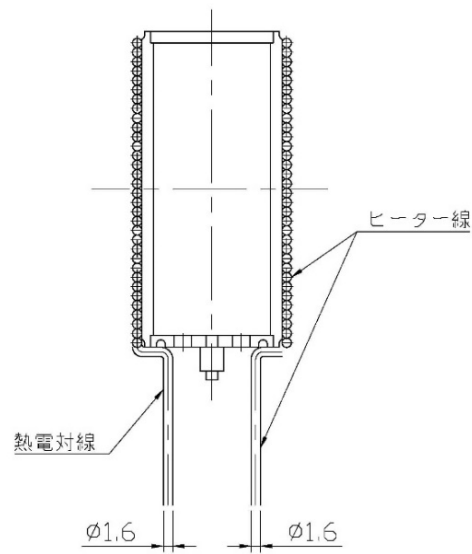


図 4.4.7.6-2 ペブル充填キャプセルの外周にヒータ及び熱電対を取付け

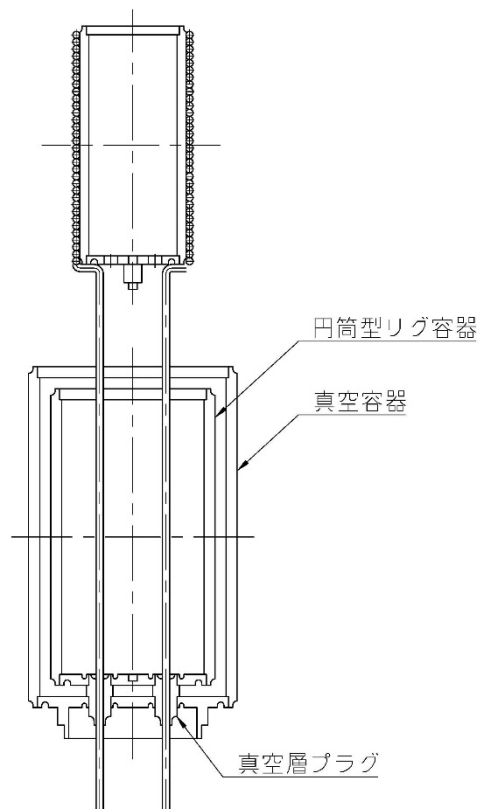


図 4.4.7.6-3 計装線を円筒型リグ容器及び真空容器下部の真空層プラグに通す

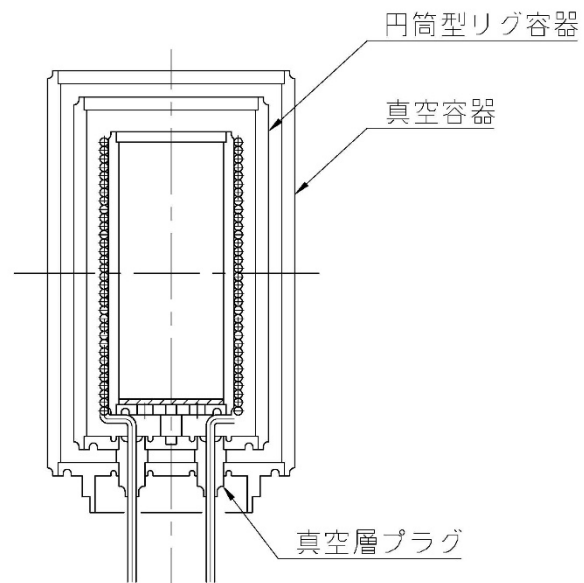


図 4.4.7.6-4 円筒型リグ容器及び真空容器の中にペブル充填キャプセルを設置

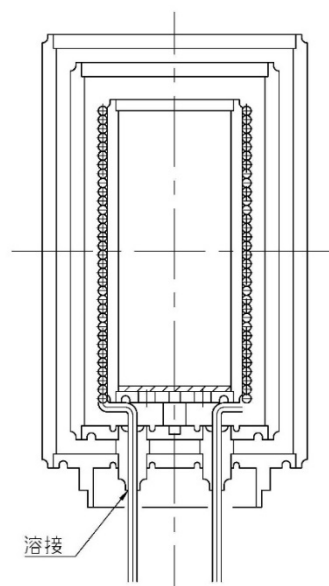


図 4.4.7.6-5 真空層プラグとヒータ線及び熱電対の計装線を溶接

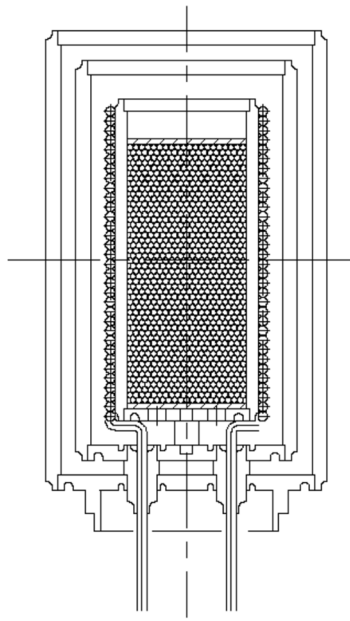


図 4.4.7.6-6 組みあがった容器の中にペブルを充填

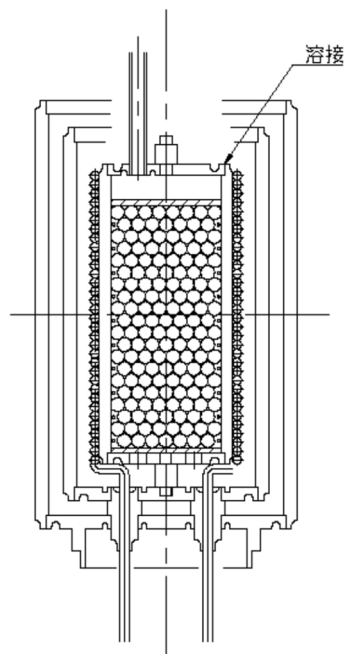


図 4.4.7.6-7 ペブル充填キャプセルのフタを溶接

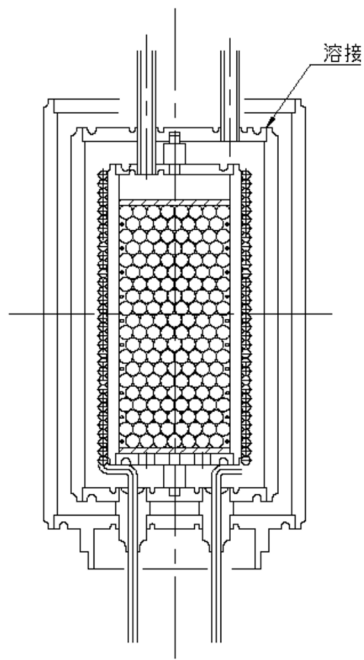


図 4.4.7.6-8 円筒型リグ容器のフタを溶接

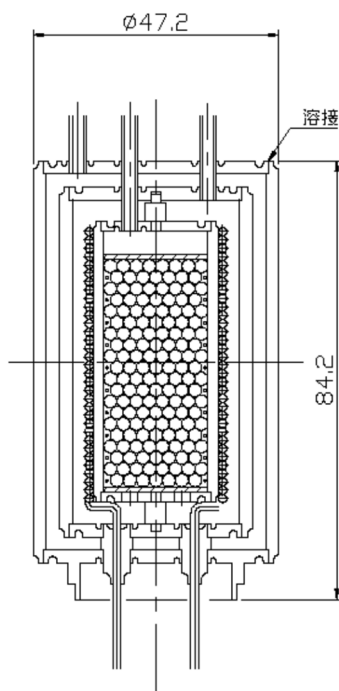


図 4.4.7.6-9 真空容器のフタを溶接

4.4.7.7 遠隔操作による試料及びキャプセルの装荷と取り出しと交換シナリオ

4.4.7.7.1 キャプセル支持フレームの構造

照射キャプセルを装荷するキャプセル支持フレームを検討している。図 4.4.7.7.1-1 に照射キャプセル及び支持フレームを示す。

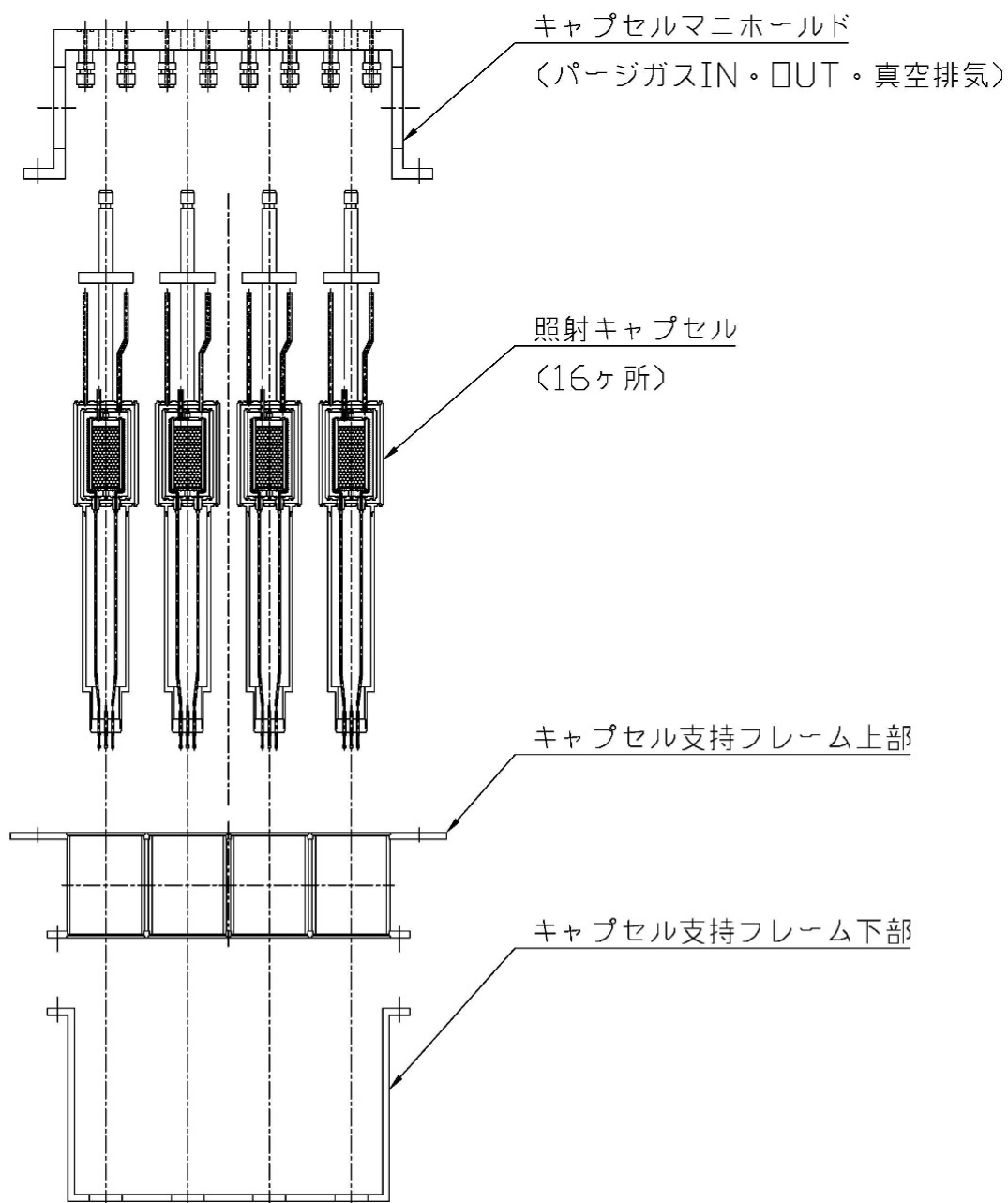


図 4.4.7.7.1-1 照射キャプセル及び支持フレーム

キャプセル支持フレームは照射キャプセルを保持するキャプセル支持フレーム上部と、計装線及びコネクタピンのガイドとなるキャプセル支持フレーム下部の2分割式とし、ネジ止にて一体化する。キャプセル支持フレーム上部と下部の重量は各々約7kgである。キャプセル支持フレーム上部には、照射キャプセルより

伸びてくる 1/8 インチ管を接続するためのキャプセルマニホールドが設置されている。16ヶ所の照射キャプセルからパージガス IN・OUT、真空排気用の 3 本の 1/8 インチ管が接続されるため、キャプセルマニホールドのポート数は 48ヶ所となる。マニホールドと 1/8 インチ管との接続は Swagelok を用いて行う。キャプセルマニホールドの重量は約 11 kg である。キャプセル支持フレーム及び照射キャプセルを組み立てた状態を照射キャプセルユニットと呼ぶ。

4.4.7.7.2 照射キャプセルの装荷フロー

照射キャプセルの装荷フローを以下に示す。取り外しは装荷フローの逆の手順で行う。

- (1) キャプセル支持フレーム上部とキャプセル支持フレーム下部を位置決めピンを基準にねじ止めする (図 4.4.7.7.2-1)。
- (2) キャプセル支持フレームに照射キャプセル 16 本を挿入する (図 4.4.7.7.2-2)。
- (3) ガイドピンで位置を合わせながら、キャプセル支持フレームにキャプセルマニホールドを設置する (図 4.4.7.7.2-3)。
- (4) キャプセルマニホールドの各ポートと照射キャプセルから出てくる 1/8 インチ管を Swagelok でそれぞれ接続する。
- (5) キャプセル支持フレームとキャプセルマニホールドをネジ止めにて固定する。
- (6) 装荷完了。

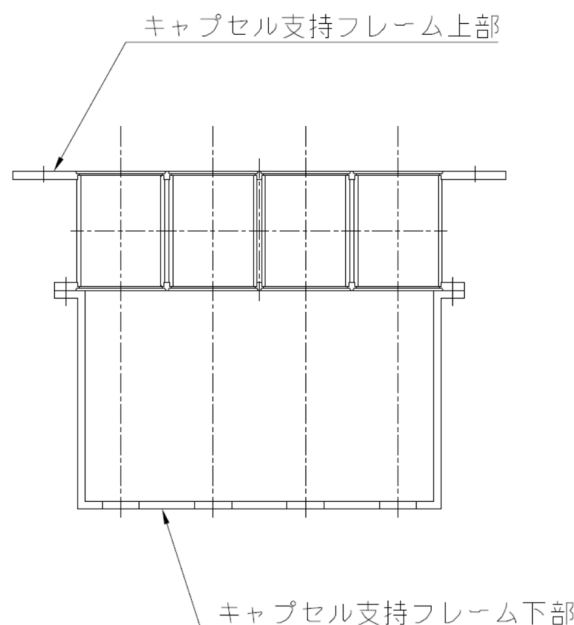


図 4.4.7.7.2-1 キャプセル支持フレーム下部と上部を合わせ、ピンを基準にねじ止め

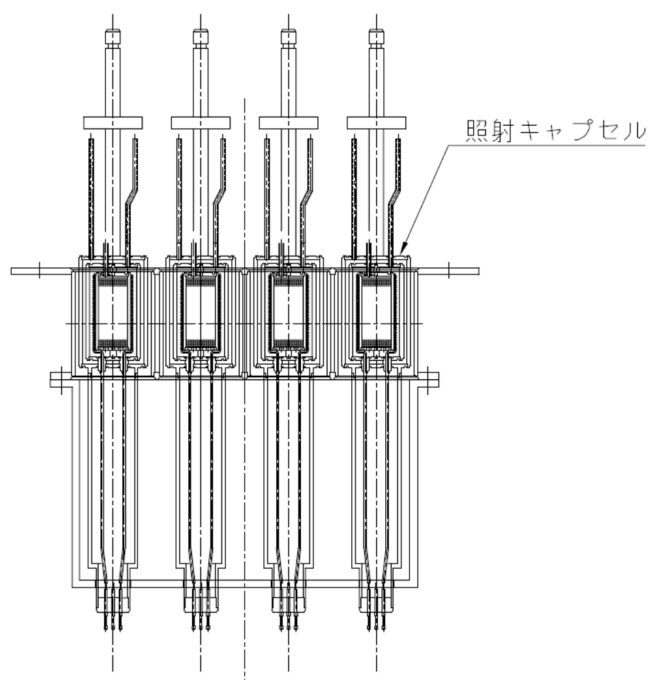


図 4.4.7.2-2 キャプセル支持フレームに照射キャプセルを挿入

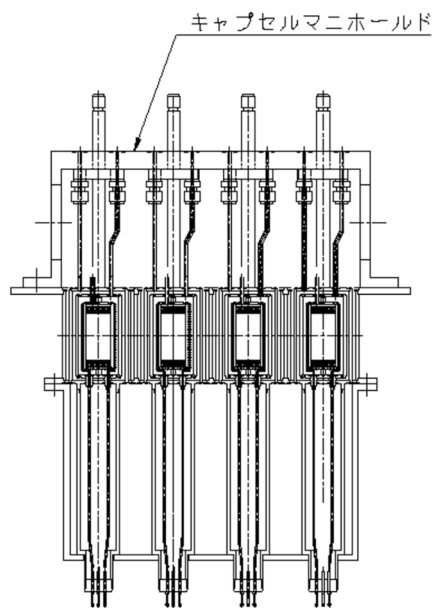


図 4.4.7.2-3 キャプセル支持フレームにキャプセルマニホールドを設置

4.4.7.7.3 照射キャプセルユニットの構造

図 4.4.7.7.3-1 に照射キャプセルユニットの縦断面 (Z-Z)、図 4.4.7.7.3-2 に照射キャプセルユニットの上部の詳細図、図 4.4.7.7.3-3 に横断面を示す。

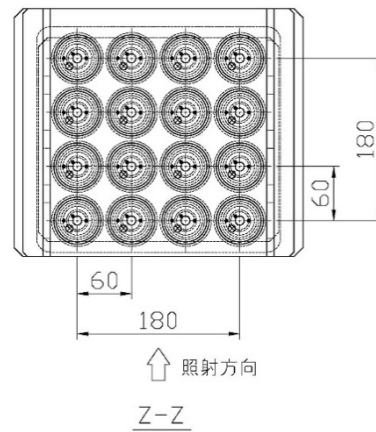


図 4.4.7.7.3-1 照射キャプセルユニットの縦断面

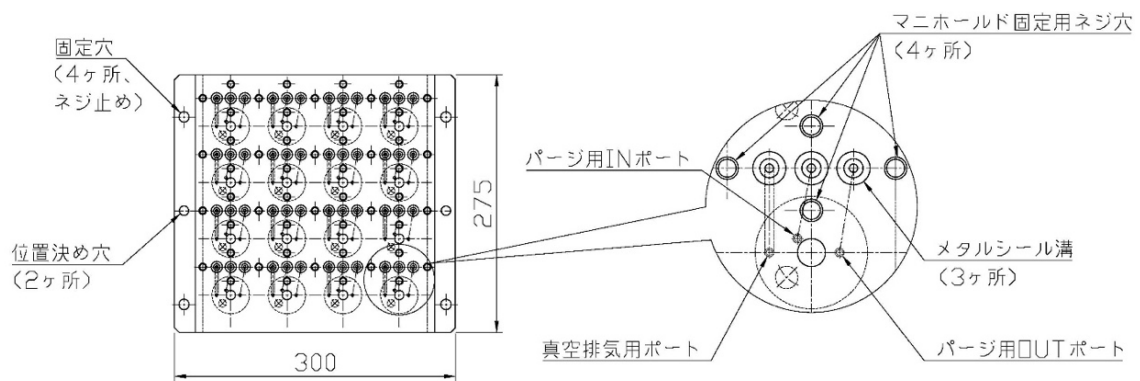


図 4.4.7.7.3-2 照射キャプセルユニットの上部

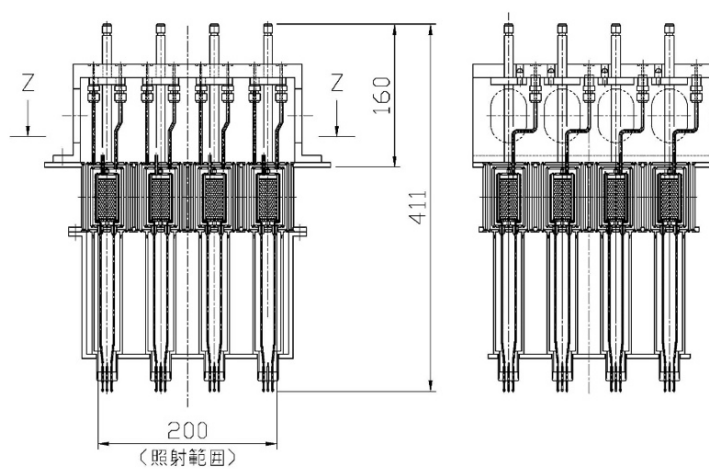


図 4.4.7.7.3-3 照射キャプセルユニットの横断面

各照射キャプセルのピッチは縦 60 mm、横 60 mm である。ペブル充填キャプセルの内寸はφ20 のため、中性子の照射範囲（ビームフットプリントの横幅）である 200 mm 以内に収めることができる。照射キャプセルユニット上部には、照射容器から上部へ引き回すパージガス IN・OUT、真空排気用のマニホールドと接続するためのメタルOリング溝がある。マニホールドはネジ止めにて照射キャプセルユニット上部に固定され、各配管部の密封はメタルOリング（材質：インコネル）を用いて行う。照射キャプセルユニットの総重量は約 41 kg である。

4.4.7.8 照射シナリオ

4.4.7.4のトリチウムモジュールTRTM照射キャプセル設計条件で示した照射温度に対し、トリチウム増殖材微小球と中性子増倍材微小球を充填した照射キャプセルを設置して照射する。照射中はヘリウムパージガスにより生成されたトリチウムの回収を行い、回収率が一定になるまで照射を行う。他の試験モジュールの数年の照射期間に比べればトリチウムモジュールTRTMは数ヶ月と短いと予想されるが、ペブルの種類等がパラメータになり、数フェーズに分けた照射が考えられる。

4.4.7.9 照射部の核的特性

トリチウムモジュールTRTMの照射キャプセルにおけるトリチウム生成率を評価するため、モンテカルロコードMcDeLicious-11と核融合炉用核データライブラリーFENDL-3.1dを用いて核計算を実施した。図4.4.7.9-1は核解析で求めた天然リチウムとベリリウムのトリチウム生成率、図4.4.7.9-2は濃縮リチウムとベリリウムのトリチウム生成率を示す。TRTMで生成されるトリチウム量は、もっとも少ないベリリウムのトリチウム生成率でも電離箱及び水バブラーのよる測定が可能である。リチウム6の90%濃縮で、トリチウム生成率は約2倍大きくなる。今まで実験が難しかったベリリウムから生成されたトリチウムの放出回収データ取得が期待できる。

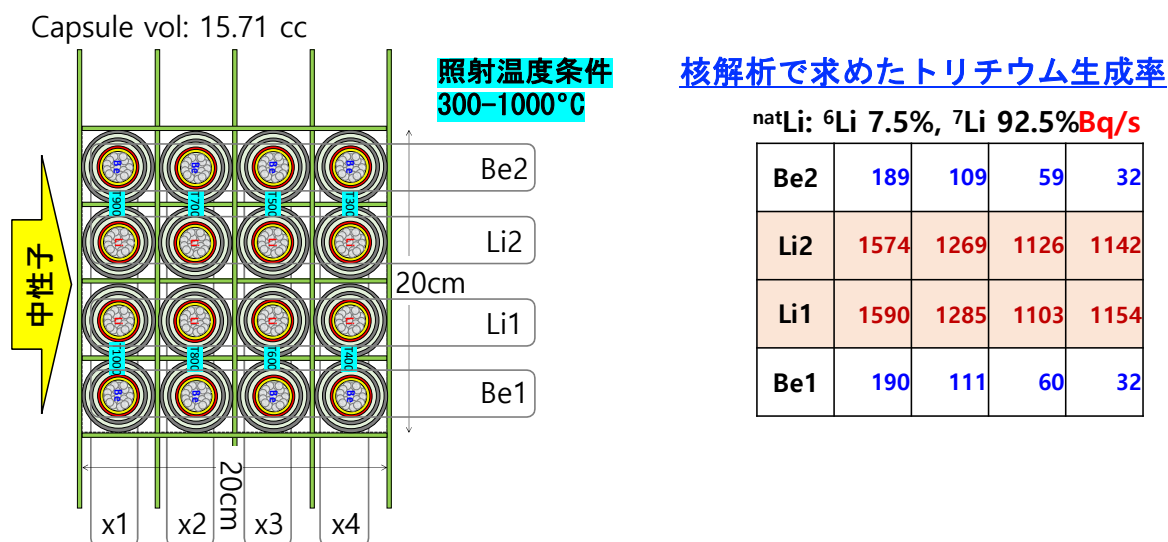


図4.4.7.9-1 トリチウムモジュールTRTMの照射キャプセル内におけるトリチウム生成率
(天然リチウム+ベリリウム)

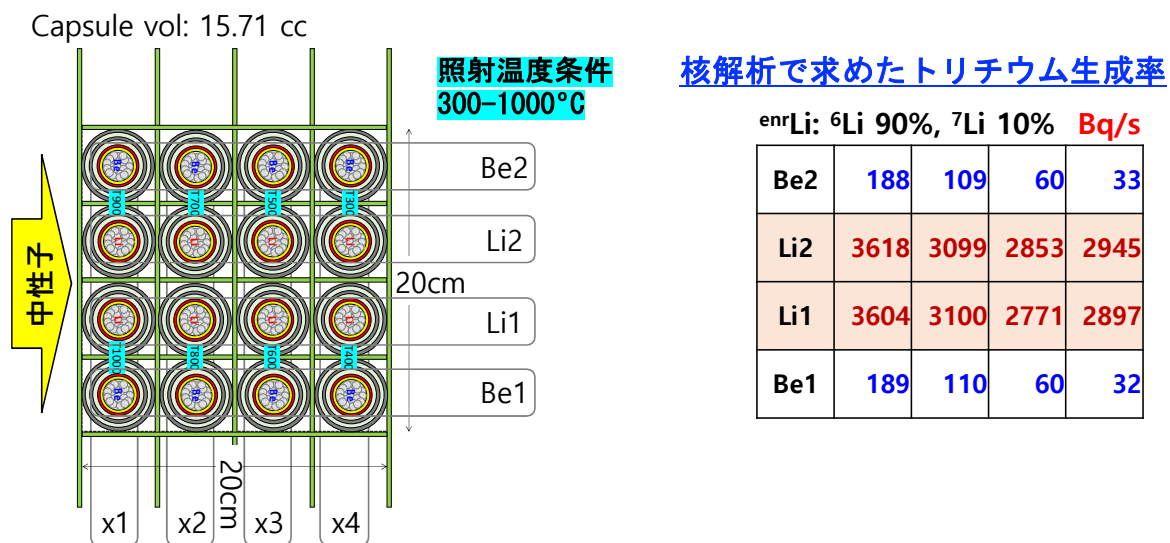


図4.4.7.9-2 トリチウムモジュールTRTMの照射キャプセル内におけるトリチウム生成率
(濃縮リチウム+ベリリウム)

4.4.7.10 照射部の温度特性

トリチウムモジュール TRTM の照射キャプセル内の温度分布を求め、ヒータ出力及び冷却ヘリウムガス流量を確定することを目的として、3次元熱解析を実施した。ペブル充填容器にはニッケル合金を使用し、その周囲には電気ヒータ（ニクロム線シーズヒータφ1.6、ピッチ 3.2 mm）を設置する。電気ヒータはキャプセル外まで延長されるとシアアダプタ、リード、電源との接続箇所は本件では解析対象領域外に存在するものとする。内側リグ容器とペブル充填容器間、及びペブル充填容器内に、ペブル中に生成されたトリチウムを回収するためのヘリウムパージガスを流す。外側リグ容器と内側リグ容器間に、冷却用ヘリウムガスを流す。パージガスをペブル充填容器内に流すために、ペブル充填容器の下部にはフィルタ構造（パージガス通気孔）を設ける。ヘリウムパージガスをうい入口温度は室温、流量は 1 sccm 程度を想定する。冷却用ヘリウムガスは 0.3 MPa とし圧力変化は考慮しない。入口側の流速は 30 m/s を上限とし出口の温度上限は定めていない。核発熱、ヒータ、ヘリウムガスにより、ペブル充填層の温度は変動する。ペブル充填層の照射温度は 300 °C～1000 °Cであり、隣接照射キャプセル間の温度差は最大で 200 °Cである。本解析では流動解析は実施していない。また輻射による熱の移動も考慮していない。流動を伴う冷却ヘリウムガスでは熱伝達、温度分布は計算式より求め、パージガスはソリッドモデルにヘリウムガスの物性を与え解析する。パージガスとペブル充填容器、ヒータとの接触部は完全接触とする。ペブルはソリッドに均質化し実行的な熱伝導率（隙間を通るパージガスの熱伝達を含む）と仮定して解析した。中性子照射により生じる核発熱の分布は核解析より求めた。

4.4.7.10.1 熱解析の条件

熱解析の温度条件としてはベリリウムペブル充填照射キャプセルに対し 3 ケース（解析条件（1）照射温度 400 °C、（2）700 °C、（3）1000 °C、チタン酸リチウムペブル充填照射キャプセルに対し 3 ケース（解析条件（4）照射温度 300 °C、（5）600 °C、（6）900 °Cの条件で解析を行う。ヒータ及びヘリウムガスの入り口温度、ヘリウムガス流量を入力条件のパラメータとして 3 次元熱解析を実施し、キャプセル内の詳細な温度分布を求め、キャプセル内ペブル充填層の平均温度が照射温度と合致するヒータ出力及びヘリウムガスの入り口温度、ヘリウムガス流量を求める。ペブル充填層の各照射温度に対する照射温度範囲条件に関

して、熱計算にてヒータ発熱、冷却ヘリウムガス条件の影響を評価する。解析条件（１）「ベリリウムペブル：1000℃」に対して発熱の結果を考慮したパラメータ（３ケース）の解析を行い、照射温度範囲結果を比較する。解析条件（２）～（６）は解析条件（１）で最小となった照射温度範囲と同程度となるようパラメータを決定し解析を実施する。表 4.4.7.10.1-1 に熱解析の条件をまとめる。

表 4.4.7.10.1-1 基本解析条件一覧

設計内容	核発熱を伴うトリチウムモジュール TRTM の円筒型照射キャプセルの熱解析(定常状態)を行いヘリウムガス冷却、ヒータ発熱条件を確立する	
評価対象	TRTM の円筒型照射キャプセルの 1 個を解析モデルとし、その内のペブル充填層に着目する	
評価条件	評価位置(ペブル充填層)の平均温度が照射温度となる 評価位置(ペブル充填層)の照射温度範囲が設定した範囲内となる	
冷却条件	ヘリウムガスの強制対流による冷却	
	圧力	0.3 MPa
	入口温度	50℃～
	出口温度	上限を設けない
	流速	30 m/s を上限とする
ヒータ条件	ニクロム線シーズヒータを想定する	
	ヒータ径	解析モデル上はφ1.6 の固定値とする
	巻き線ピッチ	解析モデル上は 3.2 mm の固定値とする
	ヒータ長さ	1.37 m で1キャプセル 17 巻きして設置される
	最大発熱量	ヒータ発熱量は 100 W/m 以下を目安にする

4.4.7.10.2 3次元熱解析

ベリリウムペブル充填及びチタン酸リチウムペブル充填キャプセル各々 1 体に対して、ヒータ及びヘリウムガス流量を入力条件のパラメータとして 3 次元熱解析を実施する。キャプセル内の詳細な温度分布を求め、ペブル充填層内の平均温度が照射温度、ペブル充填層内の温度分布が 1 次元の伝熱計算で予め検討した照射温度範囲条件を満足するヒータ出力及びヘリウムガス流量を求める。解析条件及び解析ケース数は合計 8 ケースで、条件は表 4.4.7.10.2-1 に示す。

対象の円筒型照射キャプセル 1 体をモデル化し、3 次元熱解析を実施し温度分布を算出する。パージガス及び冷却ヘリウムガスの出入口配管はモデル化しない。ペブル充填容器と接触しないヒータ部はモデル化しない。解析は ANSYS 19.0 にて実施する。

ペブル充填層－ペブル充填容器－パージガス層－リグ（内側）－冷却ヘリウムガスの伝熱、熱伝達を解く（実効的な熱伝導を用いる）。パージガス層はソリッドとして扱い対流は考慮しない。冷却ヘリウムガスの流動は熱伝達係数と雰囲気温度として与える（圧力変化は考慮しない）。冷却ヘリウムガスの雰囲気温度は熱交換による高さ方向の温度上昇を分布として設定する。ヘリウムガス－リグ（外側）の熱伝達を解く。リグ（外側）の外周は断熱とする。輻射は考慮しない。ヒータの熱伝導率は仮定の均質値（10 W/m・K）を用いる。

表 4.4.7.10.2-1 3次元解析入力条件

条件 No.	充填層の材料	照射温度 (°C)	ヘリウムガス入口温度 (°C)	ヘリウムガス流速 (m/s)	ヒータ発熱 (W/m)	f	照射温度範囲条件 (熱計算 T ₁ の温度差) (°C)
1-1	ベリリウムペブル	1000	50	5	100※2	0.25 ※1	±13 ※3 (134)
1-2				10	100		±12 ※3 (61)
1-3				20	100※2		±12 ※3 (29)
2		700		10	60※2		±15 ※4
3	チタン酸リチウムペブル	400			25※2		
4		900			90※2		
5		600			50※2		
6		300			15※2		

※1 条件 1-2 の解析でペブル充填層の平均温度が照射温度±5%となるよう調整する。

※2 ペブル充填部の平均温度が照射温度±5%となるよう調整する。

※3 条件 1-1 ~ 1-3 の 3 次元熱解析により得られたペブル充填層の温度幅。

※4 ※3 結果から設定した目標値。

熱解析モデル作成のために用いたトリチウムモジュール TRTM の照射キャプセルの CAD データ及び寸法と解析モデルを図 4.4.7.10.2-1、4.4.7.10.2-2 に示す。

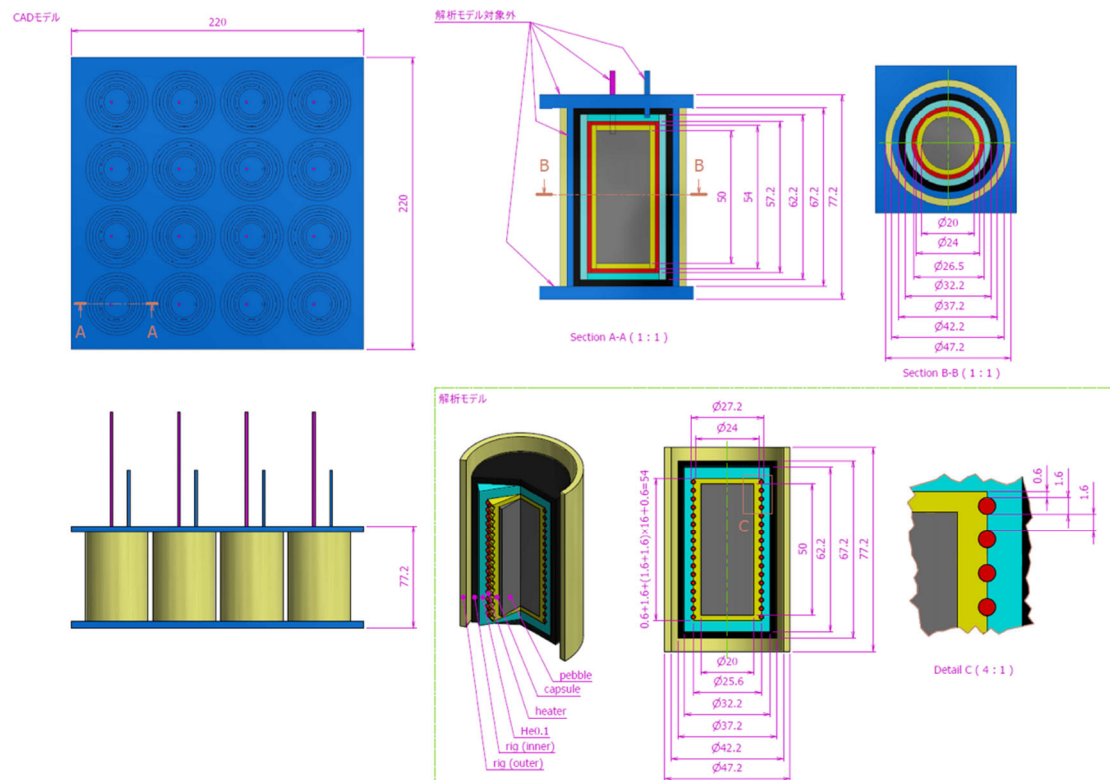


図 4.4.7.10.2-1 TRTM 照射キャプセルの CAD データ及び寸法

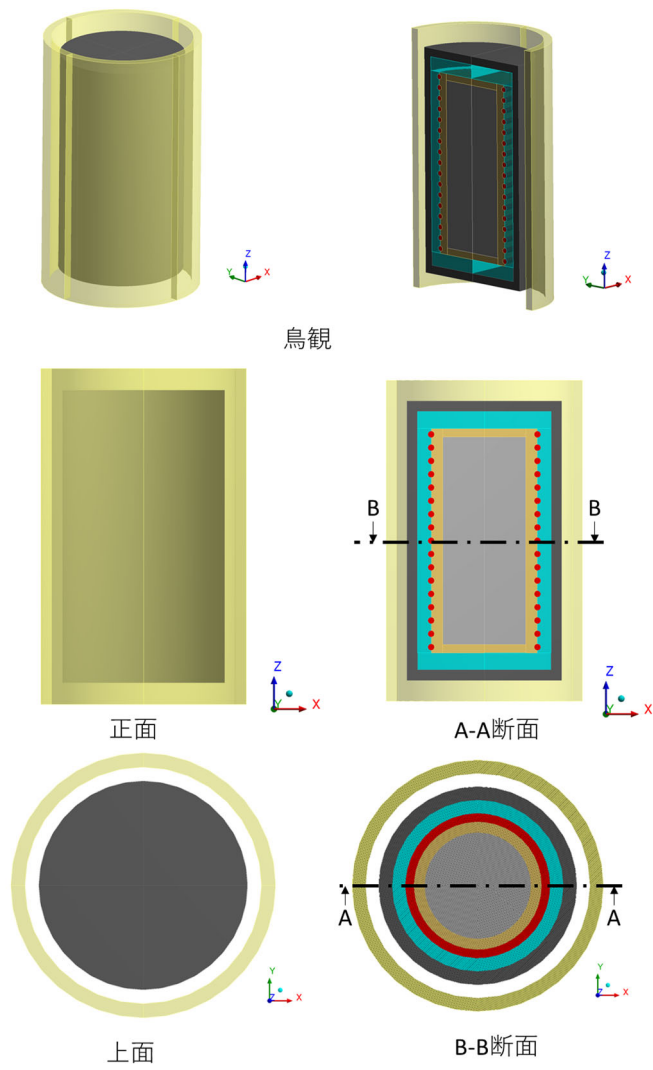


図 4.4.7.10.2-2 解析モデル

4.4.7.10.3 解析結果

条件 1-1 で個別に設定したインプット値と解析結果詳細を図 4.4.7.10.3-1 ~ 4.4.7.10.3-4 に示す。

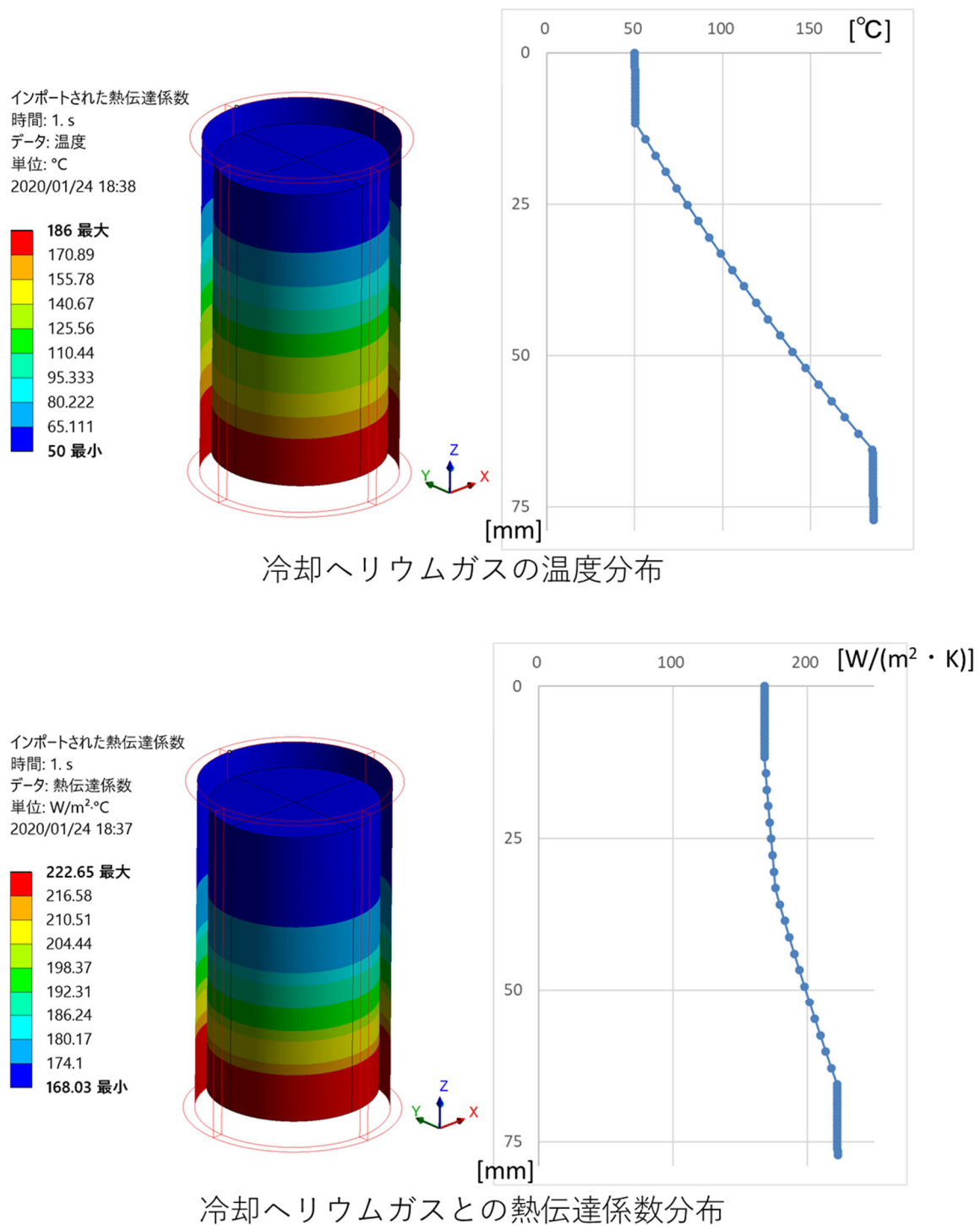


図 4.4.7.10.3-1 インプット値 熱伝達係数分布 雰囲気温度分布 (条件 1-1)

温度
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/24 19:06

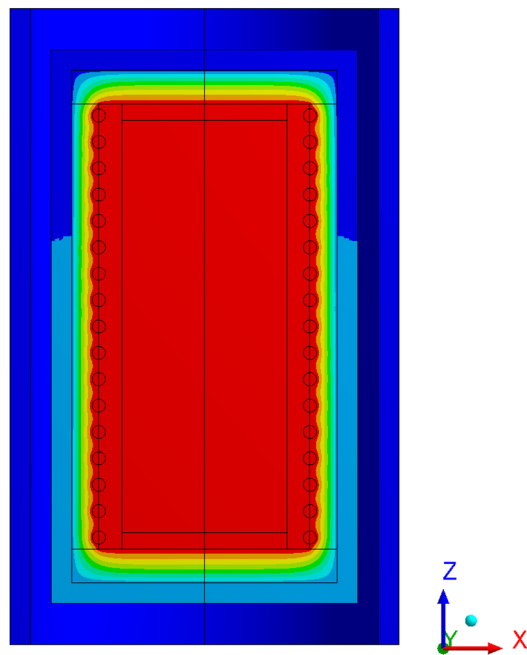
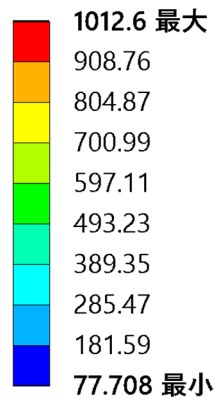


図 4.4.7.10.3-2 解析結果 全体温度分布 (条件 1-1)

温度 2
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/24 19:03

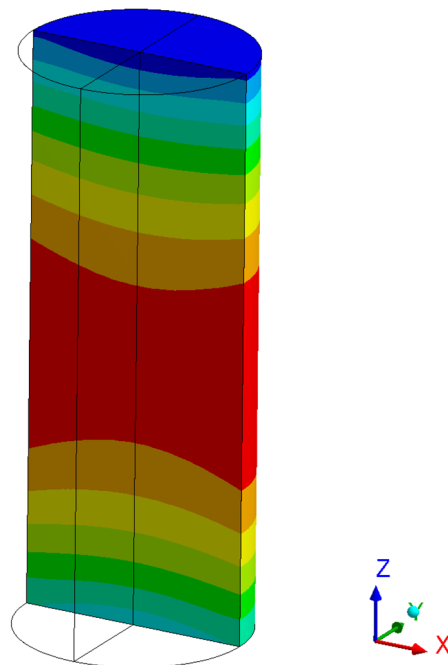
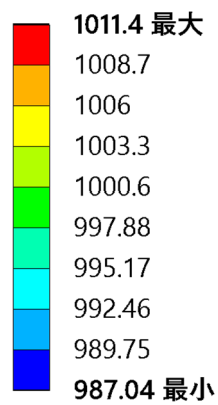


図 4.4.7.10.3-3 ペブル充填領域温度分布 (条件 1-1)

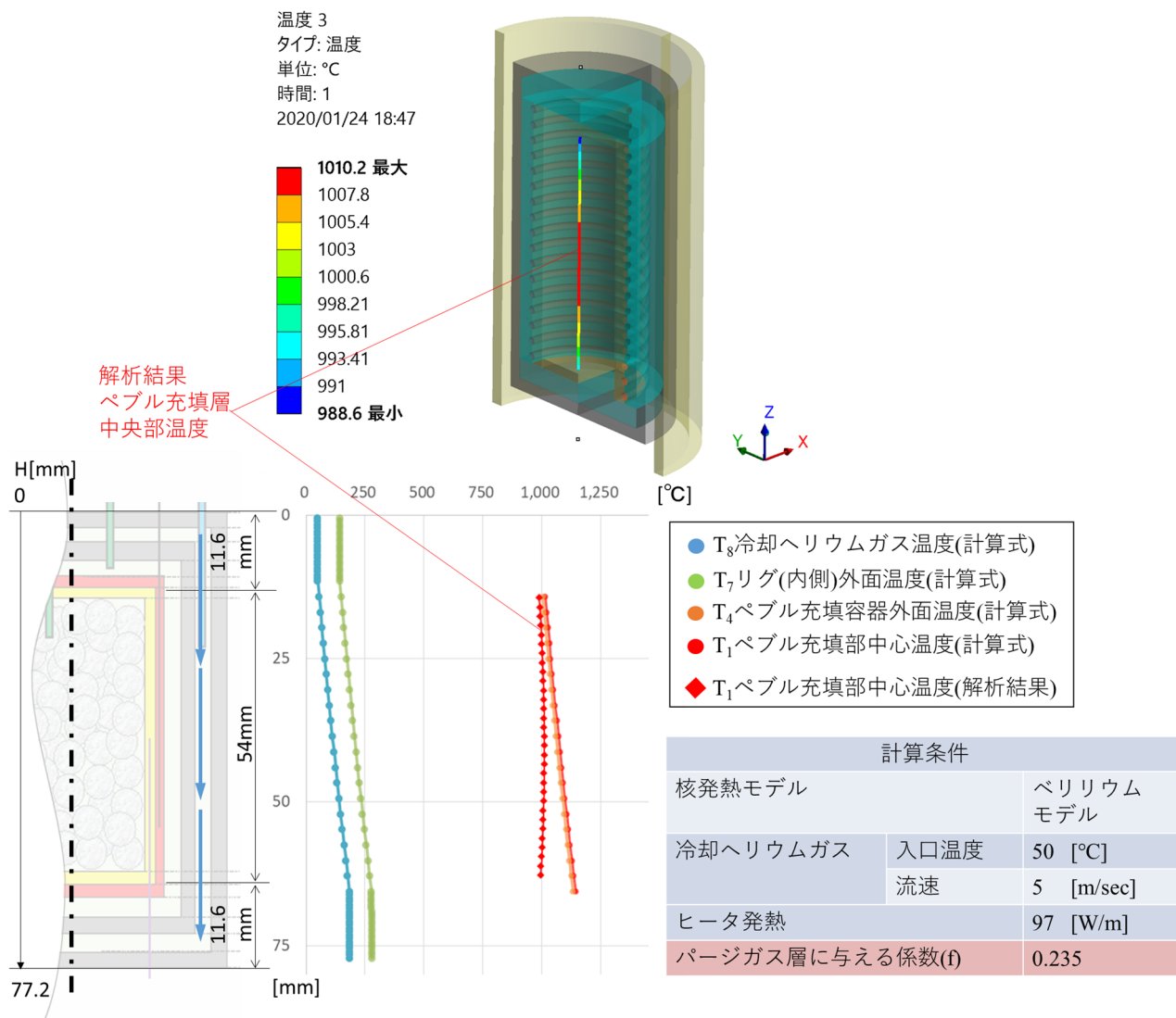


図 4.4.7.10.3-4 ペブル充填層中心部の温度勾配と 1 次元式計算結果との比較 (条件 1-1)

条件 1-2 で個別に設定したインプット値と解析結果詳細を図 4.4.7.10.3-5 ~ 4.4.7.10.3-8 に示す。

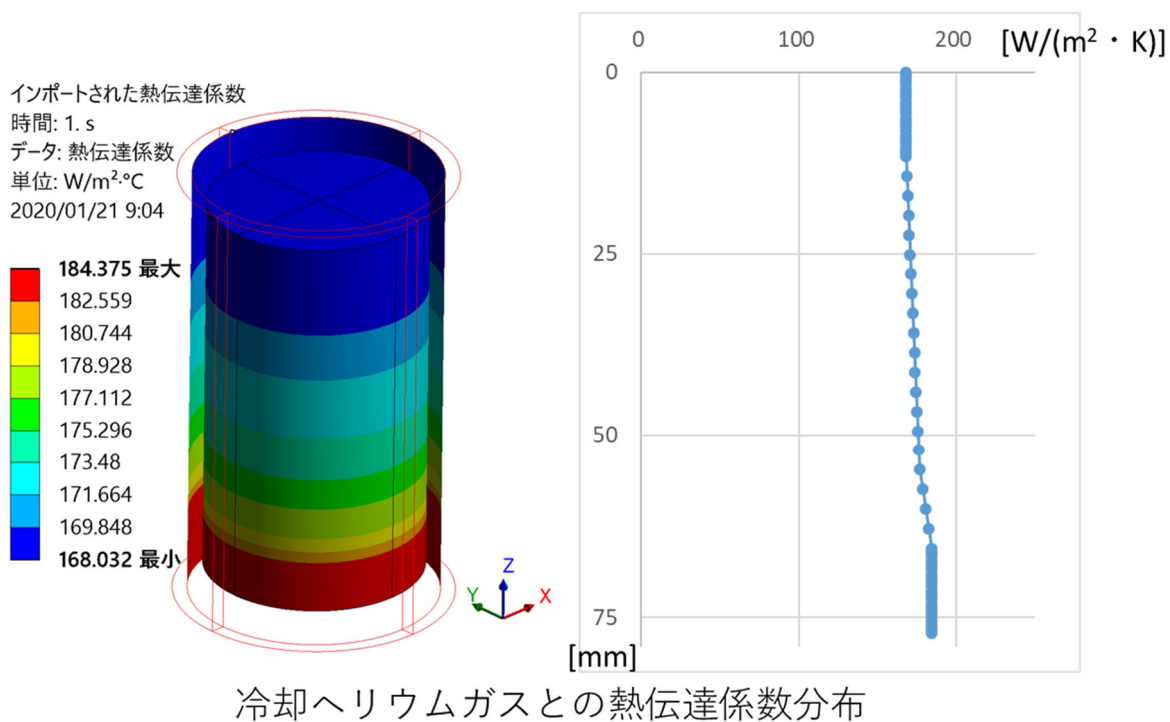
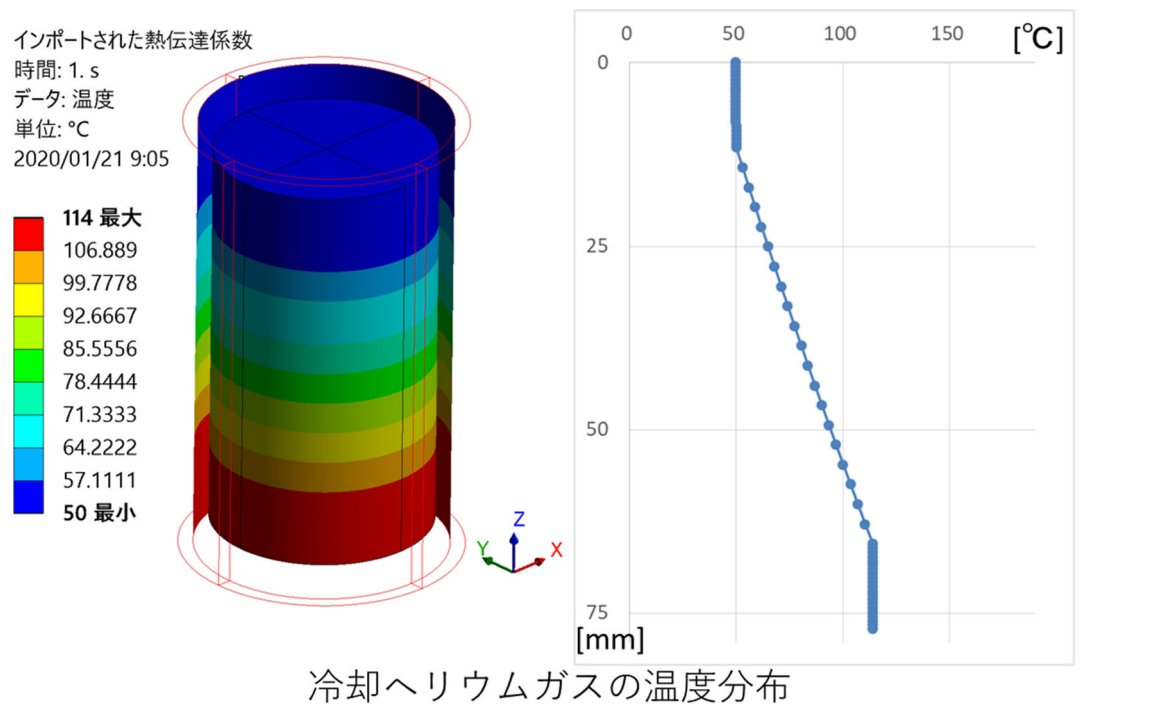


図 4.4.7.10.3-5 インプット値 熱伝達係数分布 雰囲気温度分布 (条件 1-2)

温度
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/21 9:29

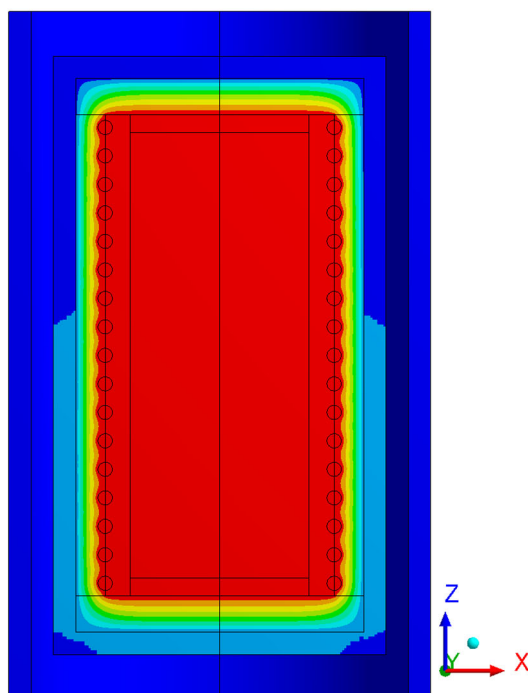
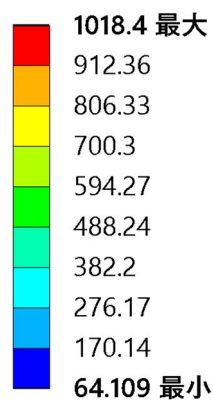


図 4.4.7.10.3-6 解析結果 全体温度分布 (条件 1-2)

温度 2
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/21 9:26

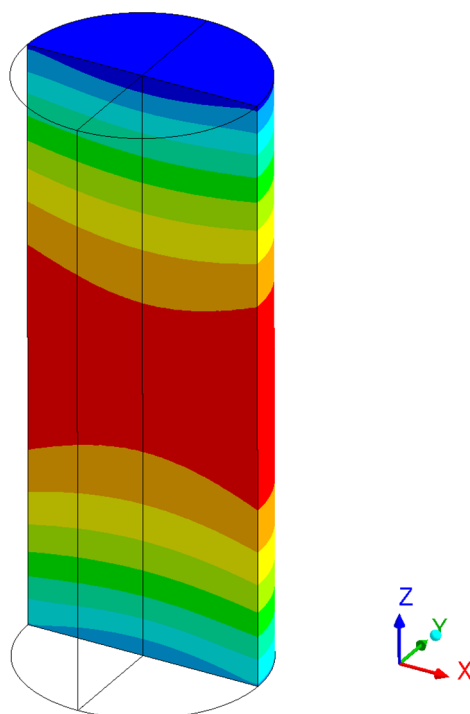
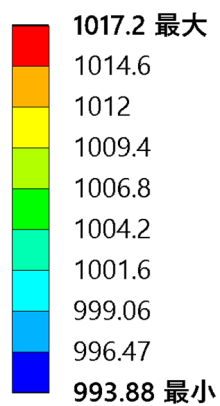


図 4.4.7.10.3-7 ペブル充填領域温度分布 (条件 1-2)

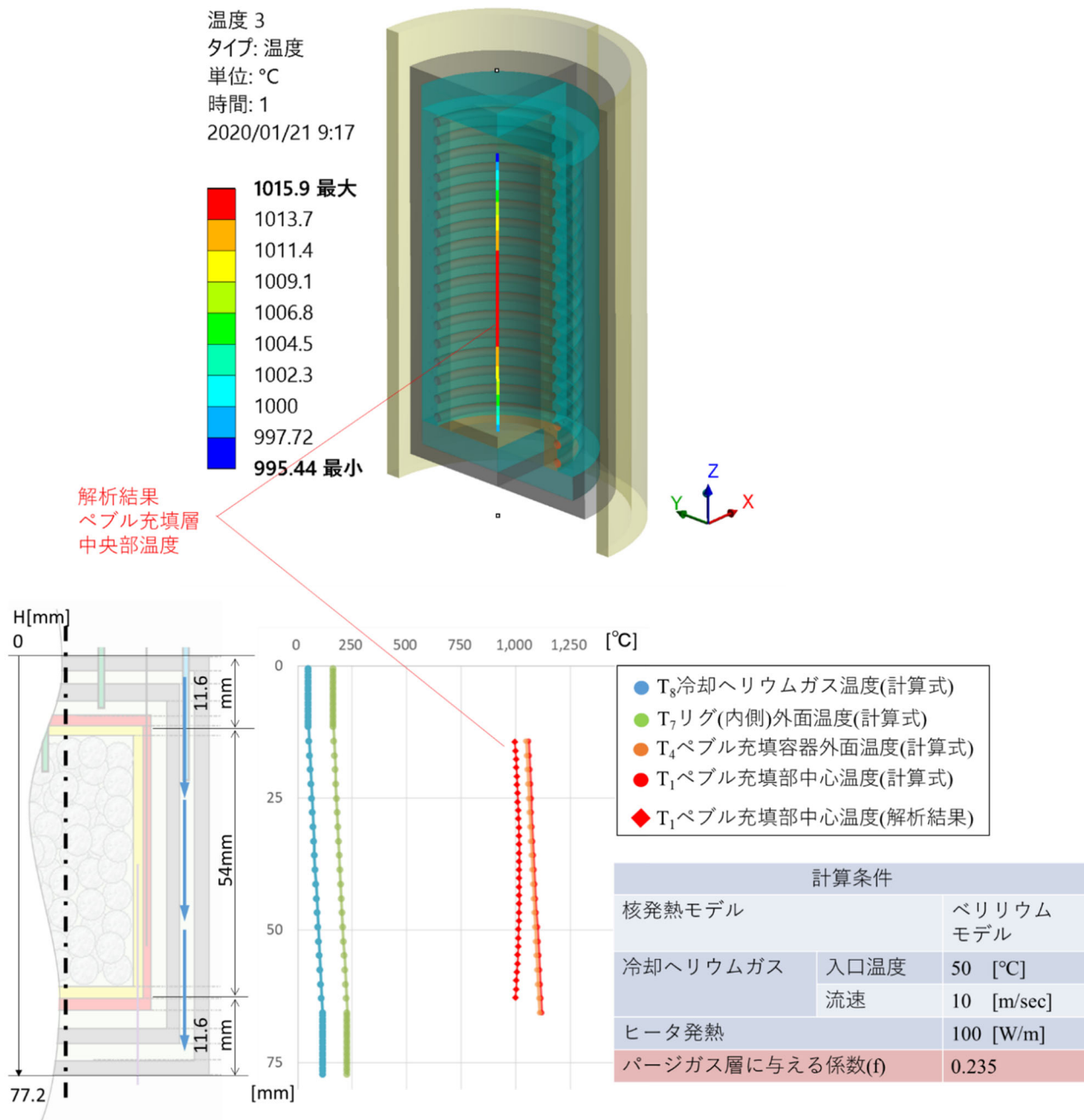


図 4.4.7.10.3-8 ペブル充填層中心部の温度勾配と 1 次元式計算結果との比較 (条件 1-2)

条件 1-3 で個別に設定したインプット値と解析結果詳細を図 4.4.7.10.3-9 ~ 4.4.7.10.3-12 に示す。

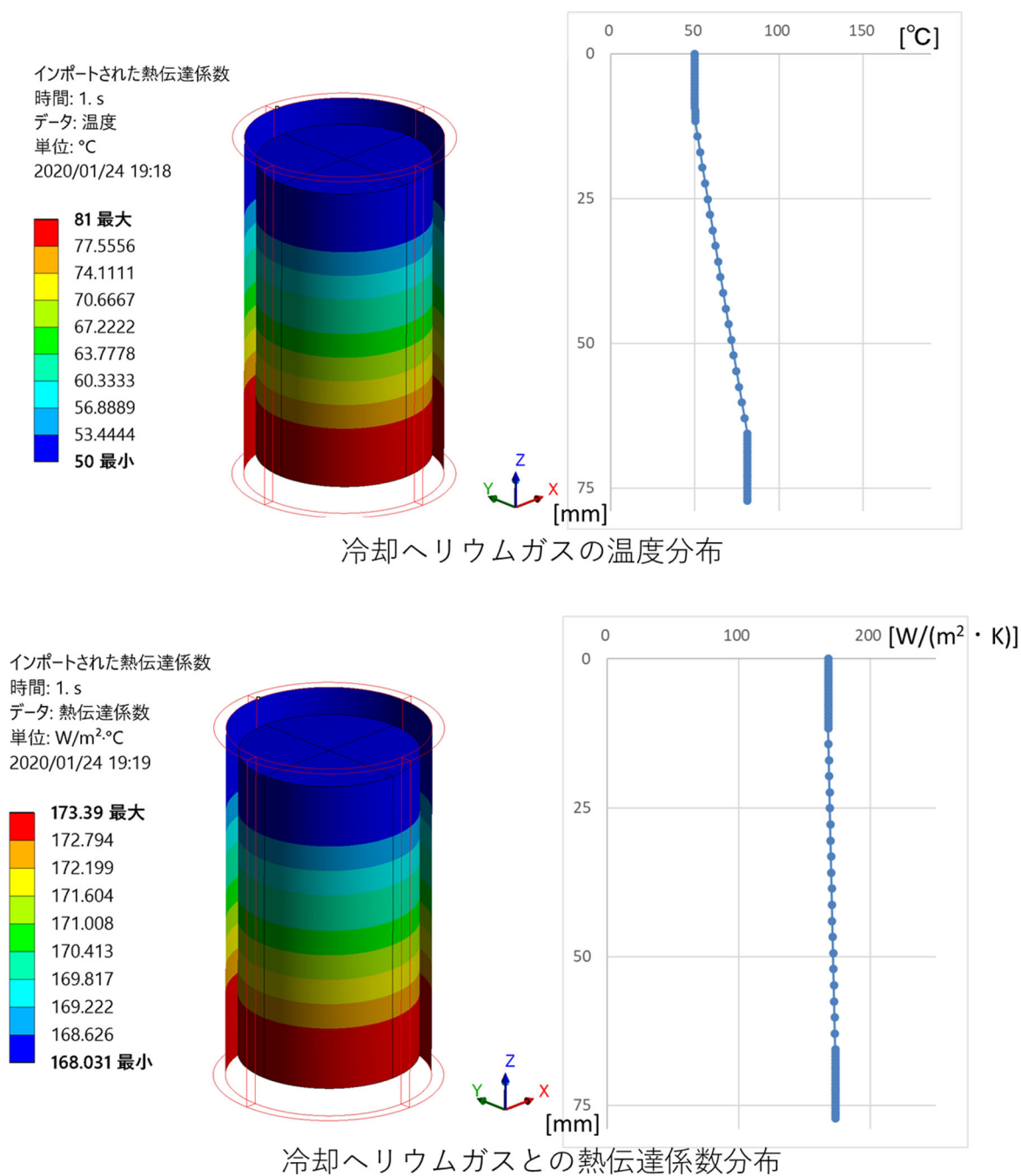


図 4.4.7.10.3-9 インプット値 熱伝達係数分布 雰囲気温度分布 (条件 1-3)

温度
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/24 19:35

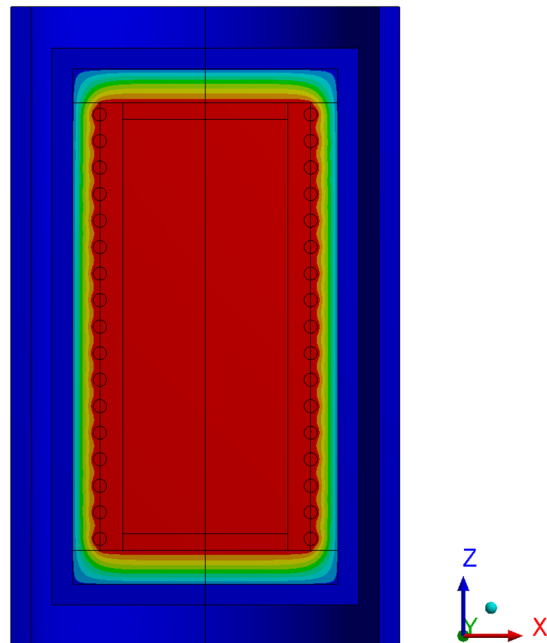
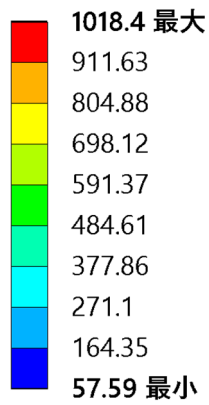


図 4.4.7.10.3-10 解析結果 全体温度分布 (条件 1-3)

温度 2
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/24 19:37

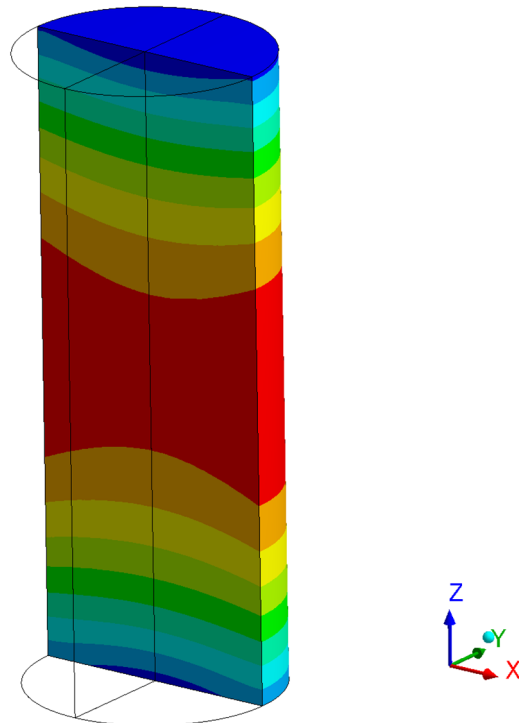
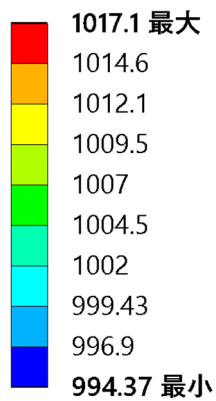


図 4.4.7.10.3-11 ペブル充填領域温度分布 (条件 1-3)

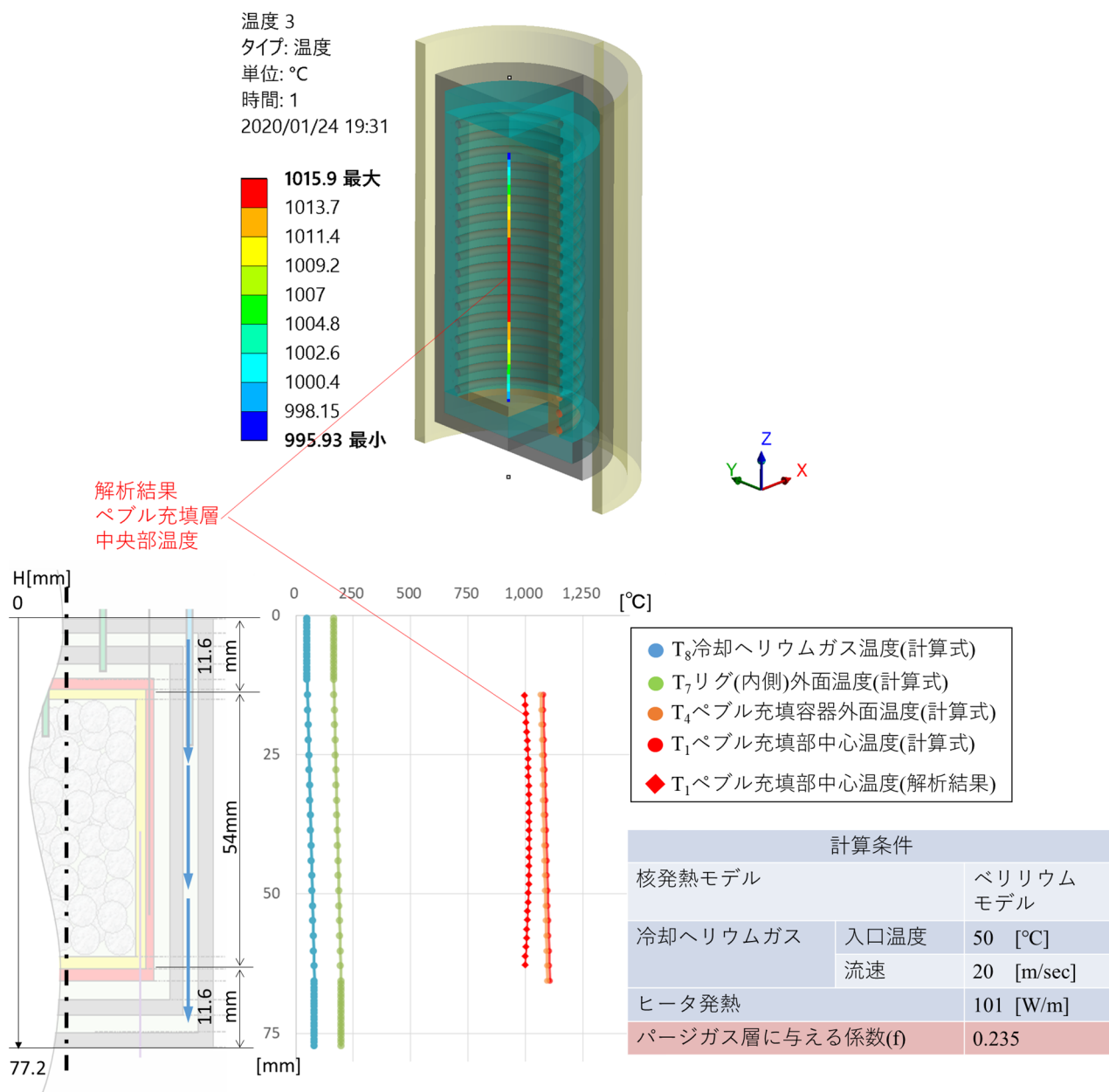


図 4.4.7.10.3-12 ペブル充填層中心部の温度勾配と 1 次元式計算結果との比較 (条件 1-3)

条件 2 で個別に設定したインプット値と解析結果詳細を図 4.4.7.10.3-13 ~ 4.4.7.10.3-16 に示す。

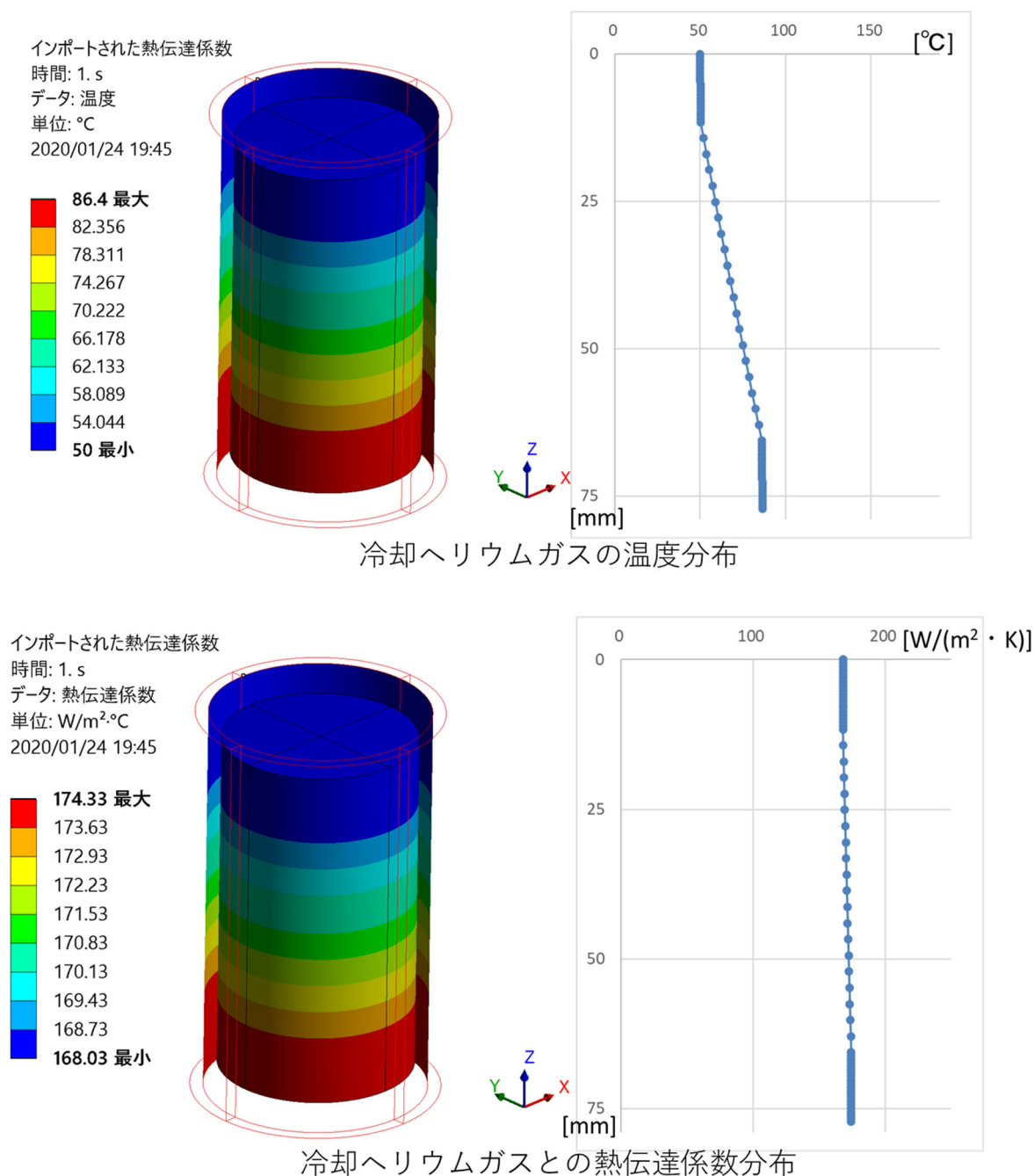


図 4.4.7.10.3-13 インプット値 熱伝達係数分布 雰囲気温度分布 (条件 2)

温度
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/24 19:59

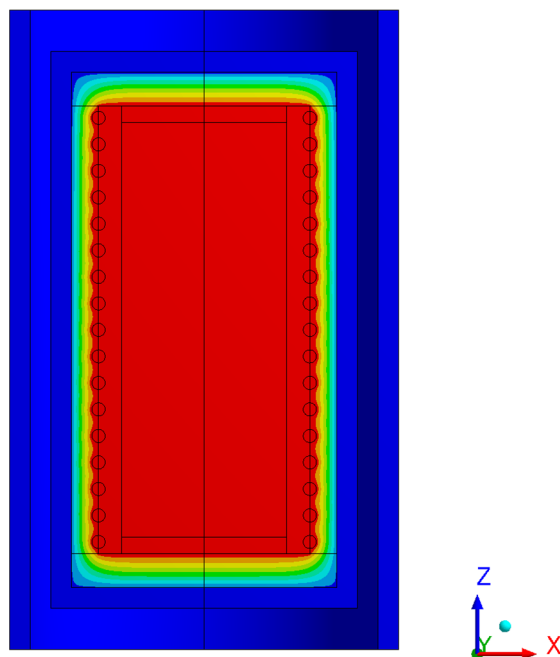
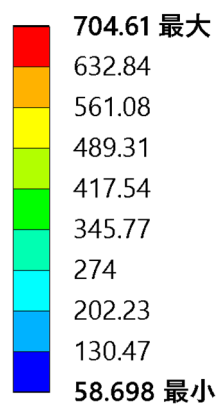


図 4.4.7.10.3-14 解析結果 全体温度分布 (条件 2)

温度 2
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/24 20:02

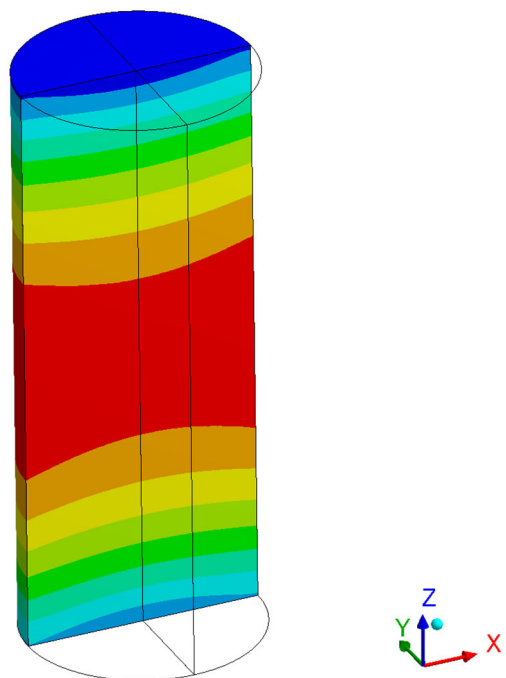
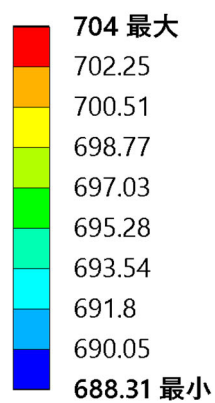


図 4.4.7.10.3-15 ペブル充填領域温度分布 (条件 2)

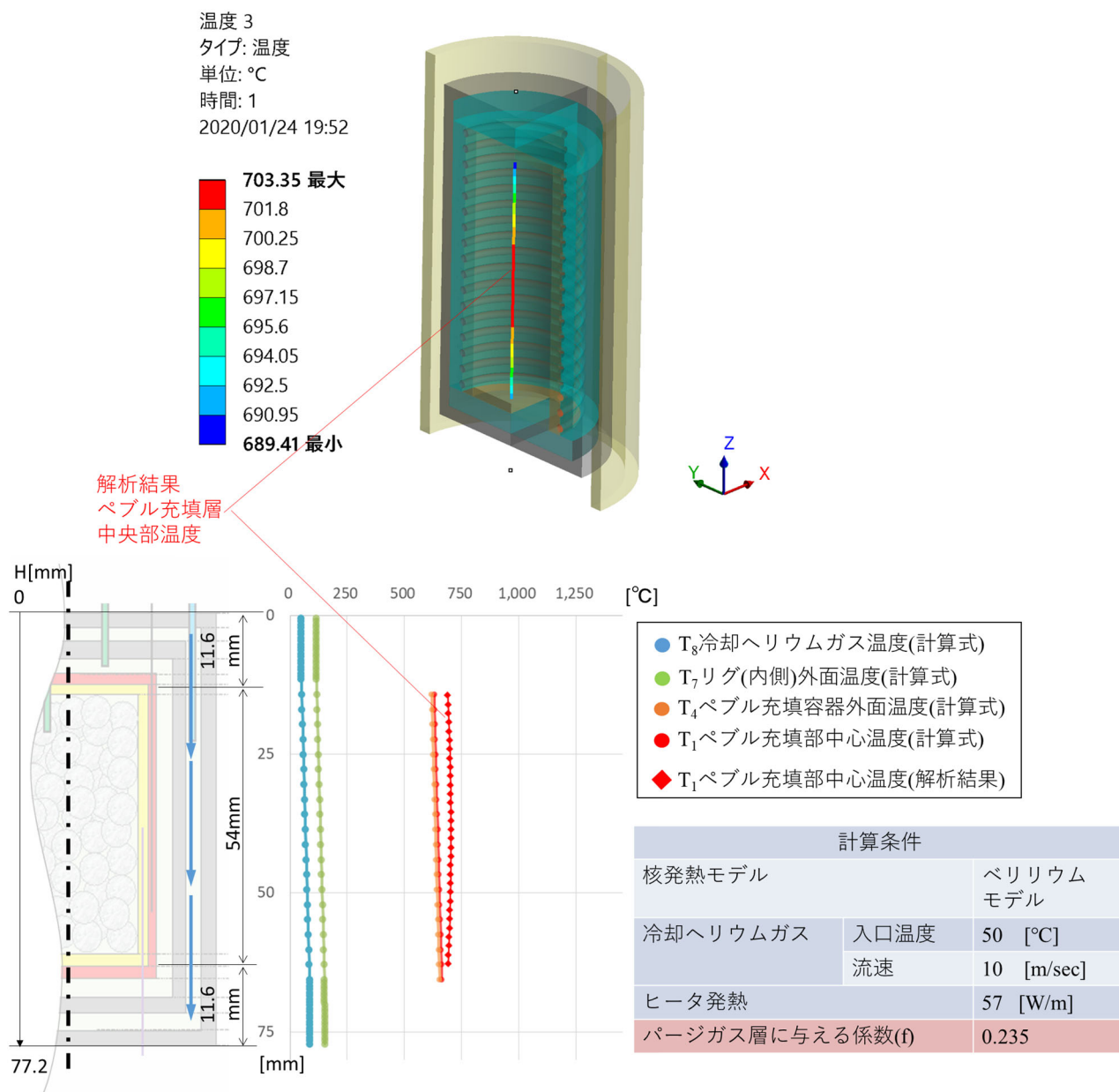


図 4.4.7.10.3-16 ペブル充填層中心部の温度勾配と 1 次元式計算結果との比較 (条件 2)

条件 3 で個別に設定したインプット値と解析結果詳細を図 4.4.7.10.3-17 ~ 4.4.7.10.3-20 に示す。

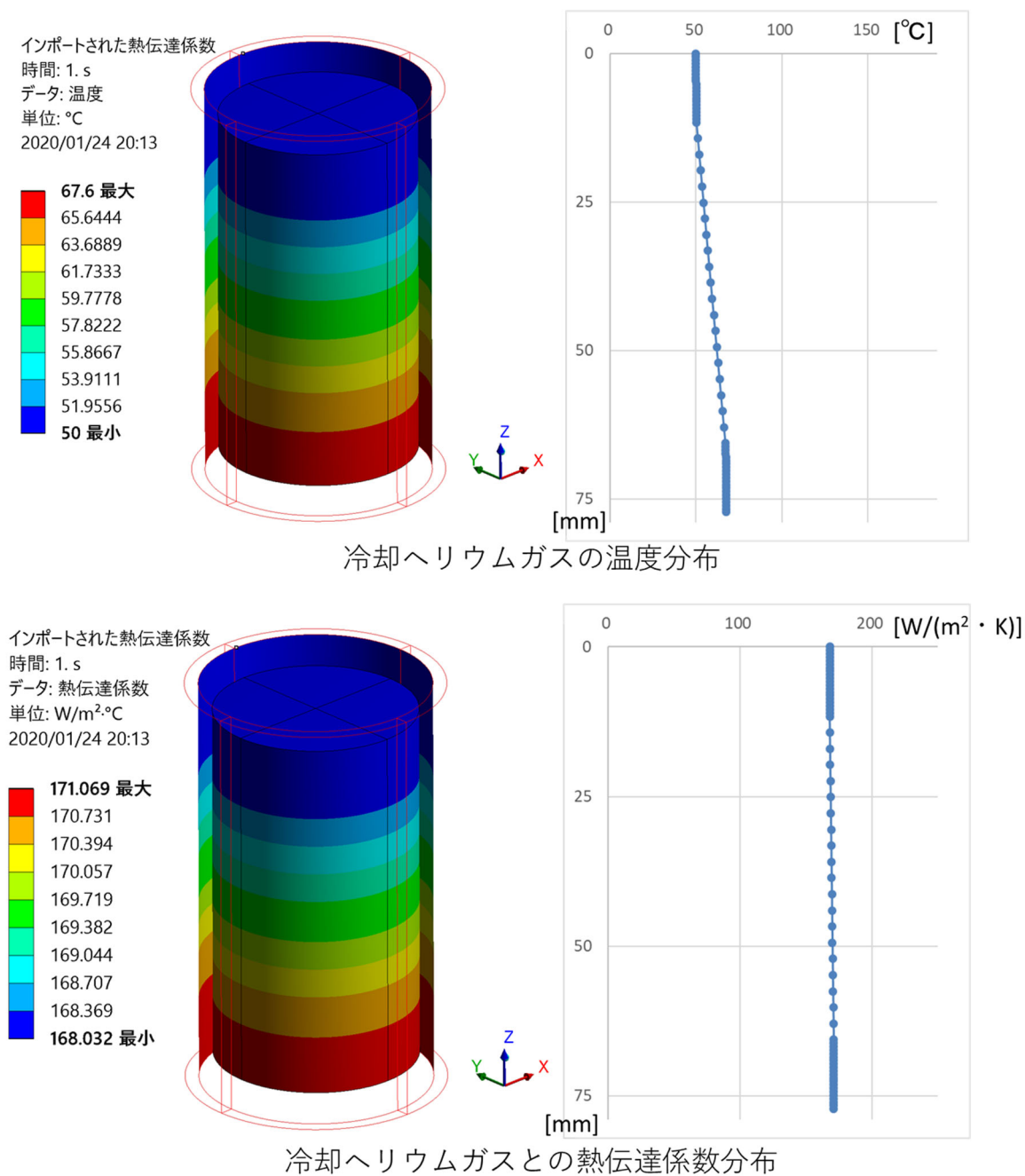


図 4.4.7.10.3-17 インプット値 熱伝達係数分布 雰囲気温度分布 (条件 3)

E: 核発熱率分布モデル化

温度

タイプ: 温度

単位: °C

時間: 1

2020/01/24 20:23

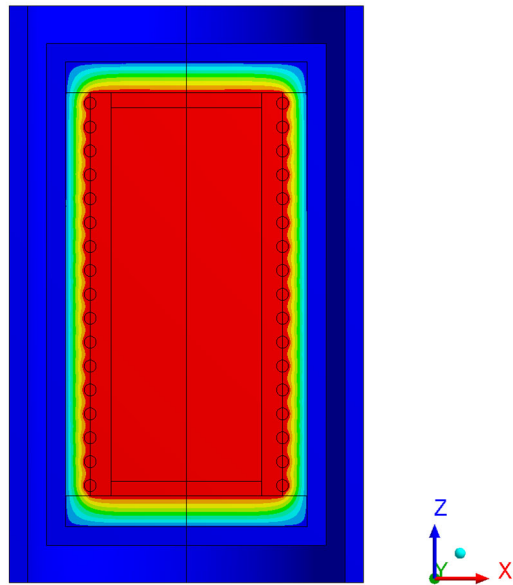
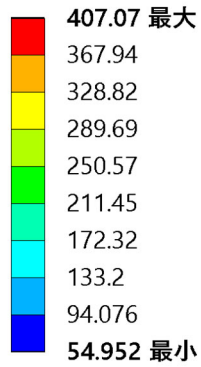


図 4.4.7.10.3-18 解析結果 全体温度分布 (条件 3)

E: 核発熱率分布モデル化

温度 2

タイプ: 温度

単位: °C

時間: 1

2020/01/24 20:24

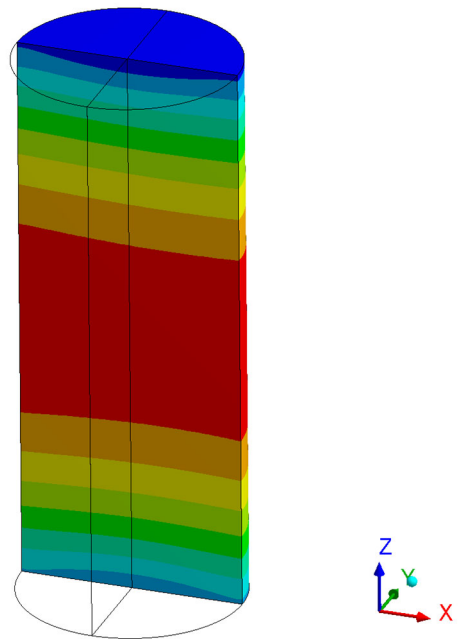
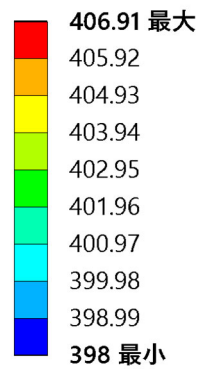


図 4.4.7.10.3-19 ペブル充填領域温度分布 (条件 3)

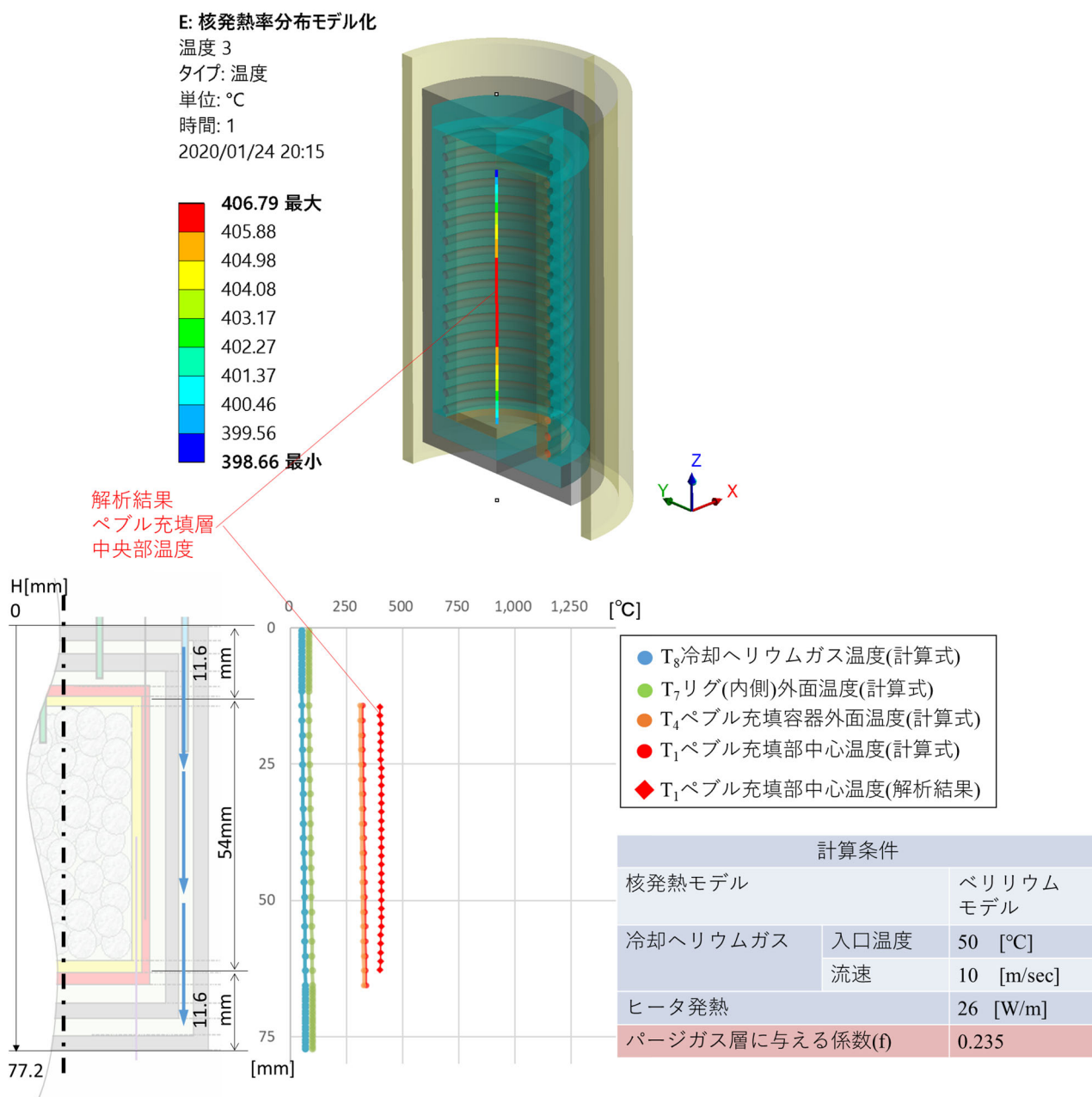


図 4.4.7.10.3-20 ペブル充填層中心部の温度勾配と 1 次元式計算結果との比較 (条件 3)

条件 4 で個別に設定したインプット値と解析結果詳細を図 4.4.7.10.3-21 ~ 4.4.7.10.3-24 に示す。

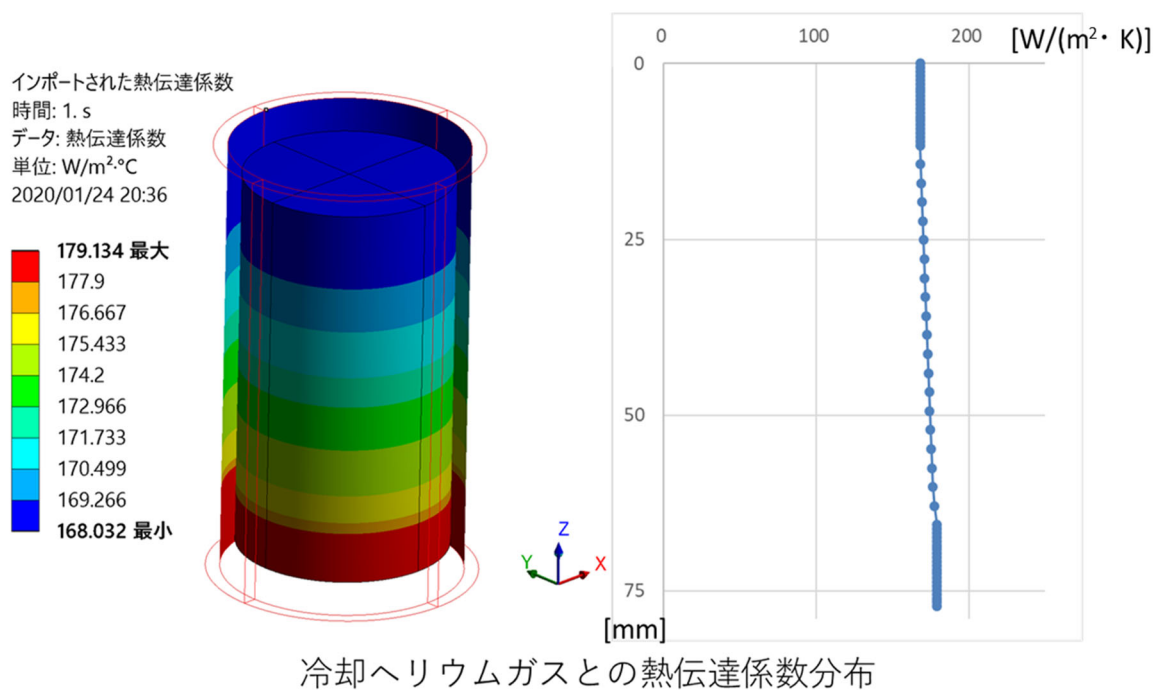
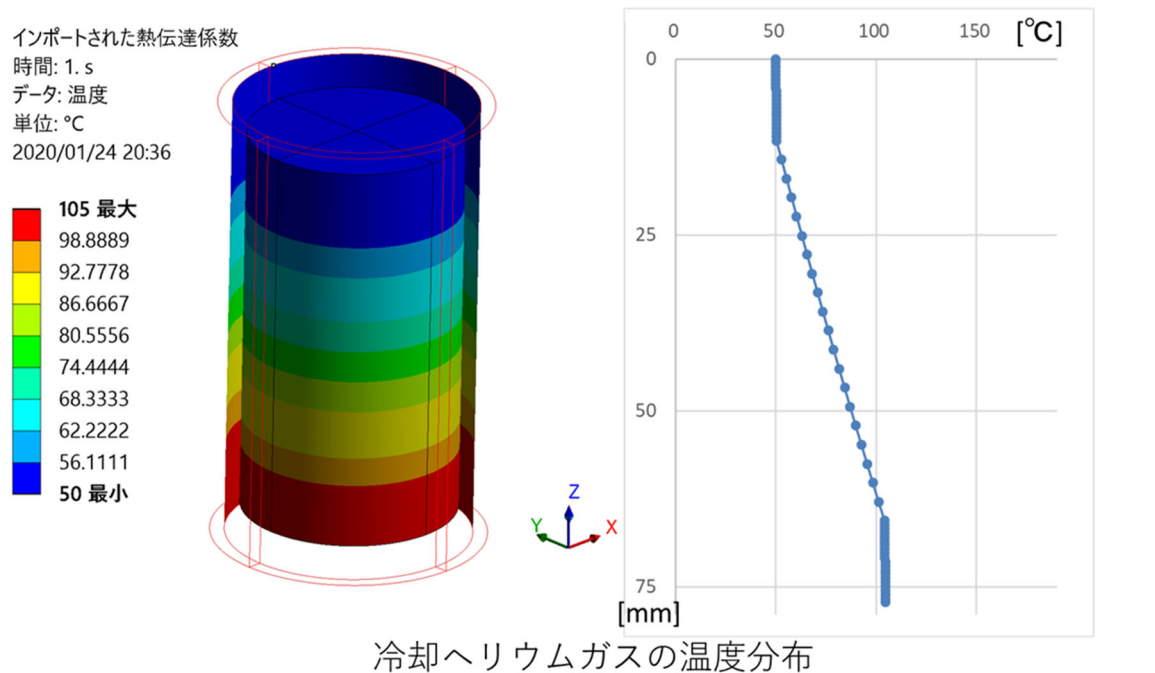


図 4.4.7.10.3-21 インプット値 熱伝達係数分布 雰囲気温度分布 (条件 4)

温度
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/02/17 23:45

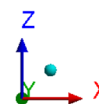
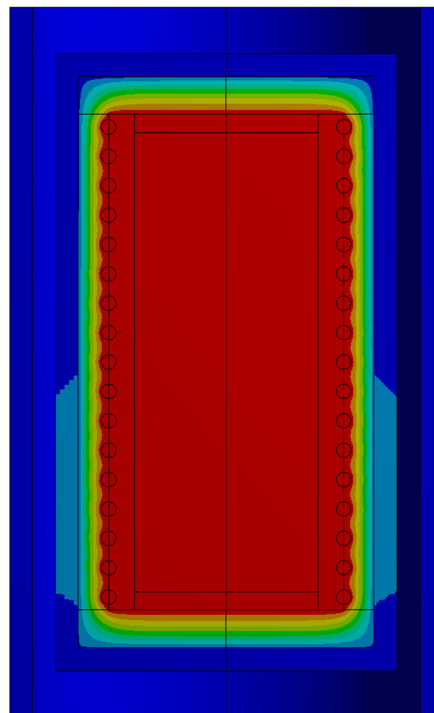
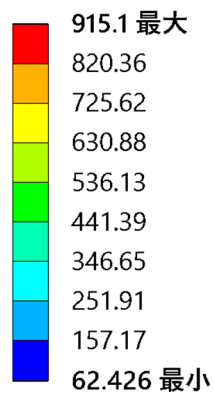


図 4.4.7.10.3-22 解析結果 全体温度分布 (条件 4)

E: 核発熱率分布モデル化

温度 2
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/30 5:01

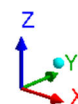
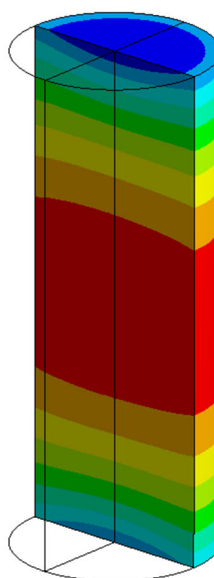
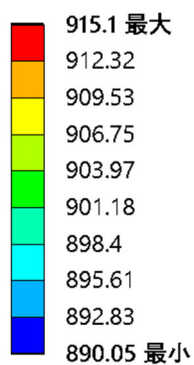


図 4.4.7.10.3-23 ペブル充填領域温度分布 (条件 4)

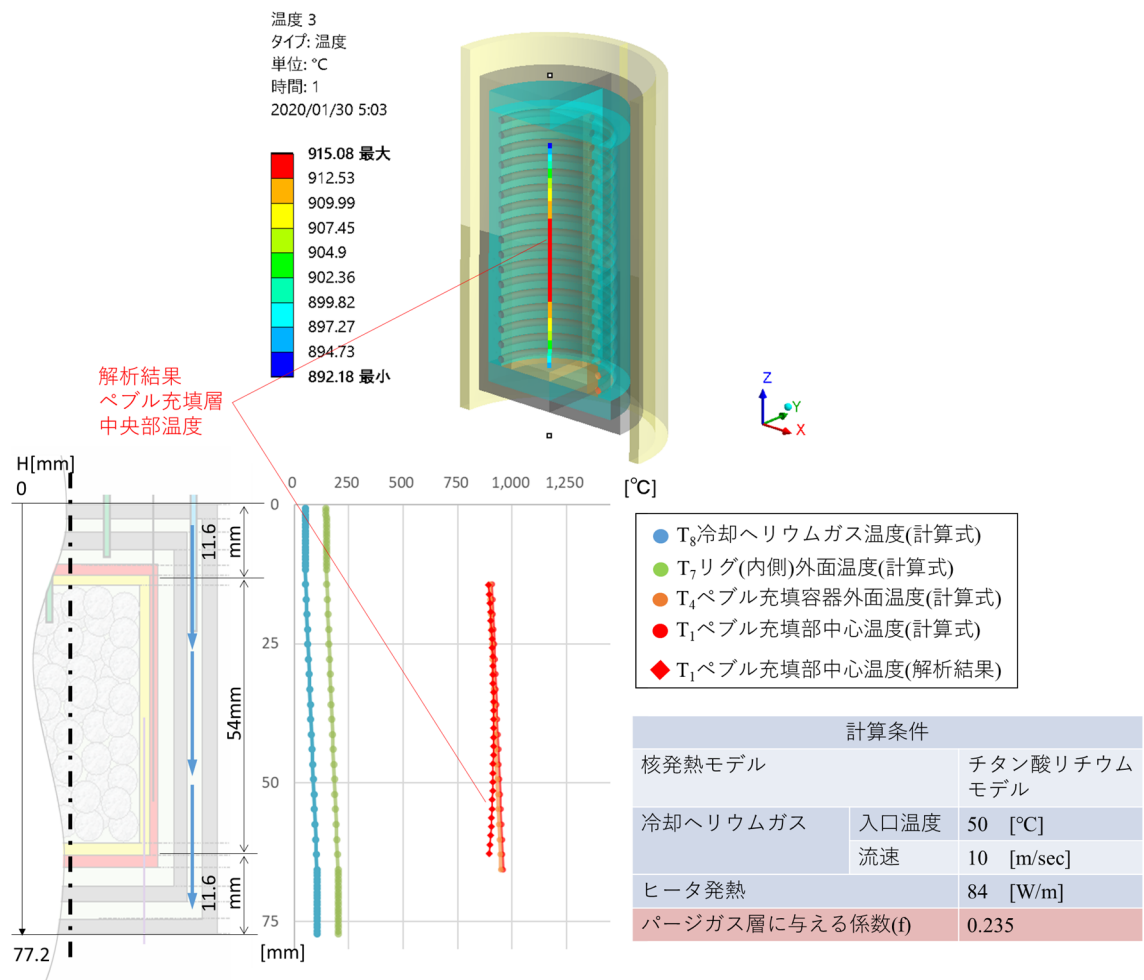


図 4.4.7.10.3-24 ペブル充填層中心部の温度勾配と 1 次元式計算結果との比較 (条件 4)

条件 5 で個別に設定したインプット値と解析結果詳細を図 4.4.7.10.3-25 ~ 4.4.7.10.3-28 に示す。

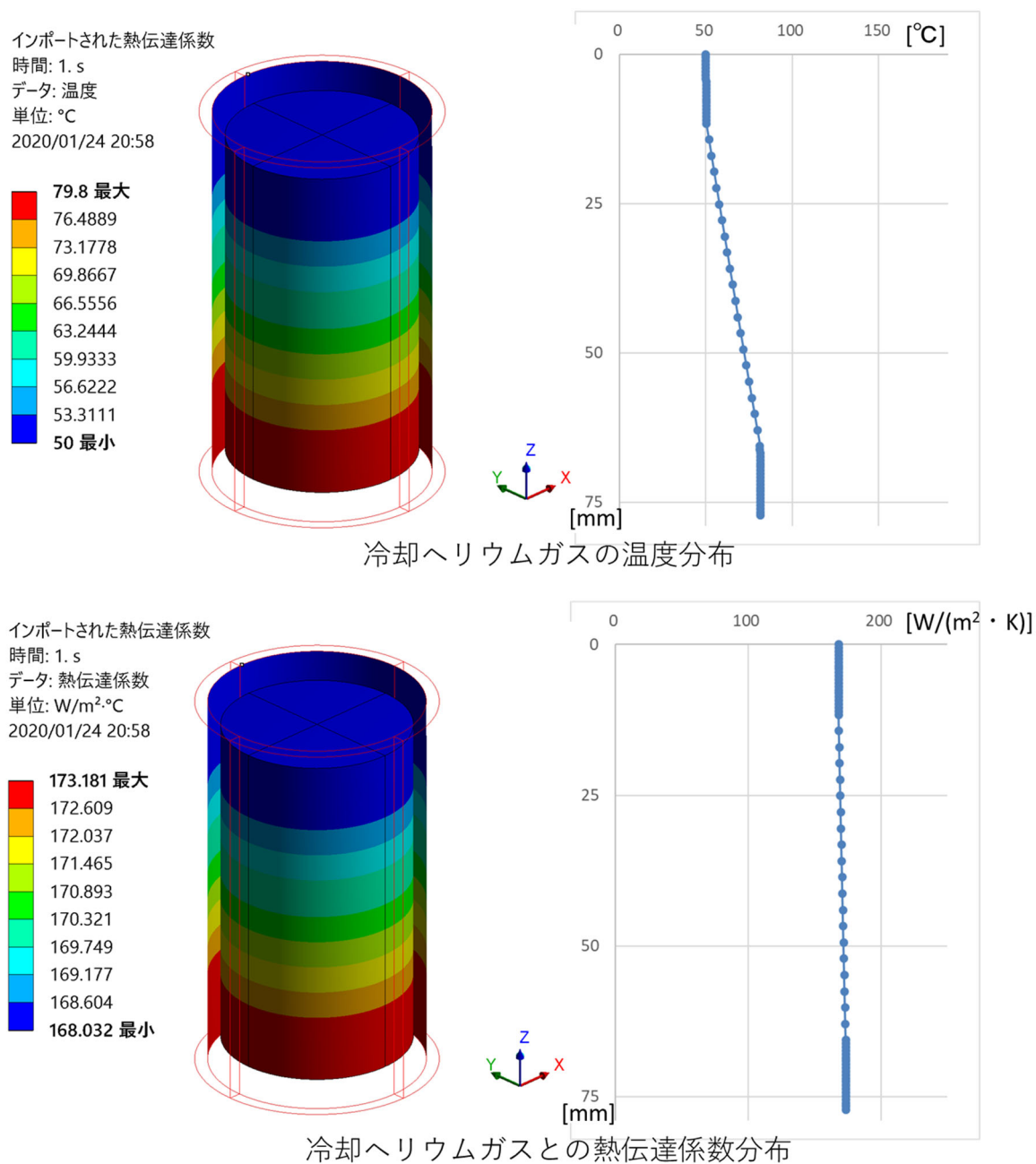


図 4.4.7.10.3-25 インプット値 熱伝達係数分布 雰囲気温度分布 (条件 5)

温度
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/27 23:24

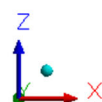
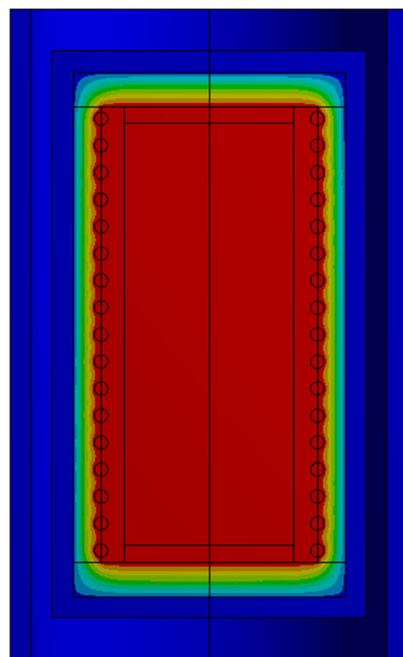
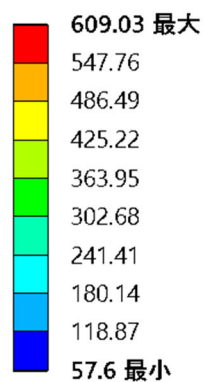


図 4.4.7.10.3-26 解析結果 全体温度分布 (条件 5)

温度 2
 タイプ: 温度
 単位: °C
 時間: 1
 2020/01/27 23:27

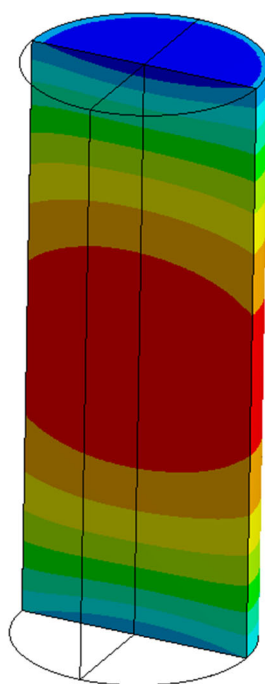
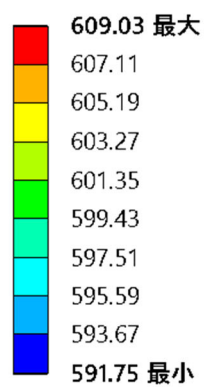


図 4.4.7.10.3-27 ペブル充填領域温度分布 (条件 5)

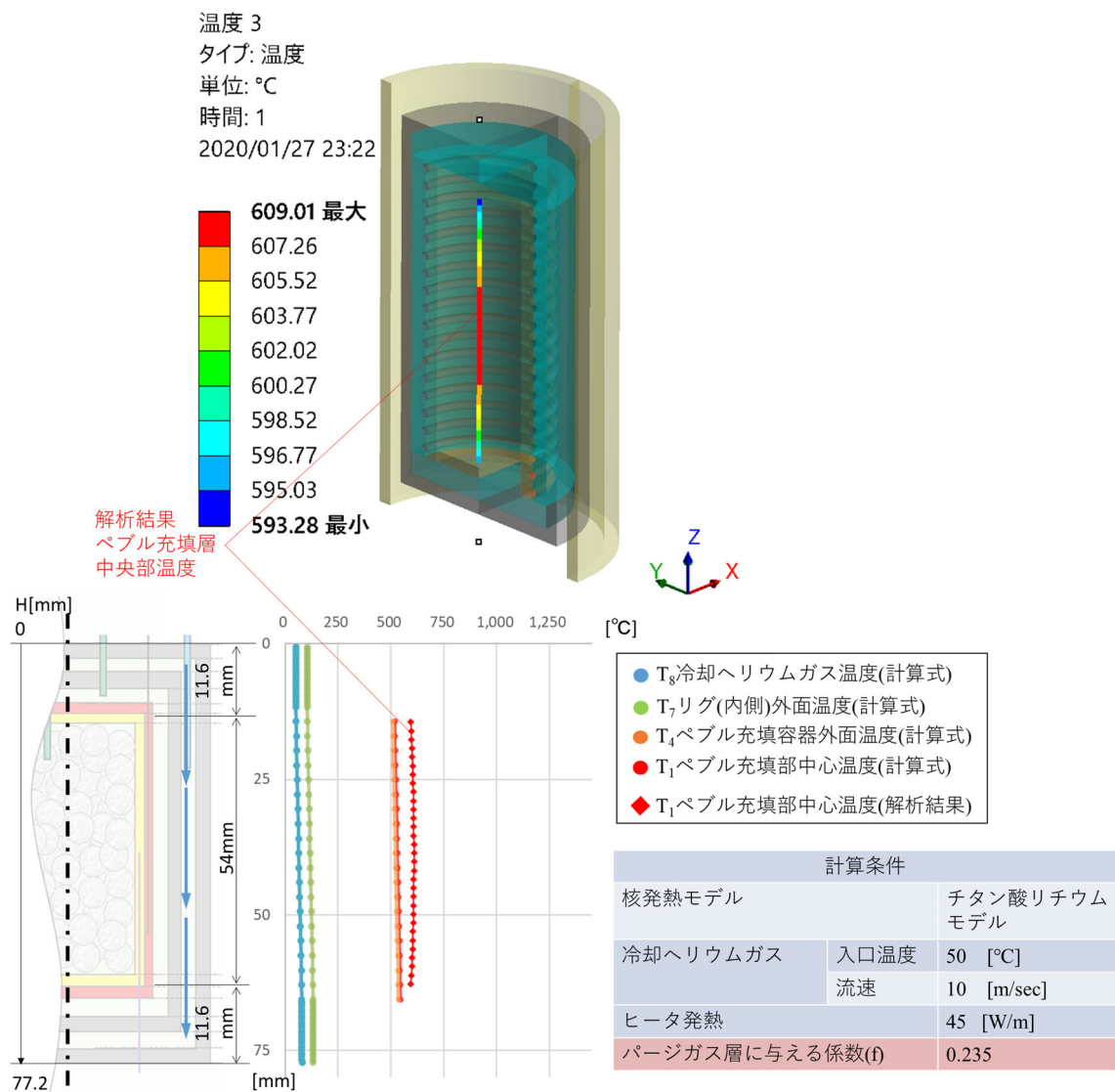


図 4.4.7.10.3-28 ペブル充填層中心部の温度勾配と 1 次元式計算結果との比較 (条件 5)

条件 6 で個別に設定したインプット値と解析結果詳細を図 4.4.7.10.3-29 ~ 4.4.7.10.3-32 に示す。

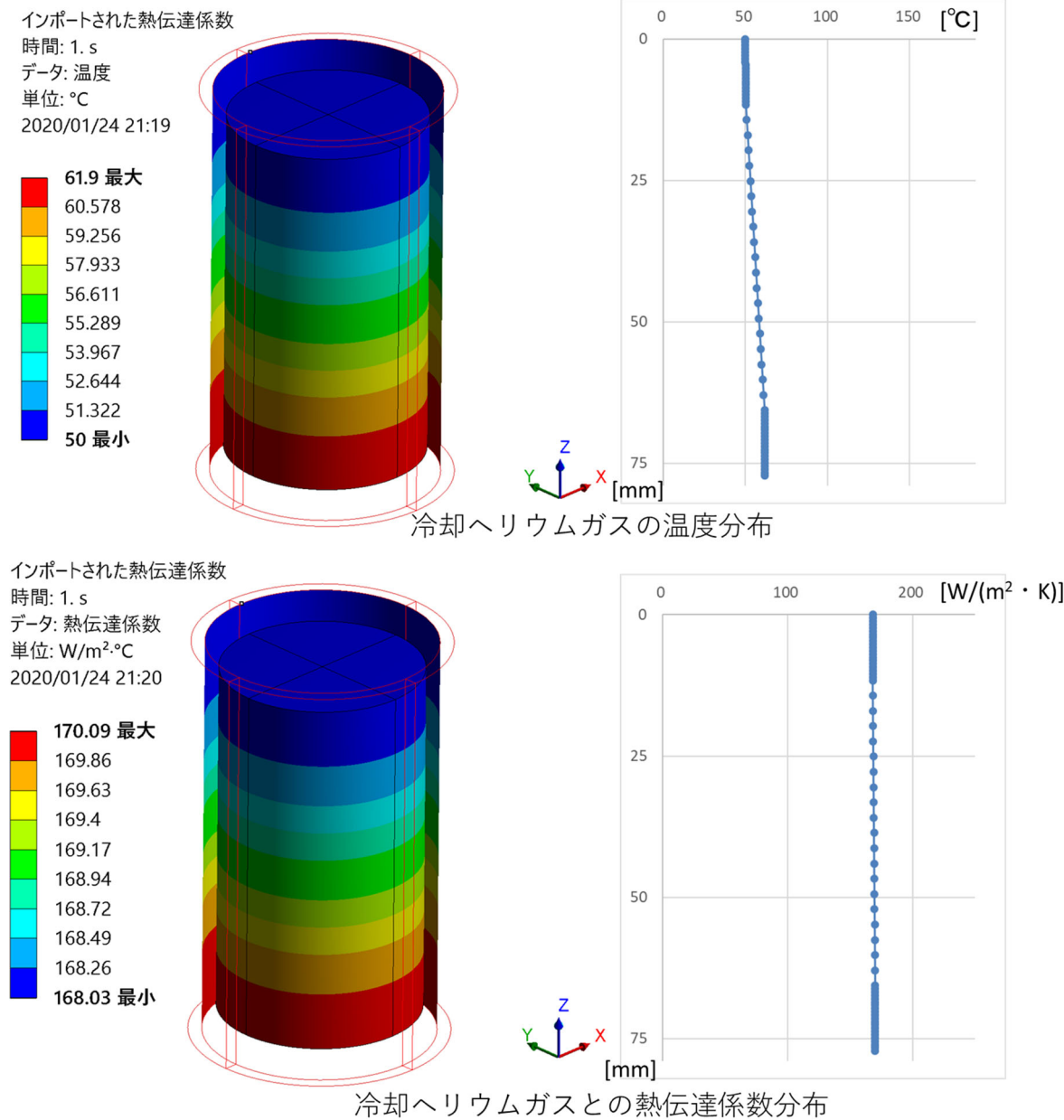


図 4.4.7.10.3-29 インプット値 熱伝達係数分布 雰囲気温度分布 (条件 6)

E: 核発熱率分布モデル化

温度

タイプ: 温度

単位: °C

時間: 1

2020/01/30 5:14

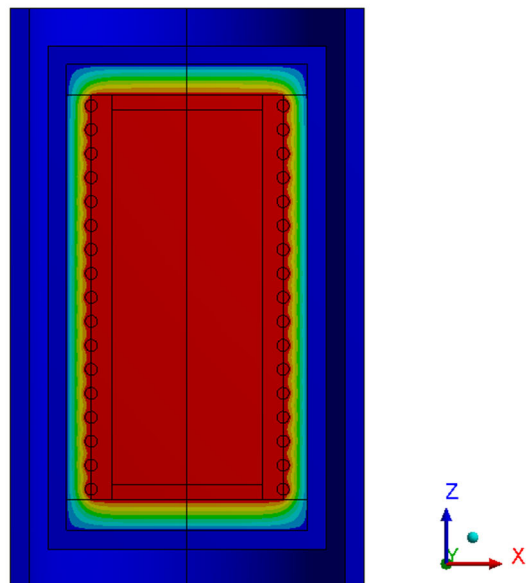
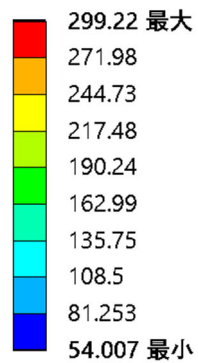


図 4.4.7.10.3-30 解析結果 全体温度分布 (条件 6)

E: 核発熱率分布モデル化

温度 2

タイプ: 温度

単位: °C

時間: 1

2020/01/30 5:19

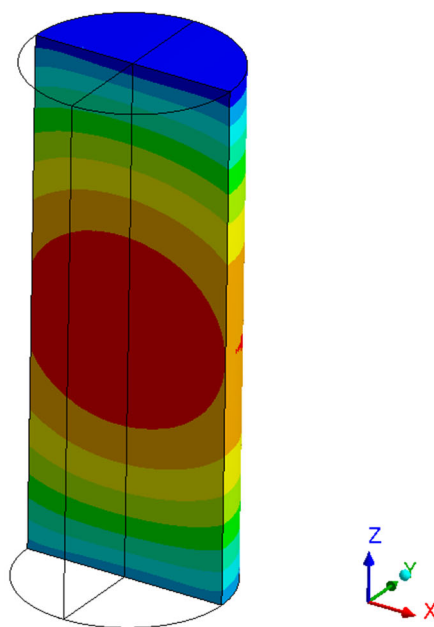
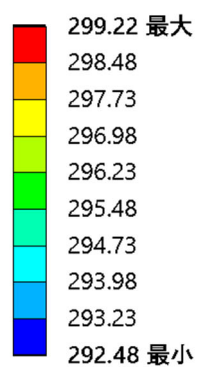


図 4.4.7.10.3-31 ペブル充填領域温度分布 (条件 6)

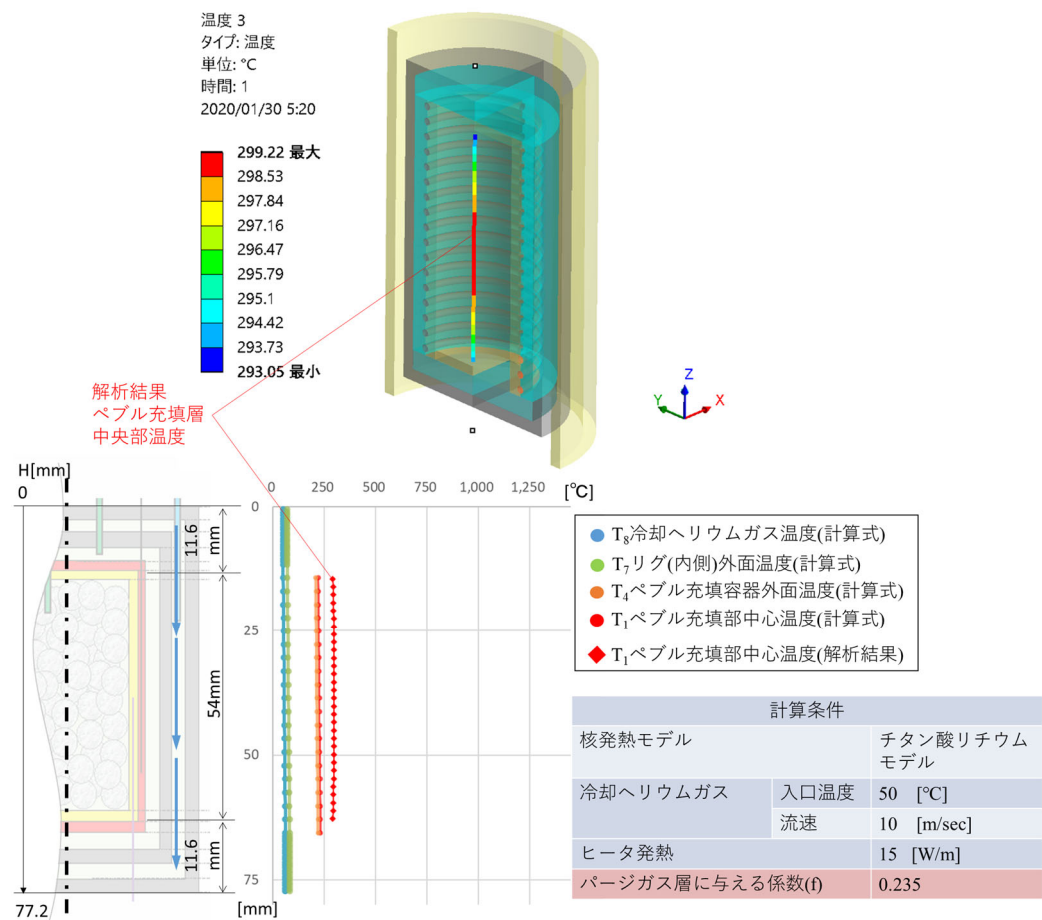


図 4.4.7.10.3-32 ペブル充填層中心部の温度勾配と 1 次元式計算結果との比較 (条件 6)

解析結果のまとめを表 4.4.7.10.3-1 に示す。

表 4.4.7.10.3-1 解析結果

条件 No.	ペブル充填層	照射温度 (°C)	ヘリウムガス入口温度 (°C)	ヘリウムガス流速 (m/s)	ヒータ発熱 (W/m)	ペブル充填層温度(平均値±温度幅) (°C)
1-1	ベリリウムペブル	1000	50	5	97	987.0~1011.4 (999.2±12.2)
1-2				10	100	993.9~1017.2 (1005.6±11.7)
1-3				20	101	994.4~1017.1 (1005.8±11.4)
2		700		10	57	688.3~704.0 (696.2±7.8)
3	チタン酸リチウムペブル	400			26	398.0~406.9 (402.5±4.5)
4		900			84	890.1~915.1 (902.6±12.5)
5		600			45	591.8~609.0 (600.4±8.6)
6		300			15	292.5~299.2 (295.9±3.4)

トリチウムモジュール TRTM の温度制御のため、1 モジュール分の部分モデルをもちいて熱解析（定常状態）を行い、上記に示すように 6 つ照射温度に対して温度範囲を満たすヒータ発熱、ヘリウム冷却ガス条件が得られた。ヒータ発熱の上限が 100 W/m 程度となる場合は断熱性を向上する改善が必要となる。本解析では充填層の照射温度（最大で 1000 °C）に対して温度分布は±15 °Cであった。パージガス層の断熱性が高く（熱伝導率が低い）、冷却ヘリウムガスの流速に依存する冷却ガス雰囲気温度分布の影響は小さかった。

4.4.7.10.4 熱解析結果の考察

本解析の結果から得られたヒータ発熱、ヘリウムガスへの要求を以下にまとめる。

- (1) 計算式による評価ではヒータ発熱は最大 300 W/m 程度が必要と見込まれた。ただし、ヒータ発熱は 100 W/m 程度が上限との見解が構造材モジュール BSMTM の熱解析で得られ、本解析でも 100 W/m を上限と定め構造改善を想定した解析を行った。今後ヒータ発熱上限の詳細な仕様調査が必要となる。
- (2) 冷却ヘリウムガスは入口側が 50 °C、0.3 MPa、10 m/s の条件で核解析条件を満たす結果が得られている。10 m/s のとき出口側の冷却ヘリウムガス温度は最大 114 °C（温度差 64 °C）となる。入口側の流速が変化しても充填部の温度領域に大きな影響はなかった（パージガス層の断熱性を高めた結果、冷却ヘリウムガスの温度分布が影響しづらくなると予想される）。今後ヘリウムガス循環系の成立性及び容器内の差圧に対する検討が必要となる。
- (3) パージガス用ヘリウムガスの出口温度はペブル充填層温度と同程度になると予想される。入口温度は室温であるため出入口の温度差は 1000 °C程度になる。今後、循環系の成立性検討が必要となる。

4.4.7.11 モジュール筐体設計条件

トリチウムモジュール TRTM の設計条件は以下のとおりである。

- (1) TRTM は側方遮蔽プラグと一体型の構造とする。
- (2) 円筒型照射キャプセルをキャプセル支持フレームに精度よく固定し、配置する。
- (3) 円筒型照射キャプセルを照射容器内で均一に冷却可能なヘリウムガス流路を設けた構造とする。
- (4) 側方遮蔽プラグから支持する。
- (5) 側方アクセスセルへ移動後、遠隔機器によって照射容器から円筒型キャプセルの着脱ができる。
- (6) キャプセル着脱時の遠隔操作性の観点から、モジュール筐体上部を分離し、より広い操作空間を確保する。
- (7) キャプセルを収納するモジュールは製作性、コスト、気密性、耐圧性及び遠隔操作性を考慮した構造とする。
- (8) モジュール内部の He ガス圧力に対して箱型よりも内圧に強く変形が少ないと考えられるレーストラック状の壁面とする。
- (9) キャプセルの位置決め精度機構を設ける。キャプセル位置決め用の支持棒を配置する。筐体内にキャプセルを精度よく支持するための柱を設ける。
- (10) モジュールを切り欠くことなくキャプセルを鉛直方向へ着脱することを前提とし、筐体上部の一部に開口部を設ける。
- (11) 試験モジュールの重量を試算し、遮蔽プラグと取り付け架台を介してピン締結で支持する。
- (12) He ガスは呼び径 A100 ナイフエッジ式メタルシールフランジで取り合う。

(13) 計装線は気密な多芯コネクタ2か所で取り合う。

4.4.7.12 モジュール筐体基本構造

4.4.7.11で記述しているモジュール設計条件を満足するように、トリチウムモジュールTRTMの基本構造を設計している。図4.4.7.12-1にTRTM照射容器の断面図を示す。照射容器は接続構造体及びヘリウムガス配管を介して遮蔽プラグと一体化しており、TRTM交換の際には、遮蔽プラグと一体で水平方向に引き抜く。ヘリウムガス配管及び計装線は遮蔽プラグを貫通している。

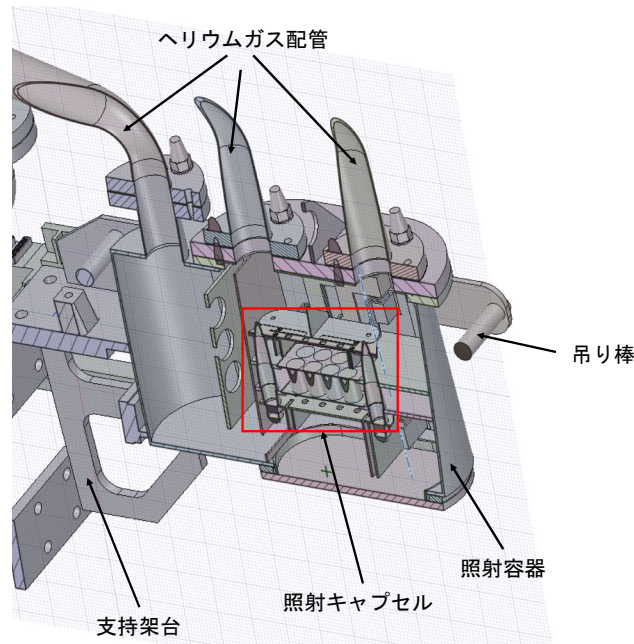


図4.4.7.12-1 トリチウムモジュールTRTMの照射容器の断面図

トリチウムモジュールTRTM筐体の特徴は以下のとおりである。

- (1) 筐体の開口部は遠隔操作で着脱するために吊り具を備えたフランジ構造としている。
- (2) フランジにはHeガス管用の穴及び締結用のボルト穴を設けている。
- (3) Heガス出口はHeガスの流れを考慮して筐体上部の別フランジにて着脱できるようにしている。
- (4) 遮蔽プラグに固定した支持架台と筐体間を接続する支持架台取付板を設けている。
- (5) 筐体を支持架台から着脱するための筐体吊り棒を2か所設けている。
- (6) 試験モジュール組立を想定し、筐体の下端には下部開口フランジを設けている。
- (7) 支持架台取付板は試験モジュールと溶接している。

4.4.7.13 照射容器から照射キャプセルユニットの取り出し及び交換シナリオ

照射キャプセルユニットは側方アクセスセル内で遠隔保守機器によって着脱することを前提に考えるが、照射キャプセル単体の着脱は側方アクセスセルではなく別室にて行うことを前提に検討する。側方アクセスセル内でTRTMの照射容器から照射キャプセルユニットを取り外すイメージ図を図4.4.7.13-1に示す。

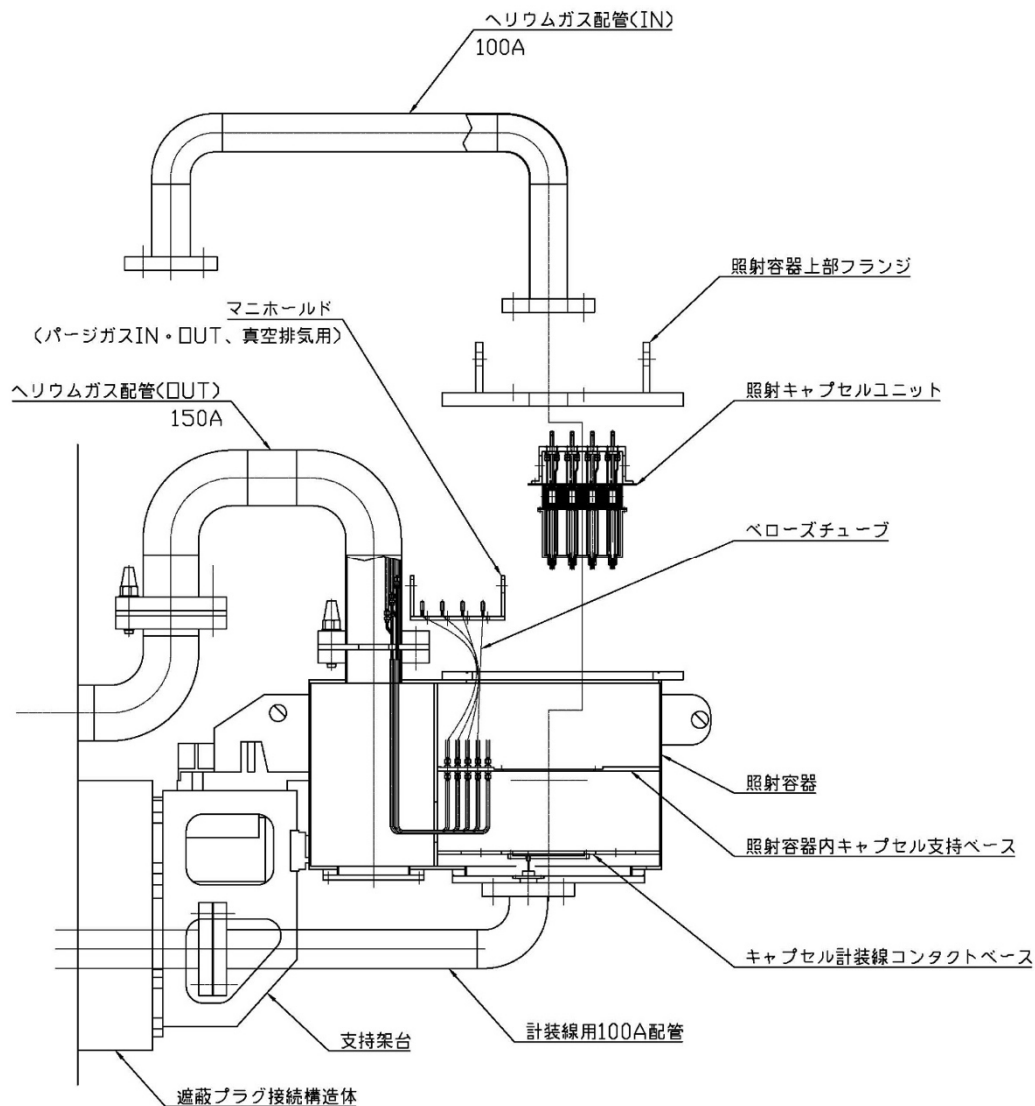


図 4.4.7.13-1 トリチウムモジュール TRTM の各ユニットの取り出し図

遠隔操作による照射キャプセルユニットの取り出しは、以下の手順で行う。

- (1) ヘリウムガス配管 (IN) を遠隔保守機器によって取り外す。
- (2) 照射容器上部フランジを遠隔保守機器によって取り外す。
- (3) マニホールド (パージガス IN・OUT、真空排気用) を遠隔保守機器によって取り外す。
- (4) 照射キャプセルユニットを遠隔保守機器によって取り外し、側方アクセスセルへと移動させる。
- (5) 側方アクセスセルにて照射キャプセルを取り外す。

4.4.7.14 片持ち構造による遮蔽プラグへの取り付け構造

照射容器、ヘリウムガス配管、支持架台、遮蔽プラグ接続構造体の遮蔽プラグへの取り付け方法を検討した。図 4.4.7.14-1 に全体の外観図を示す。照射容器内部には、照射キャプセルユニットを設置するための照射容器内キャプセル支持ベースを設けている。この支持ベースには、照射キャプセルユニットのパージガス IN・OUT、真空排気用のマニホールドと接続するためのベローズチューブ及びマニホールドを設置している。このベローズチューブは、支持ベースに固定させ、照射容器上部のヘリウムガス配管 (OUT) の内部

を通して遮蔽プラグ外へと引き回せるようにしている。照射容器上部にはヘリウムガス配管を配置している。ヘリウムガス配管はIN と OUT の 2 種類あり、それぞれ配管径が異なる。ヘリウムガス配管 (IN) はヘリウムガスを流すことのみを使用するため、配管径は 100A を想定している。ヘリウムガス配管 (OUT) はヘリウムガスの他にパージガス IN・OUT、真空排気用のベローズチューブが通すことを考え、配管径を 150A とした。ヘリウムガス配管はそれぞれ遮蔽プラグを通して外部へ引き回している。照射容器内の下部には、照射キャプセルユニットのコネクタピンと接続するためのキャプセル計装線コンタクトベースがある。コンタクトベースから引き回した計装線は、照射容器下部に設置された計装線用 100A 配管を通して遮蔽プラグ外へ引き回す。

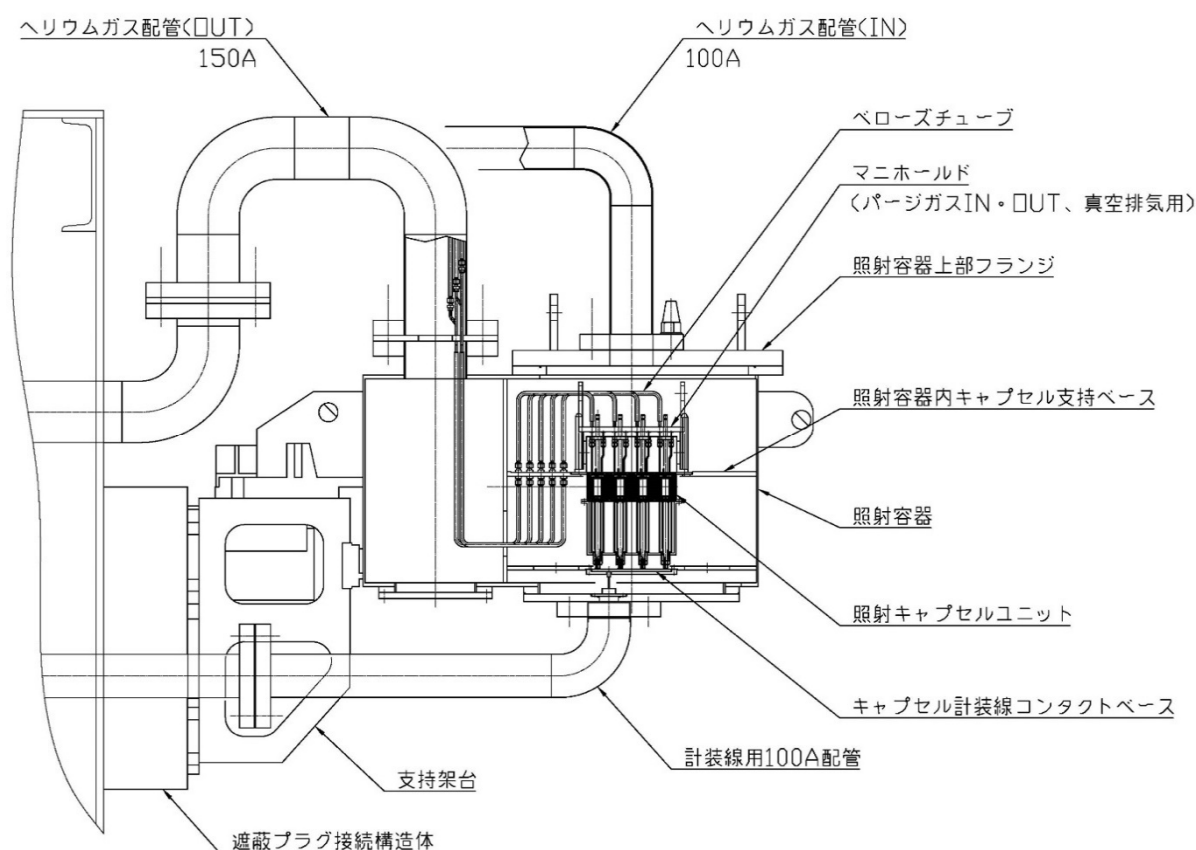


図 4.4.7.14-1 照射容器、ヘリウムガス配管、支持架台、遮蔽プラグ接続構造体の外観図

4.4.7.15 専用セルの概念

図4.4.7.15-1にトリチウムモジュールTRTMのフロー図を示す。TRTM専用セル (TRTM Cell) にはトリチウムオンライン測定用の電離箱、回収したトリチウムを照射後に直接測定する水バブラー、酸化銅ベッド、パージガス用のヘリウム、サンプリングシステム等のサブシステムを配置する。サンプリングした試料は照射後試験施設に設置するLSCでトリチウムを測定してからトリチウムを含む廃棄水として処理する。

専用セルで水バブラーからのサンプリング等を行うため、一時的に入室可能又は常時入室可能なゾーニングになるように、壁の厚さ・材質又は試験セルからの距離を考慮した遮蔽検討が必要である。

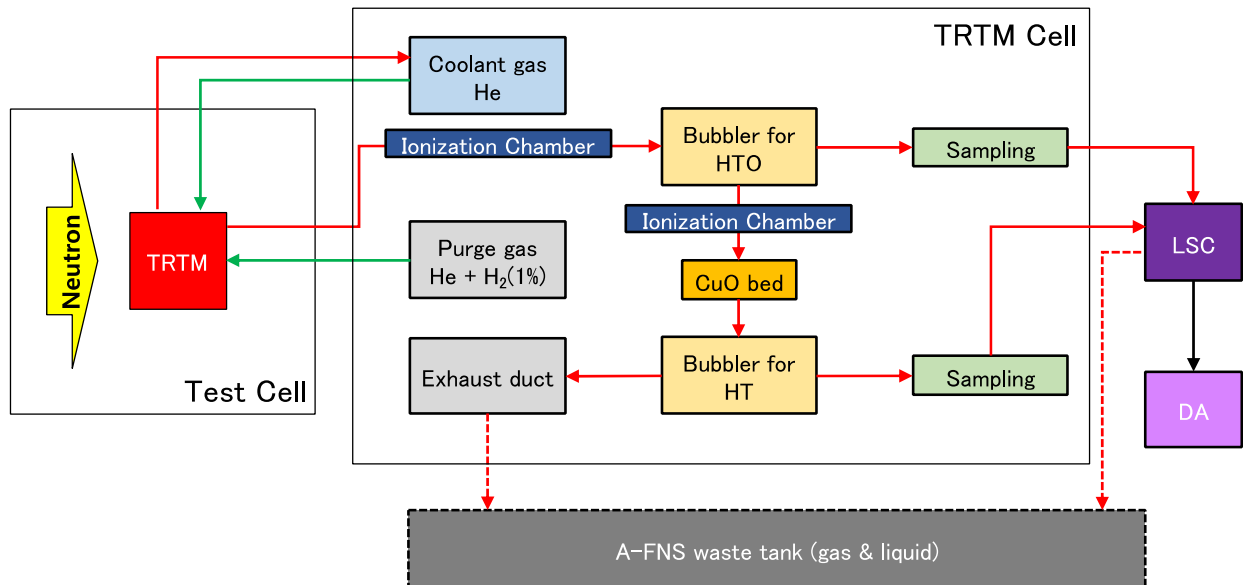


図4.4.7.15-1 トリチウムモジュールTRTMのフロー図

4.4.7.16 今後の課題

今後さらなる検討が必要となる項目は以下のとおりである。

- 本モジュールは4.4.4項に記載した機能材モジュールBFMTMと同様、照射温度条件のウィンドが広く（300 °C ~ 1000 °C）、特に高温照射用のキャプセルの設計課題としてヒータや熱電対の仕様、冷却ヘリウムガスの流速・流量条件を明らかにするため熱解析を実施する。
- トリチウム回収の概念は過去の実験等から採用する予定であるが、回収系や測定系のようなサブシステムを設置する専用セルの必要性を明らかにし、設計検討（必要面積、配置制限）を実施する。
- モジュール設計の具体化に連れて、インターフェース、計装線の検討を行う。
- 1/8インチ管からペブルが排出されるリスクの検証を実施する。
- ペブル充填キャプセル上下に設置するメッシュの検証を実施する（1000 °Cの温度に耐えられる材質の選定、ペブルが貫通しないことの確認）。
- 中性子照射と環境温度を考慮した溶接方法の再検討を行う。
- 真空排気用のマニホールドと接続するためのメタルOリングが中性子線量環境下で長期間耐久性の検証を実施する。

4.4.8 クリープ疲労試験モジュール

4.4.8.1 基本要

核融合炉の中ではDT核融合反応（ $^2\text{H} + ^3\text{H} \rightarrow ^4\text{He} + \text{n} + 17.6 \text{ MeV}$ ）が起こり、核融合炉の第一壁材料はその反応によるエネルギーを直接受けることになる。特に、長時間の熱負荷による熱疲労、プラズマディスラプションの発生時の電磁力による繰り返し機械的負荷のサイクル疲労等を受ける。原型炉の実現のためには第一壁材料の機械的特性を評価する上で、材料の疲労寿命データと応力解析技術が不可欠である。単純な材料の疲労寿命データは今までも取得されているが、中性子照射場におけるデータは少なく、原子炉中性子場におけるデータはあるものの、核融合中性子とはエネルギースペクトルが異なり、疲労現象にも相違がある。

クリープ疲労試験モジュール（クリープモジュール、CFTM）は、原型炉ブランケット構造材料であるF82Hの核融合中性子環境下におけるクリープ疲労試験データを取得するための試験モジュールである。モジュールの不必要な放射化を防ぐため試験片に繰り返し疲労を与えるロードセル、アクチュエータを含め、照射部以外はなるべく中性子照射の影響を受けないようにビームフットプリントから十分距離を離れた設計とする。試験片の温度制御のためのヒータ及び熱電対を含めた設計とする。ヒータ及びヘリウムガスの流量で温度制御を行う。照射中はオンラインでデータの取得・確認が可能とする。照射位置はトリチウムモジュールTRTM（4.4.7項）と同様に中間中性子束領域であり、領域を共有するためTRTMとは照射フェーズを分けて照射シナリオを調整する。

クリープモジュールCFTMでは異なる条件の試験片3本が同時照射可能な設計となるため、アクチュエータとロードセルは独立的なものを3式設置する。照射部の両側に中性子反射体（グラファイト）を設置し、安定な中性子場を提供する。照射部の試験片の温度領域は250℃から550℃である。

クリープモジュールCFTMの照射期間は数年もかかることが予想され、照射部以外の機器が試験セル内で持続使用が可能かの検討が必要となる。

4.4.8.2 基本概念

クリープモジュールCFTMは、他のモジュール同様に遠隔操作によりアクセスセルを通して試験セルへ搬送される（4.4.3項の構造材モジュールBSMTMの基本概念図を参照）。試験モジュールと遮蔽プラグは一体化されていて、遮蔽プラグの外側（アクセスセル側）にてヘリウムガス（冷却ガス）、信号、電源ライン等の接続を行う。ガス流量、信号、機器動作等をテストしてから照射を行う。各照射部の試験片の温度は基本的には照射による核発熱と試験片ホルダーに設置した渦電流式加熱システムと流すヘリウムガスの流量で制御する。制御温度は中央制御室で確認ができるように信号線を設ける。照射終了後、アクセスセルにおいて接続機器等を外し、遮蔽プラグと試験モジュールを引き出す。アクセスセルで遮蔽プラグと試験モジュールを分離し、試験モジュールは試験モジュール取り扱いセルへ搬送される。試験モジュールから試験キャプセルを取り出し、各試験片を遠隔機器によりPIEへ搬送する。

4.4.8.3 モジュール構成機器

図4.4.8.3-1に遮蔽プラグ一体型クリープモジュールCFTMの概念図を示す。表4.4.8.3-1にクリープモジュールCFTMの構成機器及び役割を示す。CFTMのモジュール部は試験片を設置する照射部とサーボモータ、ロードセル、アクチュエータ、フレーム、中性子反射体等から成る。試験片の冷却のためにモジュール部の中のフレーム内にヘリウムガスを給排するヘリウムガス配管、モジュール部を支持するための支持架台、モジュール部と遮蔽プラグを接続するための接続構造体から構成される。

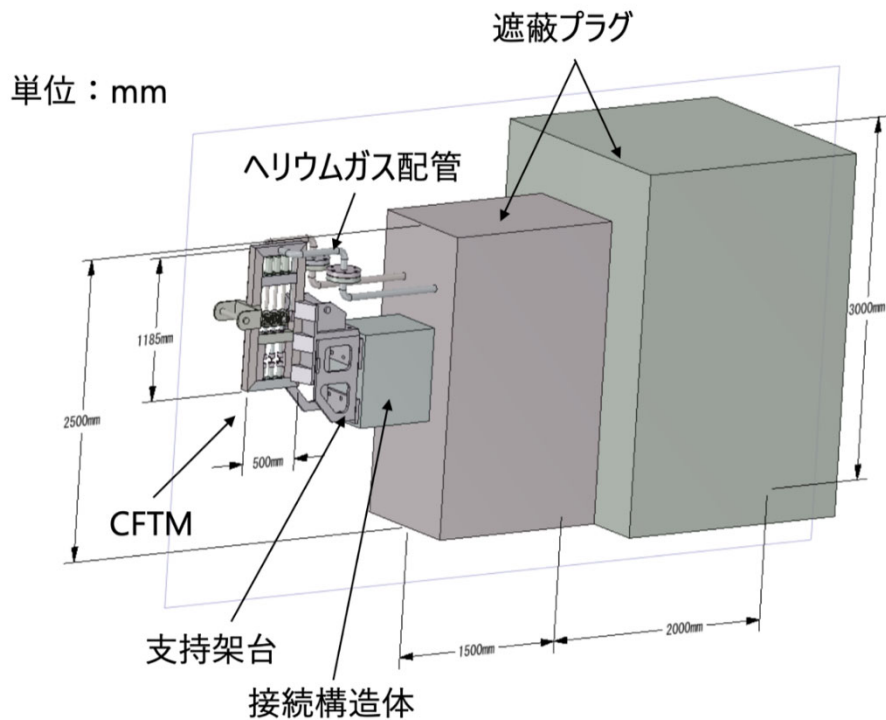


図4.4.8.3-1 遮蔽プラグ一体型クリープモジュールCFTMの概念図

モジュール部に冷却ヘリウムガスを供給・排気するための配管は2つあり、モジュール部で分かれて、照射部の3本の試験片にガス配管が接続される。

表4.4.8.3-1 クリープモジュールCFTMの構成機器及び役割

構成機器	役割
モジュール部	3本の試験片を設置する。各試験片は、冷却のためのヘリウムガスを流す。試験片のクリープ疲労試験のためのサーボモータとアクチュエータが設置される。試験片はホルダーに固定される。ホルダーにはロードセルが設置される。安定な中性子場を提供するための中性子反射体が配置できる設計とする。これらを設置するフレームが基本構造となる。
ヘリウムガス配管	照射容器にヘリウムガス(冷却用)を給排する。
支持架台	モジュール部を支持する。モジュール部と接続構造体とを接続する。
接続構造体	モジュール部と遮蔽プラグとを接続する。

4.4.8.4 照射部設計条件

照射部は試験片と試験片を設置するホルダーから構成される。照射部の設計条件は以下とおりである。

- (1) 試験片はホルダーの中に固定され(試験片固定部)、指定したクリープ疲労を受けながら照射される。
- (2) 試験片の冷却のために試験片固定部には冷却チューブが設置され、ヘリウムガスが試験片に入っていく構造である(ヘリウムガス入口)。
- (3) 試験片固定部は冷却チューブから入ってきたヘリウムはホルダーから出ていくための流路を設けた構造とする(ヘリウムガス出口)。
- (4) 試験片の温度は核発熱、渦電流式加熱システム、ヘリウム流量により制御する。

- (5) 試験片の照射温度を計測するための温度測定器を設置する。
- (6) 照射後、各試験片は遠隔操作により、ホルダーから取り出し可能とする。

4.4.8.5 照射部の基本構造

上記4.4.8.4記載の設計条件を満足させる照射部として、クリープモジュールCFTMには、試験片を専用に設計にしたホルダーに設置する。図4.4.8.5-1にCFTMの試験片ホルダーの概念図及び断面図を示す。クリープモジュールCFTMに設置する照射部の特徴は以下とおりである。

- (1) CFTMの照射部は試験片と試験片ホルダーから構成される。
- (2) 試験片ホルダーは試験片固定部、ロードセル、冷却チューブ、渦電流加熱システムをコネクトする加熱体と構成される。
- (3) ホルダーはモジュールのフレームの中に設置され、直方型の支持フレームに設置される。
- (4) 試験片固定部はヘリウムガスが流せるように流路を設ける。
- (5) 試験片ホルダーは同時に異なる3つのクリープ疲労試験が可能になるように独立する3式を設置する。
- (6) 各試験片のオンライン温度測定用の3対式熱電対を設置する。

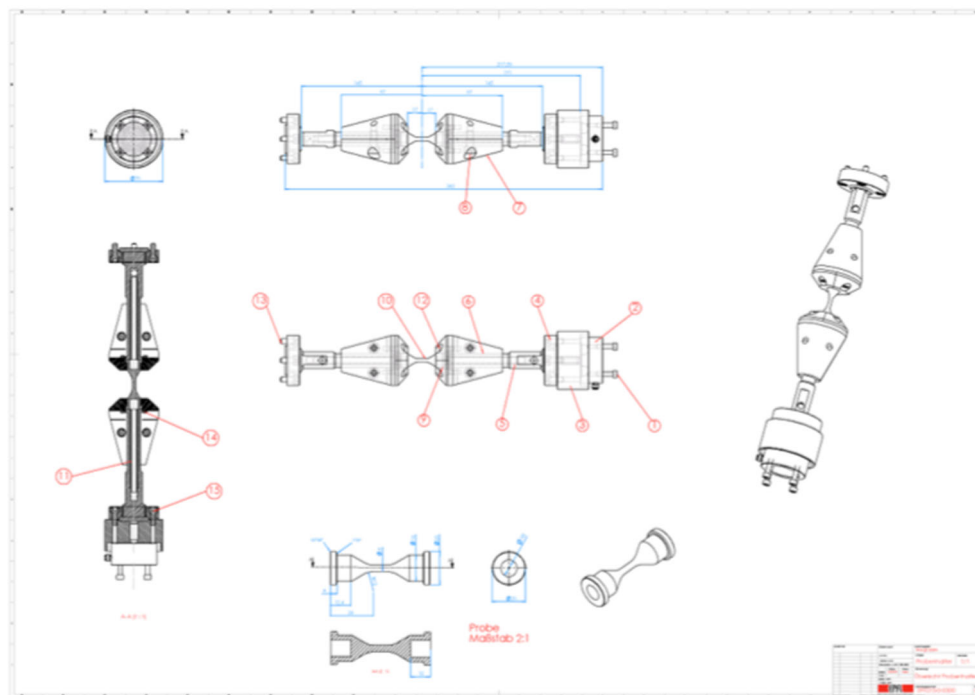


図4.4.8.5-1 CFTM(IFMIF/EVEDA)試験片ホルダーの概念図及び断面図 [4.4.8-1]

4.4.8.6 照射シナリオ

構造物モジュールBSMTMの照射試験片としてクリープ疲労試験が可能な試験片を配置することが考えられる。その場合を想定しモジュール照射の優先度を検討してから照射シナリオを立てる。

4.4.8.7 照射部の核的特性

モンテカルロコードMcDeLicious及び核データライブラリーFENDL-3.1dを用いてクリープモジュールCFTMの核解析を実施した。図4.4.8.7-1にCFTMの核解析モデル（試験片ホルダー及び試験片を拡大したもの）を示す。試験片のはじき出し損傷率は約0.1 dpa/fpy程度で、ヘリウム生成率との比（He/DPA）は

12~19の範囲に入っている。ただし、本核解析の精度は試験片の体積が小さいため10%程度となっていることに注意する必要がある。

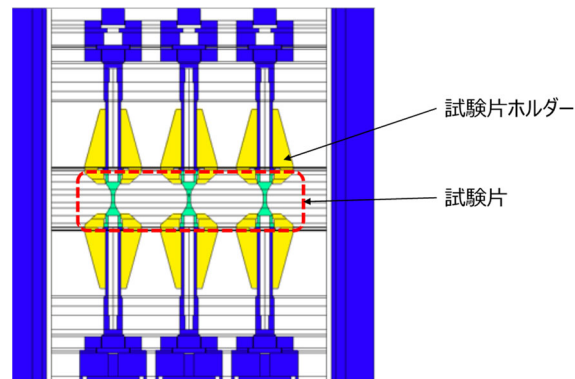


図4.4.8.7-1 クリープモジュールCFTMの核解析モデル（試験片ホルダー及び試験片）

4.4.8.8 モジュール設計条件

クリープモジュールCFTMの設計条件は以下とおりである。

- (1) CFTMは側方遮蔽プラグと一体型の構造とする。
- (2) モジュール部を支持架台に精度よく固定し、配置する。
- (3) 照射部をCFTMモジュール部内で均一に冷却可能なヘリウムガス流路を設けた構造とする。
- (4) 側方遮蔽プラグから支持する。
- (5) 側方アクセスセルへ移動後、遠隔操作によって照射部から試験片の着脱ができる。
- (6) 試験片着脱時の遠隔操作性の観点から、モジュール部の筐体部は設けず、より広い操作空間を確保する。
- (7) 試験片を収納する照射部は製作性、コスト、気密性、耐圧性及び遠隔操作性を考慮した構造とする。
- (8) 試験片の位置決め精度機構を設ける。試験片位置決め用の試験片固定部を配置する。
- (9) CFTMモジュール部の重量を試算し、遮蔽プラグと取り付け架台を介してピン締結で支持する。

4.4.8.9 モジュール基本構造

4.4.8.8で記述しているモジュール設計条件を満足するように、モジュール基本構造を設計している。図4.4.8.9-1にクリープモジュールCFTMのモジュール部の断面図（縦）を示す。各照射部内の試験片には冷却用のヘリウムガス流路を設ける。上部にはCFTM専用設計したアクチュエータを設置する（IFMIF/EVEDA設計 [4.4.8-2]）。モジュール部は図4.4.8.3-1に示した接続構造体及びヘリウムガス配管を介して遮蔽プラグと一体化しており、CFTM交換の際には、遮蔽プラグと一体で水平方向に引き抜く。ヘリウムガス配管及び計装線は遮蔽プラグを貫通している。

クリープモジュールCFTMのモジュール部の特徴は以下のとおりである。

- ① 遠隔操作で着脱するために吊り具を備えたフランジ構造としている。
- ② Heガス管用の穴及び締結用のボルト穴を設けている。
- ③ Heガス出口はHeガスの流れを考慮してモジュール部の別フランジにて着脱できるようにしている。
- ④ 遮蔽プラグに固定した支持架台とモジュール部間を接続する支持架台取付板を設けている。
- ⑤ モジュール部を支持架台から着脱するための筐体吊り棒を1か所設けている。

- ⑥ 支持架台取付板は試験モジュールと溶接している。

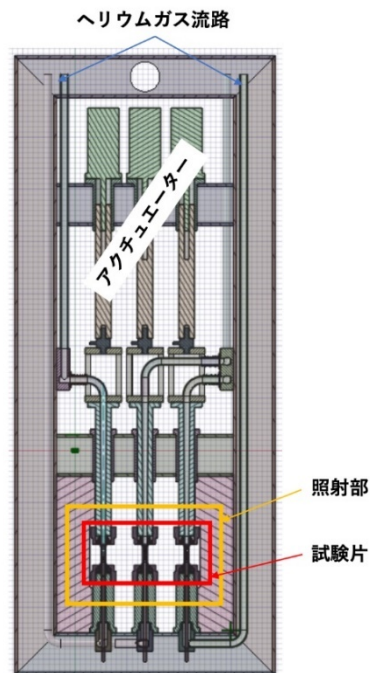


図4.4.8.9-1 クリープモジュールCFTMのモジュール部の断面図（縦）

4.4.8.10 今後の課題

クリープモジュール CFTM は他の A-FNS の試験モジュールに比べ、最も長時間の連続照射が必要なモジュールであり、照射中の安定なデータ取得が求められるが、今後要求仕様を明確化し、照射条件を明示する。また以下の未検討項目を実施する。

- ・ 試験片の中の温度分布を明らかにするための熱解析を実施し、冷却ヘリウムガス、温度調整に必要なシステムの検討を実施する。
- ・ IFMIF/EVEDAでの設計を精査し、その活用性を検討してから工学設計を行う。
- ・ 4.4.3項に記載した構造材モジュールBSMTMの中に、クリープ疲労試験用の試験片の設置した場合のCFTMの照射に係る優先度を検討する。
- ・ 必要なインターフェース、計装線の検討を行う。

参考文献

- [4.4.8-1] R. Heidinger, TF04.1.1.2 Intermediate Design Review of the CFTM and Report on Integrated Intermediate Engineering Design of the CFTM (2013).
- [4.4.8-2] The IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, IFMIF intermediate engineering design report, Plant Design Description Document (2013).

4.4.9 ブランケット核特性試験モジュール

ブランケット核特性試験モジュール（核特性モジュール、BNPTM）は、原型炉ブランケットに関する核解析の精度検証を行うためのモジュールである[4.4.9-1]。ITER-TBM では、核解析の精度評価や温度分布の検証は行わないことになっている。原型炉設計のためには、それらの検証実験が重要である。そこで、A-FNS の試験セル内に原型炉ブランケットの試験体のモジュールの一部を設置し中性子照射を行い、トリチウム生成率、 $^{93}\text{Nb}(n,2n)^{92m}\text{Nb}$ 反応や $^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$ 反応などの反応率、ガンマ線の核発熱の測定などを行い、核解析結果を比較し、核解析の精度検証を実施する。その他に、原型炉ブランケットに関する温度分布やひずみ測定の検証が必要である。温度分布やひずみ測定のためのモジュールは別途設計を実施し、核解析の精度検証データを評価したのちに試験を実施する。

4.4.9.1 基本要

ブランケット核特性試験モジュールは、原型炉ブランケットでの核解析の精度を実験的に検証するためのモジュールである。そのため、試験体系として、原型炉ブランケットのモックアップを用いる必要がある。また、実際の原型炉におけるブランケット内での照射を十分に模擬できるように、中性子スペクトルの形状が原型炉ブランケット内と類似している必要がある。ただし、中性子強度を同じにする必要はない。精度検証のためには、核解析による計算結果と比較するために、表4.4.9.1-1に示すような検出器を体系内に設置し、トリチウム生成率、各種のドシメトリー反応の反応率、ガンマ線の核発熱の実験データを精度よく測定することが必要である。この試験は、一種のベンチマーク実験であり、核データの検証実験と同様の注意を要する。例えば、試験セル壁などのモジュール以外の物体の影響を低減する必要がある。ベンチマーク実験での壁の影響は、壁での散乱による中性子の影響が議論されてきている[4.4.9-2,4.4.9-3]。モジュールの核発熱を除去するための冷却が必要である。本モジュールは、遠隔操作で側方アクセスセルから試験セルに設置及び取出しが行われる。トリチウム生成率、各種のドシメトリー反応の反応率、ガンマ線の核発熱のためのリチウムペレット、金属の箔、熱蛍光線量計などは照射終了後、遠隔操作で取り出し、PIE施設にて測定を行う。

表 4.4.9.1-1 各検出器の詳細

検出器	検出装置	核反応	評価項目
^6Li ペレット	液体シンチレーションカウンタ	$^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$	トリチウム生成率
^7Li ペレット	液体シンチレーションカウンタ	$^7\text{Li}(n,n'\alpha)^3\text{H}$	トリチウム生成率
ニオブ箔	高純度ゲルマニウム検出器	$^{93}\text{Nb}(n,2n)^{92m}\text{Nb}$	反応率
アルミニウム箔	高純度ゲルマニウム検出器	$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	反応率
インジウム箔	高純度ゲルマニウム検出器	$^{115}\text{In}(n,n')^{115m}\text{In}$	反応率
金箔	高純度ゲルマニウム検出器	$^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$	反応率
熱蛍光線量計	熱蛍光線量計読み取り装置	γ 線の吸収線量	ガンマ線核発熱

4.4.9.2 基本概念

ブランケット核特性試験モジュール（核特性モジュール、BNPTM）も、他のモジュール同様に遠隔機器により、側方アクセスセルを通して、試験セルへ搬送される（図4.4.3.2-1及び2のブランケット構造材試験モジュールの基本概念図を参照）。試験モジュールと遮蔽プラグは一体化されていて、遮蔽プラグの外側（アクセスセル側）にて冷却水配管の接続を行う。照射中は冷却水を流して核発熱の除去を行う。原型炉ブ

ランケットでは高温高圧水を用いるが、A-FNSでは高温高圧水である必要はないため、通常の温度と圧力の水を使用する。照射終了後、アクセスセルにおいて、遮蔽プラグから接続配管を外し、遮蔽プラグとモジュール本体を一体として引き出す。モジュール本体の中心部は引き出し状のドロワー（図4.4.9.3-1を参照）になっており、リチウムペレット、金属箔、熱蛍光線量計などの検出器が設置されている。アクセスセルでモジュール本体からドロワー部を分離し、ドロワー部のみを取り扱いセルに搬送する。取り扱いセルにて、ドロワーから内部に設置した各種の検出器を取り出す。取り出した検出器を、遠隔機器によりPIEへ搬送し、測定を実施する。



図4.4.9.3-1 過去のベンチマーク実験で用いたドロワーの例

4.4.9.3 モジュール構成機器

図4.4.9.3-2に原型炉ブランケットの概念図を示す。ブランケットは、リブ構造で囲まれた区画に分割されている。各区画には、冷却水用のパイプがあり、 Li_2TiO_3 と Be_{12}Ti で構成されるペブルが充填されている。核特性モジュールBNPTMには、この原型炉ブランケットの一部である数区画分をモックアップとして備える。図4.4.9.3-2に、 3×3 区画の場合を点線で、 5×5 区画の場合を破線で示した。この区画の大きさは、後述するように、A-FNSにて照射試験を実施した際に、試験セルの壁等が測定位置に影響しないように、十分な大きさである必要がある。図4.4.9.3-3に核特性モジュールBNPTMの概念図を示す。この場合、 5×5 区画の原型炉ブランケットのモックアップを備えている。このモックアップに冷却水を給排するための配管、これらのモジュール本体を支持するための架台がある。表4.4.9.3-1に核特性モジュールBNPTMの構成機器及び役割を示す。本モジュールもその他のモジュール同様に遮蔽プラグと一体の構造になっており、モジュール本体と遮蔽プラグを接続するための接続構造体により遮蔽プラグと接続される。モックアップへの冷却水の配管は、ターゲットに用いられるリチウムとの安全性を考慮し二重構造の配管を用いる。

表 4.4.9.3-1 核特性モジュール BNPTM の構成機器及び役割

構成機器	役割
原型炉ブランケットのモックアップ(照射容器)	モックアップ(照射容器)の後方から引き出すことが可能なドロワーの中に、リチウムペレット、金属箔、熱蛍光線量計等の検出器を設置する。モックアップには、冷却のための水を(高温高圧ではなく)通常の温度と圧力で流す。
水配管	モックアップ(照射容器)に冷却水を給排する。安全のため二重構造とする。
支持架台	モックアップ(照射容器)を支持する。照射容器と接続構造体とを接続する。
接続構造体	モックアップ(照射容器)と遮蔽プラグとを接続する。

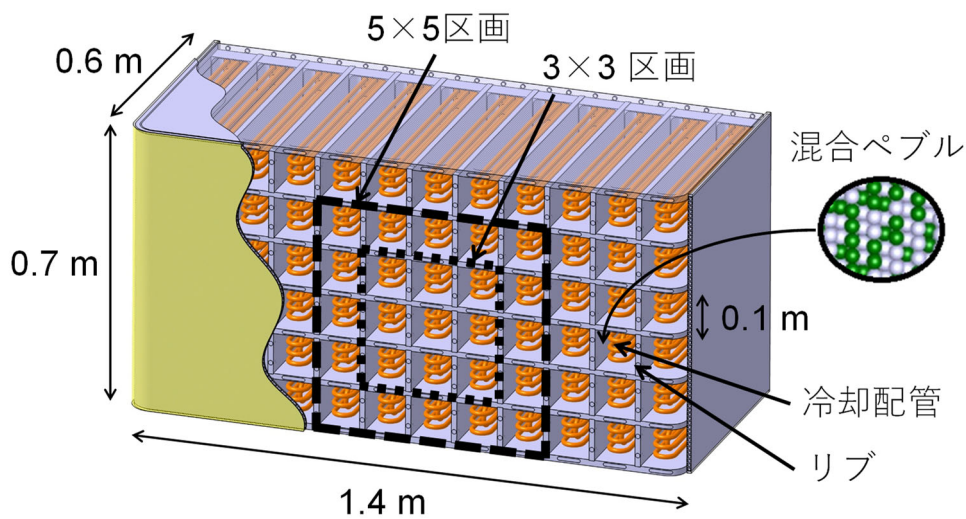


図 4.4.9.3-2 原型炉ブランケットの概念図

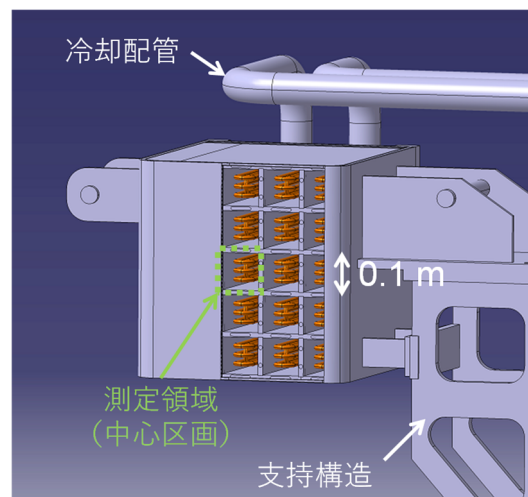


図 4.4.9.3-3 5x5 区画の場合の BNPTM の概念図

4.4.9.4 照射キャプセル設計条件

原型炉ブランケットのモックアップの中心の区画内に設置するドロワーが、他のモジュールにおける照射部である照射キャプセルに該当する。照射キャプセルに該当するドロワーの設計条件は以下のとおりである。

- (1) ドロワー中に、リチウムペレット、金属箔、熱蛍光線量計の検出器を、深さ方向に5 cmから10 cmごとに精度よく設置できる形状であること。また、それらの検出器を遠隔操作によって、設置及び取り出し可能とすること。
- (2) ドロワーは、モジュール後方から遠隔操作によって挿入及び引き抜く可能な形状とすること。また、挿入及び引き抜きに対して十分な強度を持つこと。
- (3) ドロワーの大きさ、厚さ、形状、材質などは、設置した検出器に対して、核的な特性に影響を与えないようにすること。

4.4.9.5 照射キャプセル基本構造

上記4.4.9.4記載の設計条件を満足させる照射キャプセルに該当するドロワーの基本構造であるが、 $3\text{ cm}^{\text{W}} \times 3\text{ cm}^{\text{H}} \times 60\text{ cm}^{\text{L}}$ 程度の大きさであり、F82HやSS316Lなどで厚さ1 mm程度で作られた単純な筒状で十分である。後方から遠隔操作によって挿入及び引き出しの際の取手が設置されている。オンラインでの測定は実施しないため、その他に特別な機能は必要ない。

4.4.9.6 照射シナリオ

核特性モジュールBNPTMの照射期間は数時間から数日以内である。照射期間は、数ヶ月の照射が想定されている他のモジュールよりもかなり短い。そのため、試験セルに他のモジュールを同時には置かないで、コミッシュニング後に、核特性モジュールBNPTMのみを設置して照射を実施する。このことは、他のモジュールの影響を避けることが可能であり、BNPTMの核特性の評価にも適している。照射後、本モジュールを試験セルから取り出す。その後、その他の照射モジュールの試験に移行する。

4.4.9.7 照射キャプセル核的特性

核特性モジュールBNPTMにおいて照射キャプセルに該当し、検出器を設置するドロワー部の核的特性について、モンテカルロ計算コードMCNP、d-Li反応の線源コードMcDeLicious-11コード、及び核融合炉用核データライブラリーFENDL-3.1dを用いて核解析を実施した。本解析では、BNPTMにおける冷却水の必要性と、試験セル壁がBNPTMでの試験に与える影響について調べ、試験体系を確定した。

まず、核特性モジュールBNPTMにおける冷却水の必要性について述べる。A-FNSではターゲットにおいて、危険物第三類であり禁水性物質のリチウムを用いるため、安全性の点から、ヘリウムガスなどを冷却媒体として用いることで、試験セル内における水の使用をできるだけ避けるべきである。そこで、原型炉ブランケットでの中性子スペクトルとの比較を実施し、水がない場合にも試験として成立するかを評価した。図4.4.9.7-1と図4.4.9.7-2は、冷却水なしと冷却水ありの場合について、表面から22.5 cmの深さ位置での核特性モジュールBNPTMと原型炉（DEMO）の間中性子スペクトルの比較を示す。モックアップのサイズは、 5×5 区画である。この計算では、核特性モジュールBNPTMは、Liターゲットから約50 cmの位置に設置している。図4.4.9.7-1と図4.4.9.7-2に点線で示されているスペクトルは、スペクトル形状の比較のために10 MeVで規格化したものである。BNPTM中での実際中性子スペクトルはDEMOでの中性子スペクトルよりも1桁小さいが、強度の違いは核解析の精度検証には影響しない。図4.4.9.7-1と図4.4.9.7-2から分かるように、冷却水を使用しないBNPTMの中性子スペクトルは低エネルギー中性子が不足しており、一方、冷却水を使用したBNPTMのスペクトルは、DEMOのスペクトルと非常によく似ている。また、冷却水のありなしのどちらの場合も、DEMOのD-T反応とA-FNSのd-Li反応の違いによって、10 MeVを超えるエネルギー領域には差異がみられる。図4.4.9.7-3は、冷却水を使用した場合と使用しない場合の 5×5 区画の場合、深さ位置22.5 cmでの ${}^6\text{Li}(n, \text{Xt})$ 反応のトリチウム生成率のスペクトルを示す。また、トリチウム生成に寄与するBNPTMの中性子が十分なエネルギー範囲をカバーしていることもわかる。以上から、中性子スペクトルの観点から、水の有無による中性子スペクトル形状の比較により、冷却水が必要であると結論した。

次に、試験セル壁が測定点に与える影響の評価を実施した。試験セル壁の影響の評価は、核解析の精度を決定するために重要である。図4.4.9.7-4は、壁の影響を説明するための模式図である。経路（2）から評価点への寄与が、経路（1）からの寄与と比較して大きい場合、壁の影響が問題になる。モンテカルロ計算コードMCNPにより、仮想的に壁のない場合を計算する。図4.4.9.7-5は、壁がある場合とない場合の、BNPTMの中央区画でのトリチウム生成率の深さ方向の分布を示している。これは、冷却水はありで、 5×5

区画の場合の結果である。壁がある場合とない場合のトリチウム生成率の比を図4.4.9.7-6に示す。図4.4.9.7-6では、BNPTMのモックアップとして5×5区画と3×3区画の場合を示している。 ${}^7\text{Li}(n,Xt)$ 反応の不一致はすべての深さ位置で小さく、 ${}^6\text{Li}(n,Xt)$ 反応の不一致は背面近くで増加することがわかる。これは、 ${}^7\text{Li}(n,Xt)$ 反応は高エネルギー中性子に対して感度があり、 ${}^6\text{Li}(n,Xt)$ 反応は原型炉ブランケットのモックアップに加えて、試験セル壁での散乱によって生成される低エネルギー中性子に対して感度があるからである。特に、3×3区画の場合の ${}^6\text{Li}(n,Xt)$ 反応の不一致は大きい。3×3区画の場合、モジュールの側面方向から測定領域への低エネルギー中性子の寄与は他の場合よりも大きくなる。これは、測定領域である中央の区画を取り囲む周囲の厚さが、試験セル壁で散乱される中性子の影響を遮蔽して減らすには不十分だからである。ただし、これらの不一致はすべて、この核解析の精度検証の誤差には寄与するわけではない。解析的に、試験セルの壁を計算で考慮することで補正できるからである。図4.4.9.7-6より、深さ位置60 cmでは、5×5区画の場合の ${}^6\text{Li}(n,Xt)$ 反応に対する補正量は約25%である。25%の補正に対する部分的な誤差が、全体の誤差に影響する。部分誤差は数%程度であると考えられるが、正確には、解析的及び実験的に評価する必要がある。もちろん、この部分的な誤差、つまり壁の影響が小さい方が望ましい。同様に、3×3区画の場合、深さ位置60 cmでの ${}^6\text{Li}(n,Xt)$ 反応の補正は約67%である。このことは、試験セル壁からのトリチウム生成率への寄与が、DEMOブランケットのモックアップからの寄与の2倍であることを示している。ここでは比の基準を50%とする。比が50%未満の場合、壁からの寄与がDEMOブランケットのモックアップからの寄与よりも大きくなるためである。3×3区画のDEMOブランケットの小さなモックアップは、核解析の精度検証試験には適切ではなく、少なくとも5×5区画のモックアップが必要である。

以上から、核特性モジュールBNPTMは、冷却水を導入し5×5区画のモックアップを備えたモジュール設計とした。

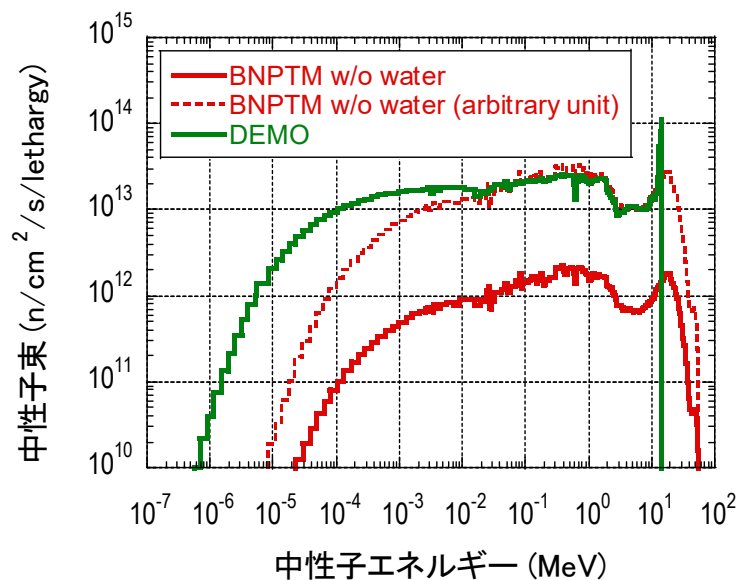


図4.4.9.7-1 5×5区画のモックアップで、深さ位置22.5 cmにおける冷却水なしの場合のBNPTMとDEMOブランケットの中性子スペクトルの比較。点線は、スペクトル形状を比較するために10 MeVで規格化したもの

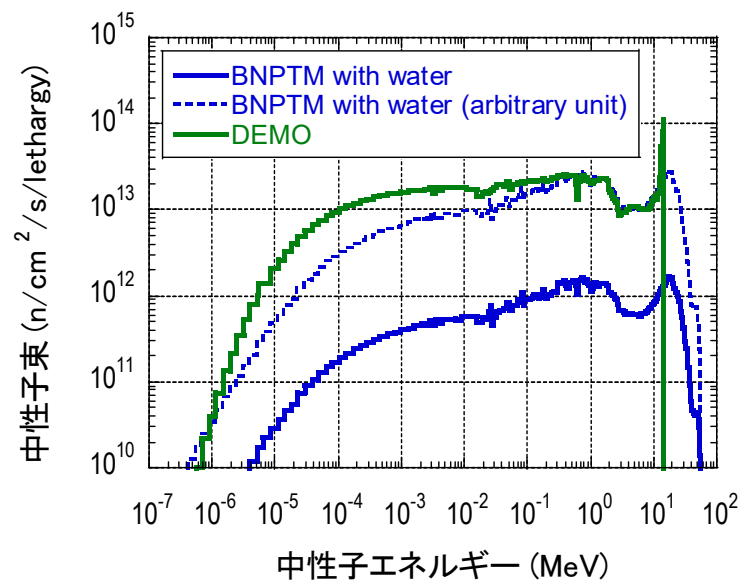


図4.4.9.7-2 5×5区画のモックアップで、深さ位置22.5 cmにおける冷却水ありの場合のBNPTMとDEMOブランケットの中性子スペクトルの比較。点線は、スペクトル形状を比較するために10 MeVで規格化したもの

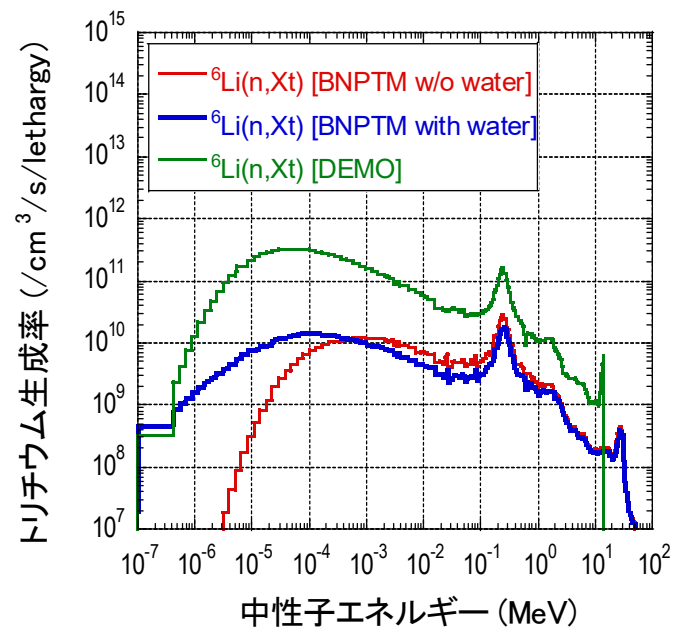


図 4.4.9.7-3 5×5 区画のモックアップで、冷却水ありの場合と冷却水なしの場合の、深さ位置 22.5 cm における ${}^6\text{Li}(n,Xt)$ 反応のトリチウム生成率のスペクトル

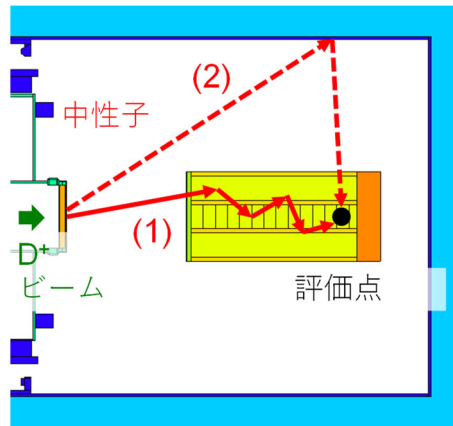


図 4.4.9.7-4 試験セル壁の影響の説明のための模式図

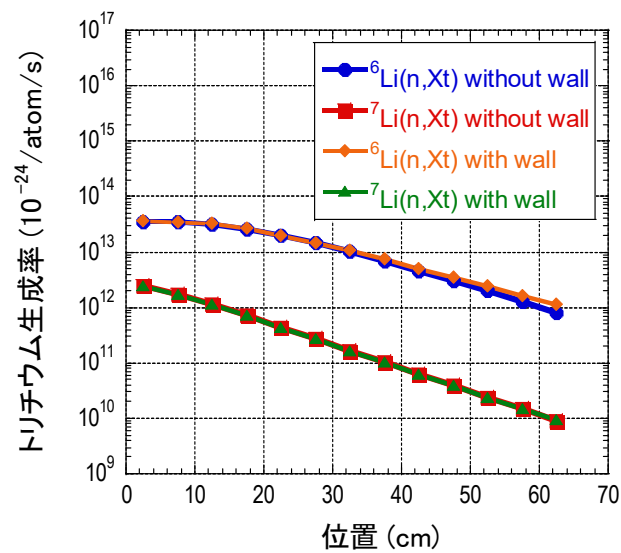


図 4.4.9.7-5 冷却水ありの 5×5 区画の場合の BNPTM のトリチウム生成率

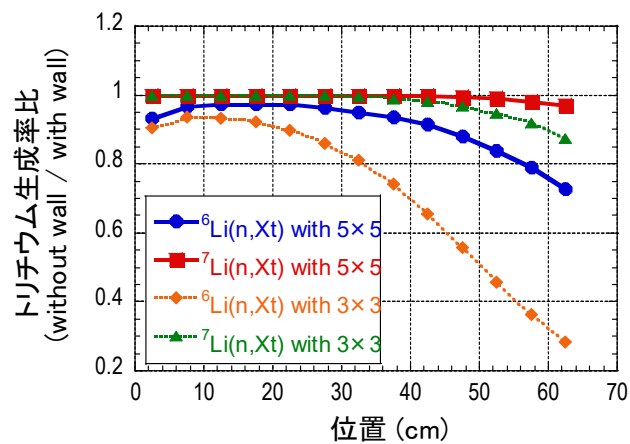


図 4.4.9.7-6 冷却水ありの 5×5 区画及び 3×3 区画の場合の、BNPTM での試験セル壁ありと試験セル壁なしのトリチウム生成率の比

4.4.9.8 モジュール筐体設計条件

核特性モジュールBNPTMの設計条件は以下のとおりである。

- (1) BNPTMは側方遮蔽プラグと一体型の構造とする。
- (2) 照射キャプセルに該当するドロワーを精度よく固定し配置できること。
- (3) 遠隔操作によるドロワー部の挿入及び引き抜きに対して十分な強度を持つこと。
- (4) 原型炉ブランケットのモックアップを備え、冷却水を給排できること。
- (5) 冷却水の配管は、リチウムに対する安全性を考慮し二重構造とすること。
- (6) モジュールは側方遮蔽プラグから支持すること。

4.4.9.9 モジュール筐体基本構造

4.4.9.8で記述しているモジュール筐体設計条件を満足するように、モジュール基本構造を設計しており、概念図は、既に図4.4.9.3-3に示したとおりである。照射容器であるモジュール本体は、接続構造体を介して遮蔽プラグと一体型の構造であり、冷却水配管は遮蔽プラグを貫通している。

核特性モジュールBNPTM筐体の特徴は以下のとおりである。

- (1) 原型炉ブランケットのモックアップを備える。
- (2) モジュールの後方から照射キャプセルに該当するドロワーの挿入及び引き出しが可能な機構を備える。
- (3) モジュールの後方から冷却水を給排するための配管を備える。外部に露出した配管は二重構造である。
- (4) 遮蔽プラグに固定した支持架台と筐体間を接続する支持架台取付板を設けている。
- (5) 筐体を支持架台から着脱するための筐体吊り棒を2か所設けている。
- (6) 支持架台取付板は試験モジュールと溶接している。

4.4.9.10 遠隔保守

核特性モジュールBNPTM中には冷却と原型炉ブランケットの環境を模擬するために、水が流れている。ビーム運転終了後、側方のアクセスセルにおいて配管を取り外し、水抜き及び乾燥（ベーキング）を行い、アクセスセルにモジュール及び遮蔽プラグを一体として引き出す。その後、照射キャプセルに該当するドロワー部を、モジュール後方から引き抜き、ドロワー部を取り扱いセルに搬送する。取り扱いセルにて、ドロワーから内部に設置した各種の検出器を取り出す。取り出した検出器をPIEへ搬送する。

4.4.9.11 今後の課題

図4.4.9.11-1に、現在、原型炉設計にて進行中のハニカムリブ型の原型炉ブランケットの模式図を示す[4.4.9-4]。ブランケットの内側の区画の形状が、図4.4.9.3-2に示す四角型から変更されている。核特性モジュールBNPTMでは、このような原型炉ブランケットの設計の進捗や変更に対して、モジュールに備えるモックアップについて、設計変更していく必要がある。原型炉ブランケットに関する温度分布やひずみ測定の検証のための試験は、未検討であるが、今後の工学設計段階において実施していく必要がある。

今後の課題として、側方からの支持の強度計算、冷却水の放射化の評価、検出器の具体的な寸法と詳細な照射時間の検討、遠隔操作のための取手などを含めた照射キャプセルに該当するドロワーの詳細な設計、冷却水の漏洩検知方法を工学設計において実施する必要がある。

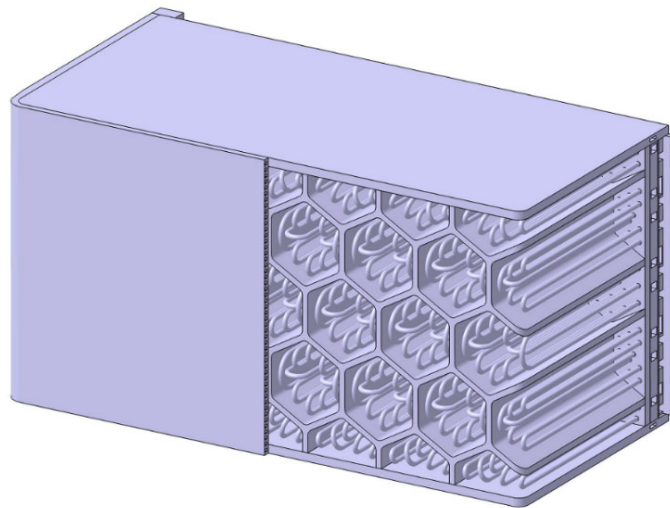


図4.4.9.11-1 ハニカムリブ型の原型炉ブランケット

参考文献

- [4.4.9-1] M. Ohta, S. Sato, M.M. Nakamura, S. Kwon, C. Park, K. Ochiai, Y. Someya, A. Kasugai, Conceptual design of test modules for DEMO blanket, diagnostic device, and RI production for A-FNS, Fus. Eng. Design 157 (2020) 111632.
- [4.4.9-2] M. Ohta, K. Takakura, K. Ochiai, S. Sato, C. Konno, Benchmark experiment on titanium with DT neutron at JAEA/FNS, Fus. Eng. Design 89 (2014) 2164-2168.
- [4.4.9-3] S. Kwon, S. Sato, M. Ohta, K. Ochiai, C. Konno, A new integral experiment on copper with DT neutron source at JAEA/FNS, Fus. Eng. Design 109-111 (2016) 1658-1662.
- [4.4.9-4] K. Tobita, R. Hiwatari, Y. Sakamoto, Y. Someya, N. Asakura, H. Utoh, Y. Miyoshi, S. Tokunaga, Y. Homma, S. Kakudate, N. Nakajima, the Joint Special Design Team for Fusion DEMO, Japan's Efforts to Develop the Concept of JA DEMO During the Past Decade, Fus. Sci. Technol. 75 (2019) 372-383.

4.4.10 計測制御機器照射モジュール

原型炉では ITER よりも内部の放射線環境が厳しいだけでなく、計測制御機器の設置可能場所が制約されることで、運転制御がより困難になることが予想される。そのため、ITER での計測制御機器をそのまま原型炉でも使用できる保証はなく、原型炉での計測制御機器は炉設計や運転シナリオとの整合性が強く求められる。計測制御機器照射モジュール（計測モジュール、DCDTM）では、計測制御用素材の照射試験を実施し、耐放射線性データを取得することを目的とする[4.4.10-1]。

4.4.10.1 基本要件

計測モジュール DCDTM は、磁気計測用の磁気プローブやケーブルの照射試験、真空窓材の耐用年数評価、第一ミラーの反射率への影響評価、トムソン散乱計測での多層膜反射鏡や光ファイバーの耐放射線評価、加熱機器の照射特性試験、超電導コイル材料の照射特性試験を実施するためのモジュールである。材料の照射効果には、2 種類の効果がある。1 つは、中性子フルエンスに依存する照射の積算効果による材料特性の永続的な変化である。もう 1 つは、中性子フラックスに依存する動的効果による材料特性の一時的な変化で

ある。DCDTM は、積算効果を検証するためのモジュールである。動的効果の試験は、対象となる計測制御機器素材ごとに異なるオンラインの測定体系が必要になる。動的効果のための試験モジュール設計については、今後の課題である。表 4.4.10.1-1 は、原型炉の主な計測制御機器の要求事項の概要を示している[4.4.10-2]。この表では、真空窓材、ミラー材、光ファイバー、磁気計測機器などの一般的な計測制御機器を取り上げている。セレン化亜鉛、フッ化バリウム、ダイヤモンドなど、赤外線領域の真空窓候補材の中性子照射データはほとんどない。ミラー材にはいくつかの中性子照射データがあるが[4.4.10-3]、原型炉のためには、より高い中性子フルエンスの照射データが必要である。真空窓材とミラー材に必要な中性子フルエンスは、0.1 MeV 以上の高速中性子に対してそれぞれ 1×10^{18} と 6×10^{20} n/cm² と推定されている。 1×10^{18} n/cm² の中性子フルエンスは、真空窓が配置される位置での約 10 年間の照射に相当する。 6×10^{20} n/cm² の中性子フルエンスは、ミラーが配置される位置での約 1 年間の照射に相当する。光ファイバーは、短波長では伝送特性が大きく劣化するため、耐放射線性の評価が必要である。原型炉では、真空容器の外側で光ファイバーが使用されているため、想定される中性子束は低いとされている。磁気計測関係では、新しい絶縁材料の試験や、原型炉環境を模擬した条件下での磁気プローブとケーブルの照射試験が必要である。材料特性の変化は、照射の際の条件に大きく依存するため、とくに温度と雰囲気は重要な要素である。計測モジュール DCDTM は、適切な照射条件下で必要な中性子フルエンスの照射データを取得するように設計する必要がある。

表4.4.10.1-1 主な計測制御機器に対する要求事項 [4.4.10-2]

計測制御機器	試料	試験	要求事項
真空窓	セレン化亜鉛、フッ化バリウム、ダイヤモンド、シリコン、結晶水晶など	透過特性評価など	近赤外から遠赤外領域で使用する窓材に対して、 1×10^{18} n/cm ² の中性子フルエンス程度の照射試験が必要
ミラー	モリブデン、タングステン、ロジウム、多層膜反射鏡など	反射率など	6×10^{20} n/cm ² の中性子フルエンス程度の、ミラー材の照射試験が必要
光学伝送系	光ファイバーなど	透過特性評価など	波長200 nm程度での光ファイバーの耐放射線性の評価が必要
磁気計測	絶縁材料、磁気プローブ、ケーブル、ホール素子など	放射線効果など	放射線効果による劣化と誤差電圧の評価が必要

4.4.10.2 基本概念

計測モジュールDCDTMも他のモジュール同様に遠隔機器により、側方アクセスセルを通して、試験セルへ搬送される（図4.4.3.2-1及び2のブランケット構造材試験モジュールの基本概念図を参照）。試験モジュールと遮蔽プラグは一体化されている。遮蔽プラグの外側（側方アクセスセル）にて、ヘリウムガス配管等の接続を行う。照射後の取り出しの際には、同様に側方アクセスセルにてヘリウムガス配管等を外したのち、試験モジュールと遮蔽プラグを一体として、側方アクセスセルに引き出す。その後、側方アクセスセルにて試験モジュール本体からヘリウム配管や各種信号ケーブル等を取り外す。試験モジュール本体は遠隔操作によって試験モジュールハンドリングセルへ搬送し、試験モジュールから照射試料を取り出す。照射試料はPIE施設に搬送され、PIE施設にて照射後試験を実施する。

4.4.10.3 モジュール構成機器

計測モジュール DCDTM は、照射キャプセル（及びリグ）、照射キャプセルを収容するための照射容器、冷却のためのヘリウムガス配管、試験モジュールの支持架台、遮蔽プラグと試験モジュール間の接続構造体、

及び遮蔽プラグから構成される。試験モジュールは SUS316L 製である。図 4.4.10.3-1 に計測モジュール DCDTM の概念図を示す。表 4.4.10.3-1 に DCDTM の構成機器及び役割を示す。照射キャプセルは、直径 10 cm と 20 cm の円筒型であり、それぞれ 17 個と 3 個含まれている。このキャプセルの配置は、IFMIF [4.4.10-4] の低中性子束試験モジュール（LFTM）に基づいている。キャプセルは、数とサイズの両方の点で計測制御機器の照射試験に十分である。この円筒型キャプセルに照射リグを配置する。IFMIF 設計では、さまざまな温度と雰囲気に適応可能な照射リグ設計が提案されている。A-FNS においても、計測制御機器のそれぞれの照射試験に応じて、照射リグを再設計する必要があると工学設計段階で実施する予定である。

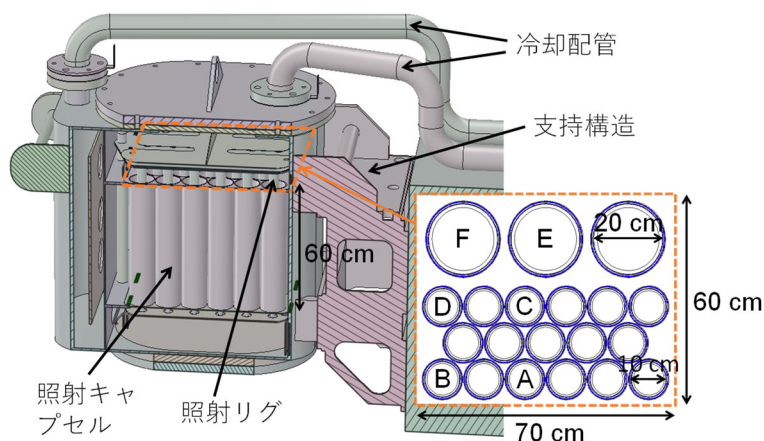


図4.4.10.3-1 DCDTMの概念図

表4.4.10.3-1 計測モジュールDCDTMの構成機器及び役割

構成機器	役割
照射容器	容器内に照射キャプセル(リグ)を設置し、リグを所定の位置に支持する。照射容器内には、冷却のためのヘリウムガスを流す。
ヘリウムガス配管	照射容器にヘリウムガスを給排する。
支持架台	照射容器を支持する。照射容器と接続構造体とを接続する。
接続構造体	照射容器と遮蔽プラグとを接続する。

4.4.10.4 照射キャプセル設計条件

照射部である照射キャプセルの設計条件は以下のとおりである。なお、照射リグの設計は、照射する計測制御機器に応じて工学設計段階で行う。

- (1) 照射リグを設置するための円筒形の照射キャプセル直径10 cmを17個及び直径20 cmを3個備える。
- (2) 照射キャプセルの照射温度を計測するための温度測定器を設置する。
- (3) 照射キャプセルに設置する照射リグ中の試料温度を（必要に応じて）調整できる。
- (4) 照射キャプセルに設置する照射リグの雰囲気を（必要に応じて）真空にできる。
- (5) 照射キャプセルに設置する照射リグは、遠隔操作により照射容器から取り出し可能とする。
- (6) 照射後、照射リグの中に設置された照射試料を遠隔操作により取り出し可能とする。

4.4.10.5 照射キャプセル基本構造

4.4.10.4で記載の設計条件を満足させる照射キャプセルとして、計測モジュールDCDTMには、図

4.4.10.3-1に示すように、円筒型照射キャプセルを試験モジュール筐体内部に設置する。この円筒型照射キャプセル内に、試験内容に応じた照射リグを設置する。なお、照射リグの設計は、照射する計測制御機器に応じて工学設計段階で行う。DCDTMの円筒型照射キャプセルの特徴は、以下のとおりである。

- (1) 照射リグを照射キャプセル内部に設置し、遠隔操作によって、照射キャプセルの上部から着脱ができる構造とする。
- (2) 照射キャプセルと、内部に設置した照射リグの間を、冷却用のヘリウムガスが流れる構造とする。
- (3) 照射キャプセルに設置する照射リグを、（必要に応じて）照射リグに設置したシースヒータで加熱し、照射キャプセルと照射リグの間を流れるヘリウムガスで冷却する構造とする。
- (4) 照射キャプセルに設置する照射リグを、（必要に応じて）真空排気できる構造とする。

4.4.10.6 照射シナリオ

計測モジュールDCDTMの照射シナリオは、構造材モジュールBSMTM等の他のモジュールの照射シナリオに依存する。BSMTM等の他のモジュールからの試料の取り出し時期に応じて、計測モジュールDCDTMの試料も取り出し、PIE施設にて照射後試験を実施したのち、試験後の試料もしくは新たな試料をDCDTMに設置して引き続き照射する。全体的な照射期間は、構造材モジュールBSMTM同様に長期間にわたる。

4.4.10.7 照射キャプセル核的特性

計測モジュールDCDTMの照射条件を、モンテカルロ計算コードMCNP5、d-Li反応の線源コードMcDeLicious-11、核融合炉用核データライブラリーFENDL-3.1dを用いて評価した。表4.4.10.7-1は、試験セル中でLiターゲットから約70 cmにDCDTMモジュールのみを配置した場合の、図4.4.10.3-1のAからFまでの6つの代表的な位置の全中性子フラックス、0.1 MeV以上の高速中性子フラックス、及び光子フラックスの計算結果のまとめである。高速中性子フラックスは、照射キャプセル領域全体で約 $2.5 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{13}$ n/cm²/sである。位置Aで 1×10^{13} n/cm²/sのフラックスでの高速中性子照射が実行されると、 3.2×10^{20} n/cm²/fpy (fpy: full power year) の高速中性子フルエンスを達成できる。これは、数年以内に表4.4.10.1-1の、真空窓材の照射試験に必要な高速中性子フルエンス 1×10^{18} n/cm²、及びミラー材の照射試験に必要な高速中性子フルエンス 6×10^{20} n/cm²を得るのに十分である。ただし、これらの値は簡易的な評価であり、実際には、LiターゲットとDCDTMの間に設置する必要があるその他のテストモジュールとDCDTM自体の位置に影響を受けることになる。場合によっては、ミラー材の照射試験に関しては、動的効果の照射試験をリチウムターゲットに近い高速中性子フラックス領域で行う際に、合わせて積算効果についても調べた方が効率的かもしれない。リチウムターゲットのバックプレート近傍では 6×10^{14} n/cm²/s程度の全中性子フラックスがあるため、2週間程度でミラー材の照射試験に必要な高速中性子フルエンス 6×10^{20} n/cm²を加速的に試験することができる可能性がある。このことは、工学設計段階で動的効果の照射試験の検討を実施する際に合わせて検討する。A-FNSでは、リチウムターゲットで、中性子とほぼ同じオーダーで光子が生成されることに注意が必要である。試験によっては、計測モジュールDCDTMで光子を遮蔽するか、光子のみの実験結果を使用して光子による効果を差し引く必要があるかもしれない。また、磁気測定装置の一部が設置されているDEMOのブランケットの後ろの位置での高速中性子フラックスは 2×10^{13} n/cm²/sと見積もられている[4.4.10-2]。DCDTMの高速中性子フラックスは、このような機器の動的効果をテストするには不十分であり、前述のように動的効果の照射試験は工学設計段階で別途検討する必要がある。

表4.4.10.7-1 DCDTMの照射条件のまとめ

位置	全中性子束 (n/cm ² /s)	高速中性子束 (n/cm ² /s)	全光子束 (p/cm ² /s)
A	1.1E+13	1.0E+13	4.6E+12
B	4.8E+12	4.0E+12	2.2E+12
C	6.6E+12	5.8E+12	3.6E+12
D	3.7E+12	2.9E+12	1.9E+12
E	4.3E+12	3.5E+12	2.0E+12
F	3.3E+12	2.5E+12	1.6E+12

4.4.10.8 モジュール筐体設計条件

計測モジュールDCDTMの筐体設計条件は以下のとおりである。

- (1) DCDTMは遮蔽プラグと一体型の構造とする。
- (2) 円筒型照射キャプセルを試験モジュール筐体内に精度よく固定し配置する。
- (3) 円筒型キャプセルの内部に、照射リグを精度よく固定し配置する。
- (4) 側方の遮蔽プラグから支持する構造とする。
- (5) 遠隔機器によって、試験モジュール上部を分離できる構造として、上部から円筒型照射キャプセル及び照射リグの脱着ができる構造とする。
- (6) 照射キャプセルを収納する試験モジュールは、製作性、コスト、気密性、耐圧性、及び遠隔操作性を考慮した構造とする。
- (7) モジュール内部のヘリウムガス圧力に対して、箱型よりも内圧に強く変形が少ないと考えられるレーストラック状の壁面構造とする。
- (8) 照射キャプセル及び照射リグの位置決め機構を設ける。
- (9) 遮蔽プラグと取り付け架台を介してピン締結で支持する。
- (10) ヘリウムガスは呼び径A100 ナイフエッジ式メタルシールフランジで取り合う。
- (11) 計装線は気密な多芯コネクタ2か所で取り合う。
- (12) (必要に応じて) 照射リグを真空排気するための配管を設置する。

4.4.10.9 モジュール筐体基本構造

4.4.10.8で記述しているモジュール筐体設計条件を満足するように、モジュール筐体基本構造を設計している。図4.4.10.3-1に計測モジュールDCDTMの概念図を示す。なお、図4.4.10.3-1には、照射リグを真空排気するための配管は含まれていない。モジュール筐体は接続構造体及びヘリウムガス配管を介して、遮蔽プラグと一体型の構造となっている。DCDTMを交換する際には、遮蔽プラグと一体で水平方向に引き抜く。ヘリウムガス配管及び計装線は遮蔽プラグを貫通している。

DCDTMのモジュール筐体の特徴は以下のとおりである。

- (1) 筐体の開口部は遠隔操作で着脱するために吊り具を備えたフランジ構造としている。
- (2) フランジにはヘリウムガス配管用の穴及び締結用のボルト穴を設けている。
- (3) ヘリウムガス出口はヘリウムガスの流れを考慮して、筐体上部の別フランジにて着脱できるようにしている。
- (4) 遮蔽プラグに固定した支持架台と筐体間を接続する支持架台取付板を設けている。
- (5) 筐体を支持架台から着脱するための筐体吊り棒を2か所設けている。
- (6) 試験モジュール組立を想定し、筐体の下端には下部開口フランジを設けている。

(7) 支持架台取付板は試験モジュールと溶接している。

4.4.10.10 遠隔保守

照射後、計測モジュールDCDTMは、構造物モジュールBSMTM等と同様に、遠隔操作によって、側方アクセスセルにて配管や配線を切断し、遮蔽プラグと一体で、側方アクセスセルに引き出す。側方アクセスセルにて、DCDTMと遮蔽プラグを分離し、DCDTMを遠隔操作でモジュールハンドリングセルに移送する。次に、照射試料をDCDTMから遠隔操作で取り出し、PIE施設に輸送して評価項目の測定を実施する。

4.4.10.11 今後の課題

代表的な計測制御機器に対する照射試験を今回リストアップしたが、それ以外の計測制御機器についても照射試験が必要になる可能性がある。計測制御機器について、動的効果と積算効果の必要な照射試験リストと照射スケジュールを決定する必要がある。動的効果については高フラックス領域で試験を行う必要がある場合があり、機器ごとの専用の照射モジュール設計が必要である。積算効果の試験は本モジュールで実施することになるが、温度や照射雰囲気を考慮した機器ごとの照射リグの設計が必要である。そのために必要なヒータ、熱電対、真空ポンプなどの機器及び温度などの制御方法についても検討が必要である。また、照射量の測定については、放射化箔を用いた測定が必要になると考えられるが、照射後の放射化箔の取り出し及び照射後試験や測定までの動線の検討が必要である。

参考文献

- [4.4.10-1] M. Ohta, S. Sato, M.M. Nakamura, S. Kwon, C. Park, K. Ochiai, Y. Someya, A. Kasugai, Conceptual design of test modules for DEMO blanket, diagnostic device, and RI production for A-FNS, Fus. Eng. Design 157 (2020) 111632.
- [4.4.10-2] Program committee of technical study on the diagnostics for control of the fusion DEMO reactors, Report on the diagnostics for control of the fusion DEMO reactors, NIFS-memo 68 (2014) [in Japanese].
- [4.4.10-3] T. Nishitani ed., Irradiation effects on plasma diagnostic components, JAERI-Research 98-053 (1998).
- [4.4.10-4] The IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, IFMIF intermedia engineering design report, Plant Design Description Document (2013).

4.4.11 中性子束計測モジュール

核融合中性子源A-FNSでは125 mAの大電流の重陽子を40 MeVまで加速し、液体リチウムターゲットに照射させることでd-Li核反応によりDT核融合中性子に相当するエネルギー、14 MeV前後にピークを持つ中性子が大量に発生する ($\sim 10^{17}$ n/s)。前述したA-FNSの照射試験モジュール (4.4.4 – 4.4.10項) における中性子の有効利用のためには発生中性子を正しく評価する必要がある。中性子束計測モジュール (中性子束モジュール、NFMM) は照射試験フェーズの前に、各照射モジュールの照射部における中性子のエネルギー及び強度を評価するモジュールである。中性子束やスペクトルを評価することはA-FNS加速器及びリチウムターゲットシステムの正常運転の指標になる。

中性子モジュールNFMMの形状設計は特に行わず、基本的には前述の各照射モジュールと同じような形状のモジュールに中性子計測システムを設けたものである。したがって、モジュールの設計条件は各試験モ

ジュールの設計条件を参照することにする（4.4.3項の構造材モジュールBSMTM及び4.4.4項の機能材モジュールBFMTM、4.4.7項のトリチウムモジュールTRTM、4.4.10項の計測モジュールDCDTM）。

4.4.11.1 基本概念

中性子束モジュールNFMMは、他の試験モジュールと同様に遠隔機器によりアクセスセルを通して試験セルへ搬送される（4.4.3項のブランケット構造材モジュールBSMTMの基本概念図を参照）。中性子束モジュールNFMMはモジュール一式を指すのではなく、他の試験モジュールと同じような形状のモジュールとし、構造材モジュールBSMTM、機能材モジュールBFMTM、トリチウムモジュールTRTM、計測モジュールDCDTMと同形状の3つのNFMMモジュールを、3つのモジュールと同位置に配置し、試験モジュール中の中性子束を計測する。各モジュールと遮蔽プラグは一体化されていて、遮蔽プラグの外側（アクセスセル側）にてヘリウムガス（冷却ガス）、各種信号線及び電源等の接続を行う。ガス流量、信号、機器動作等をテストしてから照射を行う。各照射部に中性子計測システムを設ける。中性子計測システムは3種類のオフライン計測系（放射化箔、リチウムペレット、熱蛍光線量計）と2種類のオンライン計測系（小型核分裂電離箱、自己出力型中性子検出器等）で構成される。照射は数時間若しくは数日の短期照射を行い、照射終了後、遠隔操作によりアクセスセルにおいて接続機器等を外し、遮蔽プラグと中性子束モジュールNFMMを引き出す。アクセスセルで遮蔽プラグとNFMMを分離し、試験モジュール取り扱いセルへ搬送する。検出器類を取り出し、PIEへ搬送してから測定を行う。

4.4.11.2 モジュール構成機器

中性子束モジュールNFMMはモジュール本体と中性子計測システムから構成される。モジュール本体の形状は前述の4.4.3項の構造材モジュールBSMTM及び4.4.4項の構造材モジュールBFMTM、4.4.7項のトリチウムモジュールTRTM、4.4.10項の計測モジュールDCDTMをそれぞれ参照する。表4.4.11.3-1に中性子束モジュールNFMMの中性子計測システムの構成を示す。

表4.4.11.3-1 中性子束モジュールNFMMの中性子計測システムの構成

検出器種類	役割又は特徴
放射化箔	照射部に放射化箔を設置し、中性子との核反応により放射化箔内に生成した放射性同位体からの崩壊ガンマ線を、高純度ゲルマニウム検出器を用いて測定し、放射性同位体の生成量を算出する。この量から、中性子束を指標となる反応率を導出する。核反応ごとに、反応を起こす中性子エネルギー範囲は異なり、様々な反応率を測定することで、アンフォールディング法を用いて、中性子スペクトルを評価することが可能となる。又はじき出し損傷、ヘリウム生成等々の各試験モジュールの照射条件を明らかにし、実験条件を明確にする。
リチウムペレット	^6Li 又は ^7Li ペレットを用いて、中性子との核反応によりペレット中に生成したトリチウムからのベータ線、液体シンチレーションカウンタを用いて測定し、トリチウム生成量を算出する。この量から、トリチウム生成率を明らかにし、実験条件を明確にする。
熱蛍光線量計	照射部に設置した熱蛍光線量計を照射後に取り出し、熱蛍光線量計リーダを用いて吸収線量を測定し、ガンマ線による発熱率を明らかにする。
小型核分裂電離箱	炉心内モニタのように、モジュール内、特に照射部領域での中性子束分布測定及びその校正がオンラインでできるように、外形10ミリ以下のフィッシュチャンバーを配置する。最大使用温度及び中性子束レンジ等の特性を考慮し検出器を選別する。
自己出力型中性子検出器	中性子との反応によりコンプトン効果及び光電効果によって出された電子を電極で捕まえ、その電極から中性子束に比例した電流として取り出すオンライン検出器として使用する。検出器自身が電流を発生するので、外部電源が必要ないので設置場所のスペースに制限ある環境では他の検出器に比べモジュール内に設置する際に利点がある。

中性子照射システムは照射部を中心として設置されるので、必要に応じて冷却ヘリウムガスを供給・排気するための配管接続を検討する。ガス流量及び入口温度等の条件は熱解析を介しての設計検討を行う。

4.4.11.3 照射部の設計条件

中性子束モジュールNFMMの照射部にはモジュール本体を枠として、主に前述の中性子計測システムのみが設置され、試験片などは入っていない空間ができているものである。照射部の設計条件は以下のとおりである。

- (1) 放射化箔はビームフットプリント内の中性子分布を評価できるように数枚設置する。
- (2) 熱エネルギーから最大55 MeVまでの中性子範囲の反応率が測定できるように5種類以上の放射化箔（使用検討中の放射化箔の候補：コバルト、ニオブ、金、ビスマス、マンガン、タングステン、アルミニウム、インジウムなど）が設置する。
- (3) 温度が数百度以上、上昇されることが予想される位置には融点の低い放射化箔の使用を避けるが、冷却性能が十分保証される場合でも照射温度を測定するために温度測定器を設置する。
- (4) オフライン測定の実検出器は照射後、各試験片は遠隔操作により、ホルダーから取り出し可能とする。

オンライン測定の実検出器は照射中の中性子束が中央制御室で評価できるように制御系・信号系・電源系を設けるが、各種系が中性子照射による損傷をできる限り避ける構造とする。

4.4.11.4 照射部の基本構造

中性子計測システムの配置検討を含めた基本構造の検討はまだ行っていない。各試験モジュールの構造及び形状が固まってから、中性子計測システムの構成検出器の選別を含めた設計検討を実施する。

4.4.11.5 照射シナリオ

ビームコミッショニング中、又はビームコミッショニング終了後、試験モジュールの照射を行う前に照射フェーズを設けて、数時間又は数日の短時間照射を実施する。

4.4.11.6 照射部の核的特性

中性子束モジュールNFMMに設置する放射化箔の基本仕様確定に資することを目的として、東北大のサイクロトロンにてd-Li反応を用いて発生させた中性子を様々な放射化箔に照射し、ドジメトリ断面積の精度検証を行なっている。この結果に基づき、中性子束モジュールNFMMに設置する放射化箔を選定し、NFMMの基本仕様を確定する。

中性子束以外にも、A-FNS中性子照射によるはじき出し損傷、ヘリウム生成の傾向を、放射化箔を用いて評価することに着目した中性子検出の新しいアプローチを検討している。材料のはじき出し損傷は全エネルギー領域に感度を持つこと、ヘリウム生成は閾値反応であるため数MeV領域に感度を持つことから様々な放射化箔の反応率との相関を明らかにする。

上記で最終的に確定される放射化箔を中性子束モジュールNFMMに設置する。

4.4.11.7 今後の課題

本モジュールは核融合炉材料の試験モジュールではなく、試験モジュールに入射する中性子場の特性を評価するもので、IFMIF/EVEDA 事業で検討したスタートアップモニタリングモジュール（Start-up

Monitoring Module, STUMM) [4.4.11-1]に相当する役割を果たすが、現在挙げられた検出器（放射化箔の種類）の選定は進行中である。今後は、その選定及びオンライン計測用の検出器の使用可能性を核解析により検討する。また、リチウムターゲットに近い場所では、核発熱による温度の上昇が予想されるので、冷却ヘリウムガスを流し温度の調整をする可能性があり、熱解析により冷却条件を明確にする。その他、中性子束モジュール NFMM のインターフェース、計装線、NFMM から得られた結果を材料の照射後試験との比較に活用する方法等の検討を行う。

参考文献

[4.4.11-1] The IFMIF/EVEDA Integrated Project Team, IFMIF intermediate engineering design report, Plant Design Description Document (2013).

4.4.12 応用利用

A-FNS は大強度の中性子源であり、核融合炉研究だけでなく産業面での利用にも役立てたいと考えている。A-FNS の特徴のひとつとして、加速器駆動ではあるが、定常（連続）中性子源であることがあげられる。核融合炉材料照射研究では長期間（数か月）にわたりビームを止めることなく連続照射を行う。そのため、同じ加速器駆動の核破砕中性子源である大強度陽子加速器施設 J-PARC の物質・生命科学実験施設（MLF）よりも、研究用原子炉である JRR-3 などの方が応用利用を検討する際に参考となる。また、J-PARC/MLF では中性子がパルスで発生するが、A-FNS では連続的に発生する。その点でも原子炉である JRR-3の方が利用を考えた場合に条件に近い。

A-FNS で発生する中性子の特徴として、 $d\text{-Li}$ 反応を用いるために、角度依存性があることがあげられる。特に、14 MeV 相当のピークを持つ高エネルギーの中性子は強い前方性を持つ。他の中性子源と比べて、このような高エネルギー中性子の発生は A-FNS 特有のものであるが、その特徴を生かした応用利用を考えると、たとえば $(n,2n)$ 反応や (n,p) 反応などを利用した RI 製造などを行う場合にはリチウムターゲットの前方に設置する必要がある、基本的に核融合炉研究に供するモジュールの設置位置と同じになることには注意を要する。また、もう一つの特徴として、ターゲットに入射するビームのフットプリントが横 20 cm×縦 5 cm と大きいことがあげられる。通常の加速器ではビーム径が小さいために、中性子の発生は点線源に相当する。この場合、前述したように前方性を持って発生する中性子を利用しようとする、試料の面積を非常に小さくしてはならない。A-FNS では、それと比較してかなりの面積をもって試料を設置することに利点がある。また、1 MeV くらいにピークを持つやや低いエネルギーの中性子は、比較的当方的に発生する特徴がある。特に、90 度方向には、核融合炉関係の照射モジュールが置かれる予定はなく、また大きな構造物もないため、比較的強い中性子フラックスが得られるため、応用利用での利用価値が高いと考えられる。

前述のように核融合炉材料照射研究では長期間（数か月）にわたり連続照射を行う一方で、応用利用に関しては、そのような長期間にわたる連続照射の需要は少なく、概ね数時間から数日程度の連続照射を想定している。そのため、気送管を用いるなどして、応用利用のための試料の設置や取り出しのためにビームを止めるようなことがないように設計する必要がある。また、応用利用のための試料や装置を設置することによって、核融合炉関係の研究に用いる中性子場に大きな影響がないようにしてはならない。その他の設備に関しても同様であり、A-FNS の設計仕様を大幅に変更することなく実施可能な範囲で応用利用を検討した。

4.4.12.1 多目的 RI 生成

4.4.12.1.1 概要

核医学診断で最も用いられている ^{99m}Tc の親核である ^{99}Mo に関して、現在日本では、海外の数基の原子炉においてウランの核分裂反応により製造されたものを、全量輸入して用いている。最近、一部の原子炉の故障により供給不足が生じて問題となった。そのため、国産化が検討されている[4.4.12.1-1]。表 4.4.12.1-1 に示すように、代替案として、研究炉、発電炉、大型加速器、中小型加速器を用いた製造が検討されてきている（ここで述べている大型加速器は 5 mA 程度なので注意を要する）。また、表 4.4.12.1-2 にそれらの特性比較について示した。これら以外にも、 $^{100}\text{Mo}(\gamma, n)^{99}\text{Mo}$ 反応を用いる方法が検討されている。A-FNS に相当する表を作成すると、テストセル内での照射位置やモジュール設計などにより異なるが、現時点で想定している製造方法では、概ね表 4.4.12.1-3 及び 4.4.12.1-4 のようになる。A-FNS では、実際の照射試験や抽出・濃縮試験を行っていないため、技術成立性などの項目において未確認のため評価は△としてあるが、用いる方式としては表 4.4.12.1-2 の加速器製造法や研究炉製造法とほぼ同様であり、それらの方法が適用可能である。抽出・濃縮試験に関して、比放射能が低い試料からの抽出は実用化までには検討課題がある。それ以外の将来的に需要が見込める核種について、A-FNS での製造検討の概要を表 4.4.12.1-5 にまとめた。ただし、照射期間や試料の量などに関して最適化は考慮していない。

医療用 RI の需要の動向としては、治療と診断が同時に行えるセラノスティクス（Theranostics = 治療 Therapeutics + 診断 Diagnostics）と呼ばれる手法が主流になりつつある。例えば、 ^{67}Cu は、放出する平均エネルギー 141 keV の β 線を用いてガン治療を行うとともに、同時に放出する 185 keV の γ 線を用いた診断が行うことが可能であるため、将来有望な医療用 RI として期待されている。もう一つ注目されているのは、 ^{225}Ac 、 ^{223}Ra 、 ^{213}Bi 、 ^{212}Bi 、 ^{211}At などの α 核種を用いた標的 α 線治療（Targeted Alpha Therapy: TAT）である。高い線エネルギー付与（LET）を持つ α 線のがん細胞に対する殺傷能力は β 線に比べて高く、酸素濃度や細胞周期の影響を受けにくい特徴がある。現段階での A-FNS での α 核種製造の検討は十分に行っていないが、中性子照射による RI 製造の反応経路を検討すると、照射試料として安定同位体を用いることを想定しているため、 ^{223}Ra や ^{211}At を製造することは難しい。また、医療関係の研究は進展が早く、10 年後、20 年後に必要となる RI や需要量を正しく予測することは専門家でも不可能である。現時点では、先進的な核種の製造も視野に入れつつ、 ^{99m}Tc (^{99}Mo) もある程度の需要が将来的にあるとして検討を行うこととする。なお、現在の日本の市場規模としては、薬価ベースで ^{99}Mo に関しては年間 200 億円程度[4.4.12.1-2]、RI 全体で 500 億円程度である（図 4.4.12.1-1 参照）[4.4.12.1-3]。

以上のことをもとに、多目的 RI 生成モジュールに関しては、高エネルギー中性子による $^{100}\text{Mo}(n, 2n)^{99}\text{Mo}$ 反応を主とした ^{99}Mo 製造をリファレンスとして、その他の核種に関しても高エネルギー中性子による製造に対応可能な汎用性を持ち、なおかつ、核融合炉材料研究に関する照射試験に影響を与えないことを念頭に検討することを指針とした[4.4.12.1-4]。 ^{99}Mo の大量製造、 ^{67}Cu などの将来有望核種の（大量）製造、 ^{225}Ac （ α 核種）などの製造等の医療用 RI 製造を主とするが、工業・農業用 RI も必要に応じて製造可能とする。中性子計測用の箔照射としても併用するため、その場合は箔照射を優先的に行う。ただし、箔照射に必要な時間は、長くても数時間程度と見積もられる。

本モジュールでは、生成される核種の半減期などを考慮し、任意の時間での試料の挿入と取出しを行うこととしているため、ビームを止める必要がなく、核融合炉材料照射試験に関する照射の全体計画にはほとんど影響を与えない（正確には、数%程度のフラックスの減少があるため、減少に相当する時間を余分に照射する必要がある）。本モジュールは、リチウムターゲットと核融合炉材料照射試験モジュールの間に設置す

る。現在の設計案では、核融合炉材料照射において、モジュール内に配置されるキャプセル中での照射損傷量の勾配を少なくするため、リチウムターゲットから核融合炉材料照射試験モジュールを 5 cm 程度離して設置することになっている。この隙間部分に、本モジュールを設置し、高エネルギー中性子による高フラックス（全中性子束で 10^{14} n/cm²/s のオーダー）での照射を行う。このことは、以下の利点がある。

- ・ (n,2n)や(n,p)反応などによる原子炉照射では難しい核種の生成が可能
- ・ 小型や中型加速器を用いる方法よりは、比放射能を上げて大量製造が可能（ただし、例えば ⁹⁹Mo 製造では現在行われているウランの核分裂による方法には及ばない）
- ・ サンプルをできるだけ薄く設置することから、下流側の中性子場に与える影響を極力少なくできるため、他の核融合関係の実験との共存が可能

照射時間としては、⁹⁹Mo の場合で数日程度である（⁹⁹Mo の半減期が 66 時間であるため）。中性子計測のための箔測定ではもっと短いと考えられる。また、他の核種を製造する場合は、より長い照射になることも考えられるが、医療用 RI の場合は基本的に半減期が短いため極端に長くはなることはない。

図 4.4.12.1-2 に多目的 RI 生成モジュールの概念図を示した。筒もしくはダクト状の形状であり、テストセルの横方向（もしくは上方向）から挿入するモジュールである。薄板上の試料（面積 20 cm×10 cm（あるいは 5 cm）もしくはそれ以上）を設置及び取出し可能な大きさとする。構造的に不可能な場合は、内部での分割を検討する。試料の厚さとして 5 mm～1 cm 程度とする。下流側に設置される材料照射に与える影響は、5 mm 厚試料で 1%程度、1 cm 厚試料で 5%程度である。この影響評価ではダクト厚は考慮していない。下流側への影響を少なくするためには、ダクト厚もできるだけ薄くすることが望ましく、機械的強度の解析を実施し設計の最適化が必要である。試料は、気送管式もしくは機械式の遠隔操作で出し入れ可能な構造とする。核発熱を考慮した試料の冷却については未検討であるが、冷却のためのヘリウム配管等が追加で必要になると考えられる。ただし、核融合炉材料照射のような厳密な温度制御が必要なわけではなく、あくまで試料の溶解等を防ぐためのものである。ターゲットに近い位置での照射になるため、発熱量は数 W/cc～10 数 W/cc 程度と概算している。照射中の試料の出し入れになり、そのための開口部がある構造のため、中性子及びガンマ線のストリーミングには注意を要する。照射中は開口部が開いたままにせず、ポリエチレンや金属を入れておくことで低減は可能であると考えている。現在、具体的なストリーミングの評価は未検討である。本モジュールは、リチウムターゲットのバックプレートに次いで中性子照射を受けることになるため、適切な時期を持って交換することが必要である。

また、本モジュールでは照射のみを行うため、オンラインでの測定項目はない。温度測定などは RI 製造という観点からは特に必要ではない。ただし、安全用の制御監視システムについては未検討であり、今後実施する必要がある。オフラインの測定では、ゲルマニウム検出器を用いた照射試料もしくはフラックスモニタとしての金属箔や金属片の放射能測定を行う。さらに、試料取出し後に、RI の化学分離を行う可能性がある。ただし、運搬先の施設のみで化学分離を行う可能性もある。この点に関しては、医療用 RI に関する化学分離の点から検討が必要である。輸送する場合は、輸送用のキャスクの検討や開発が必要である。また、取り出した試料の放射化計算による放射化量の評価が必要である。また、照射後試料からの抽出・濃縮方法の確立や実規模でのスケールアップの検討も必要である。

なお、中性子計測モジュールとして本モジュールを用いる場合は、照射後に、箔から放出されるガンマ線を、ゲルマニウム検出器を用いて計測を行う。また、イメージングプレートを用いて中性子束の分布の測定を行う。中性子用のイメージングプレートを直接照射するよりは、ある程度の大きさ（例えば、20 cm×5 cm）の箔を照射し、ガンマ線用のイメージングプレートに転写することで、分布の測定を行うことを予定している。

表 4.4.12.1-1 Mo-99/Tc-99m の安定供給に向けた国産化方策の概要 [4.4.12.1-1]

国産化方策		概要	供給能力	
			供給量 (6day-Ci/週)	想定 年稼働率
研究炉 製造法	照射	研究炉の原子炉内に三酸化モリブデン（天然 Mo）を挿入して中性子照射を行い、Mo-99 を製造する。 反応： $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$	230	約 60%
	抽出	Mo-99 を含む溶液を PZC 吸着剤カラムに通して Mo を吸着させ、生理食塩水で Tc-99m を抽出後、MEK を用いた溶媒抽出で濃縮する。		
発電炉 製造法	照射	発電炉の原子炉内に金属モリブデン（天然 Mo）を挿入して中性子照射を行い、Mo-99 を製造する。 反応： $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$	1,000 ～4,000	約 75% (1 基) 約 100% (2 基)
	抽出	Mo-99 を含む溶液を Ti 吸着法により Mo を吸着させ、Tc-99m を抽出する。		
大型 加速器 製造法	照射	加速器で濃縮 ^{100}Mo に中性子照射を行い、Mo-99 を製造する。 反応： $^{100}\text{Mo}(n, 2n)^{99}\text{Mo}$	126	約 83%
	抽出	Mo-99 を含むモリブデン粒子を加熱により昇華させ、蒸気圧の違いにより Tc-99m を抽出する。		
中小型 加速器 製造法	照射	加速器で濃縮 ^{100}Mo に陽子照射を行い、Mo-99/Tc-99m を製造する。 反応： $^{100}\text{Mo}(p, x)^{99}\text{Mo}$ (中型) $^{100}\text{Mo}(p, x)^{99m}\text{Tc}$ (小型)	40 (中型) 16 (小型)	約 93%
	抽出	Mo-99/Tc-99m を含む溶液をイオン交換樹脂に通して Tc-99m を吸着させ、水酸化アンモニウムで Tc-99m を抽出後、pH 調整する。		
活性炭 抽出・ 濃縮法	抽出	Mo-99 を含む溶液を活性炭に通して Tc-99m を吸着捕集し、水酸化ナトリウムで Tc-99m を脱離・抽出後、pH 調整と精製を行う。	—	—

表 4.4.12.1-2 各国産化方策の特性比較 [4.4.12.1-1]

国産化 方策	照射／抽出・濃縮	技術 成立性*1)	業事承認 申請以外の 規制適合性*2)	供給能力		経済性*5)
				供給量*3)	稼働率*4)	
研究炉 製造法	$^{98}\text{Mo}(\text{n}, \gamma)^{99}\text{Mo}$	◎	○	○	○	○
	PZC+MEK 法	○	○	—	—	—
発電炉 製造法	$^{98}\text{Mo}(\text{n}, \gamma)^{99}\text{Mo}$	○	△	◎	○	○
	Ti 吸着法	—	—	—	—	—
大型 加速器 製造法	$^{100}\text{Mo}(\text{n}, 2\text{n})^{99}\text{Mo}$	△	○	○	◎	○
	昇華法	○	○	—	—	—
中小型 加速器 製造法	$^{100}\text{Mo}(\text{p}, \text{x})^{99}\text{Mo}$	◎	○ (中) △ (小)	△	◎	△
	イオン交換法*6)	—	—	—	—	—
活性炭抽出・濃縮法		◎	○	—	—	—

—：比較の対象から除外

*1) ◎：実証試験規模で確認済み

○：要素試験規模で確認済み

△：原理、基礎試験規模で確認済み

*2) ○：特になし

△：検討が必要

*3) ◎：一基で国内需要の 50%以上の供給量

○：一基で国内需要の 10～50%の供給量

△：一基で国内需要の 10%以下の供給量

*4) ◎：定期点検により数週間の製造中止期間が発生

○：定期点検により数か月の製造中止期間が発生

*5) ○：現在の Mo-99 の購入価格と大きな差はないと想定

△：現在の Mo-99 の購入価格より大幅に高くなると想定

*6) イオン交換法は、加速器による照射と一連の工程で実施することから、照射工程に含めて評価した。

表 4.4.12.1-3 Mo-99/Tc-99m の安定供給に向けた A-FNS を用いた国産化方策の概要

国産化方策		概要	供給能力	
			供給量 (6day-Ci/週)	想定 年稼働率
超大型 加速器 製造法	照射	加速器で濃縮 ^{100}Mo （もしくは $^{\text{nat}}\text{Mo}$ ）に中性子照射を行い、Mo-99 を製造する。	1000 (^{100}Mo) 100 ($^{\text{nat}}\text{Mo}$)	約 50%
		反応： $^{100}\text{Mo}(n, 2n)^{99}\text{Mo}$ $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$		
	抽出	独自の方法としては検討していないが、大型加速器製造法や研究炉製造法で検討中の抽出方法を用いることができる	—	—

表 4.4.12.1-4 A-FNS を用いた国産化方策の特性

国産化 方策	照射/抽出・濃縮	技術 成立性	薬事承認 申請以外の 規制適合性	供給能力		経済性
				供給量	稼働率	
超大型 加速器 製造法	$^{100}\text{Mo}(n, 2n)^{99}\text{Mo}$ $^{98}\text{Mo}(n, \gamma)^{99}\text{Mo}$	△	△	◎	△	○

表 4.4.12.1-5 その他の将来有望な医療用 RI 製造についての見積り※

医療用 RI 核種	中間生成 核種	反応 1	生成量 1 (GBq/g)	反応 2	生成量 2 (GBq/g)	照射 期間
^{123}I (13. 2234H)		$^{124}\text{Xe}(n, np)^{123}\text{I}$	6. 1E+02	$^{\text{nat}}\text{Xe}(n, x)^{123}\text{I}$	5. 5E-01	2days
^{68}Ga (67. 71M)		$^{69}\text{Ga}(n, 2n)^{68}\text{Ga}$	7. 1E+02	$^{\text{nat}}\text{Ga}(n, x)^{68}\text{Ga}$	4. 3E+02	2days
^{64}Cu (12. 700H)		$^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$	2. 4E+02	$^{\text{nat}}\text{Zn}(n, x)^{64}\text{Cu}$	1. 2E+02	2days
^{67}Cu (61. 83H)		$^{67}\text{Zn}(n, p)^{67}\text{Cu}$	1. 6E+01	$^{\text{nat}}\text{Zn}(n, x)^{67}\text{Cu}$	4. 1E+00	2days
^{131}I (8. 0252D)		$^{130}\text{Te}(n, \gamma)^{131}\text{Te}(25. 0\text{M}) \rightarrow ^{131}\text{I}$	4. 0E+00	$^{131}\text{Xe}(n, p)^{131}\text{I}$	4. 2E+00	30days
^{89}Sr (50. 53D)		$^{89}\text{Y}(n, p)^{89}\text{Sr}$	5. 0E+00			30days
^{90}Y (64. 00H)		$^{\text{nat}}\text{Zr}(n, x)^{90}\text{Y}$	8. 3E+00			2days
^{223}Ra (11. 435D)		—				
^{225}Ac (10. 0D)	^{225}Ra (14. 9D)	$^{226}\text{Ra}(n, 2n)^{225}\text{Ra}$	3. 0E+02	$^{232}\text{Th}(n, 4n)^{229\text{m}}\text{Th}(13. 9\text{H}) \rightarrow ^{225}\text{Ra}$	2. 1E-02	30days
		$^{226}\text{Ra}(n, 2n)^{225}\text{Ra}(14. 9\text{D}) \rightarrow ^{225}\text{Ac}$	2. 0E+02	$^{232}\text{Th}(n, 4n)^{229\text{m}}\text{Th}(13. 9\text{H}) \rightarrow ^{225}\text{Ra}(14. 9\text{D}) \rightarrow ^{225}\text{Ac}$	1. 4E-02	30days
^{211}At (7. 214H)		—				

※ ターゲット近傍の高エネルギー中性子束領域（IFMIF での HFTM 位置）にて概算

RI製品頒布金額の推移

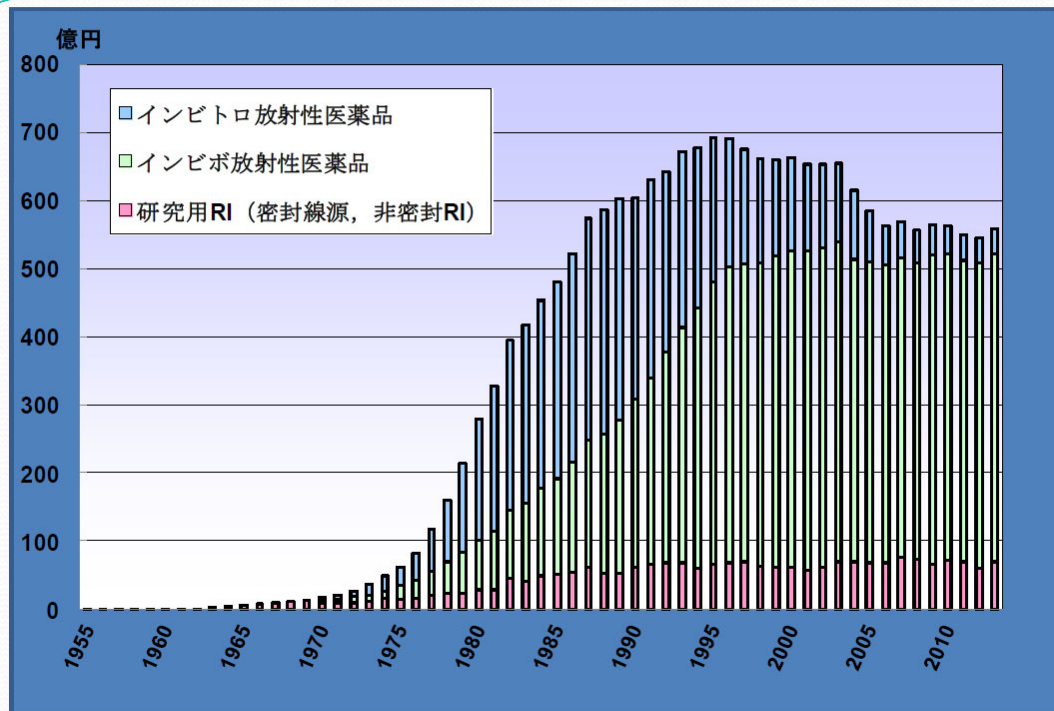


図 4.4.12.1-1 RI 製品頒布金額の推移 [4.4.12.1-3]

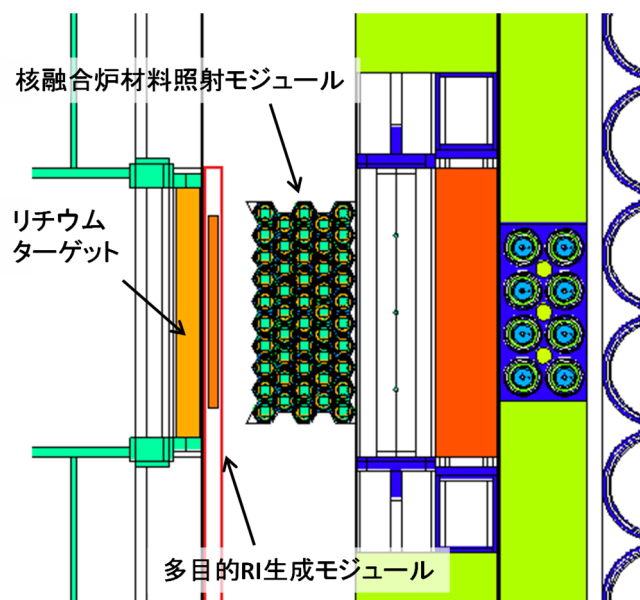


図 4.4.12.1-2 多目的 RI 生成モジュールの概念図

4.4.12.1.2 基本設計条件

以上の考察を基に、多目的 RI 生成モジュールの概念設計を実施した。ここで、基本設計条件について整理する。

<基本設計条件>

- (1) 多目的 RI 生成モジュールはダクト状のモジュールであり、ブランケット構造材料照射試験モジュール（以下 BSMTM）とリチウムターゲットの間の約 50 mm 程度の隙間に設置する。運転中の任意の時間に、ビームの停止や試験セルの雰囲気を変更することなく、試験セル外の側方アクセスセルから、RI 製造用の薄板状の試料を装荷及び回収可能な構造とすること。
- (2) 照射用の試料を、照射位置に高精度で配置できる構造とすること。
- (3) 照射中の試料及びモジュール自体の核発熱をヘリウムガスにより冷却する機能を有すること。
- (4) 照射中のストリーミングを低減させるために、試料の装荷及び回収以外の照射中に、モジュールのダクト部にプラグを挿入可能な機能を有すること。
- (5) モジュール筐体は、製作性、コスト、気密性、耐圧性及び遠隔操作性を考慮した構造とすること。
- (6) 試料の装荷や回収中に、途中で引っかかった場合のレスキュー機能を有すること。

4.4.12.1.3 多目的 RI 生成モジュールと周辺装置の干渉

多目的 RI 生成モジュールは、ブランケット構造材料照射試験モジュールとリチウムターゲットの狭隘な空間に設置する必要があるため、周辺装置の配置及び干渉について検討し配置可能な空間を確認する必要がある。多目的 RI 生成モジュールと周辺装置の配置図を図 4.4.12.1-3 に示す。

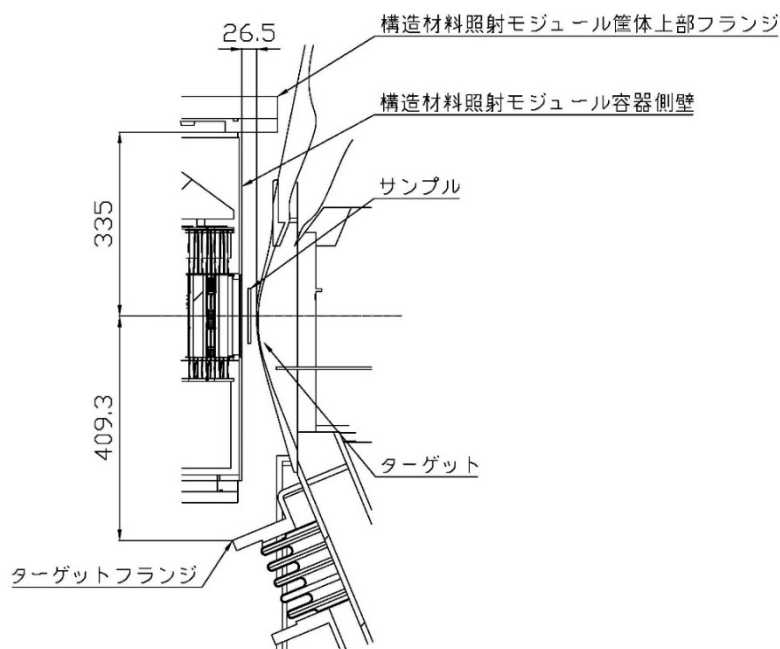


図 4.4.12.1-3 多目的 RI 生成モジュールと周辺装置の配置図

多目的 RI 生成モジュールはブランケット構造材料照射試験モジュールとリチウムターゲット間に挿入するが、ブランケット構造材料照射試験モジュールのモジュール容器も考慮すると、挿入可能な空間幅は約

26.5 mm である。また、多目的 RI 生成モジュールの上部にブランケット構造材料照射試験モジュールの上部フランジ、下部にリチウムターゲットのターゲットフランジがそれぞれ存在する。各干渉位置は照射中心を基準として、上部が約 335.0 mm、下部が約 409.3 mm である。モジュール挿入時の干渉を防ぐために、ブランケット構造材料照射試験モジュールとリチウムターゲットとの隙間は各 5 mm 程度の空間を設けることを考慮し、ユニット搬送路の幅は図 4.4.12.1-4 に示すように外寸 17 mm とした。ユニット搬送路の容器厚さは、内圧の 200 hPa の圧力に耐えられることを想定し 1.5 mm とすることにより、搬送路の内寸は 14 mm となった。

多目的 RI 生成モジュールをブランケット構造材料照射試験モジュール側から挿入しようとする、ブランケット構造材料照射試験モジュールの配管及び支持フレーム等と干渉するため、反対側からの挿入が望ましい。そのため、今回は他の試験モジュールと一体としての設置ではなく、多目的 RI 生成モジュール単独での設置を検討した。

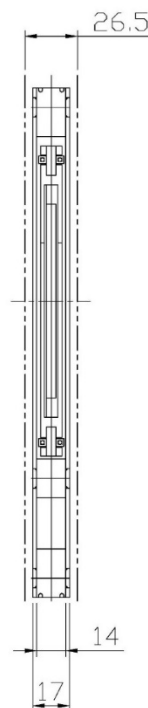


図 4.4.12.1-4 多目的 RI 生成モジュールのユニット搬送路断面図

4.4.12.1.4 多目的 RI 生成モジュールの構造

多目的 RI 生成モジュールの搬送路は直線状のダクトであるため、放射線ストリーミングが懸念される。そのため、試料の挿入及び設置の際に、遮蔽材を同時に挿入して搬送路間に設置し、試料の回収時にはその遮蔽材ごと試料を取り出すことができるような、サンプル搬送ユニット一体型の遮蔽体を有する構造を考案した。ただし、試料の交換時は遮蔽材も取り出されている状態のため、放射線ストリーミングが起こりうる点には注意を要する。

タングステン製遮蔽プラグ一体型方式の RI 生成モジュールを図 4.4.12.1-5 に示す。また図 4.4.12.1-6、図 4.4.12.1-7、図 4.4.12.1-8、図 4.4.12.1-9、図 4.4.12.1-10、図 4.4.12.1-11 に詳細を示す。タングステン製遮蔽プラグをサンプル搬送用ユニットと一体化させ、タングステン製遮蔽プラグ(2000 mm)をサンプル搬送用

ユニットと連動して搬送する。サンプルユニットの搬送には、エンコーダー付きのステッピングモーターを使用して駆動用歯車を回転させ、サンプル搬送ユニット側面に設置した搬送用ラックを照射中心まで押し出し搬送する。搬送の位置精度は駆動用ステッピングモーターのエンコーダーを使うことで確保している。ステッピングモーターはオリエンタルモーター製の CRK564AKD-H50 相当品を検討している。モーターの回転部は磁気シールドにてシールし、ユニット搬送路の気密を保つように設計している。駆動用歯車と搬送用ラックのかみ合いの逃げの問題は、サンプル搬送ユニットを 4 個の搬送用ホルダーベアリングガイド（図 4.4.12.1-11 参照）にて保持させ、かみ合いの逃げを無くすように設計している。ベアリングにはセラミック材を用いることを検討しているが、耐放射線性については今後の検証が必要である。ユニット搬送路と取り出し用容器はそれぞれネジ止めにて固定され、分割することができる。分割部の気密保持には各フランジにフッ素系の O リングを装着して気密を保持する。本遮蔽構造の核解析による性能評価は今後実施する計画である。

試料及びモジュールはターゲット付近の高中性子束領域に設置するため、核発熱及びターゲットからの輻射熱の冷却が必要である。そこで、ヘリウムガスを用いた冷却構造を設けた。冷却ガス部の詳細図を図 4.4.12.1-12 に示す。冷却ガスは、左端部に設けた冷却ガス IN より注入し、装置全体を流れて右端下部の冷却ガス OUT（エルボ）から冷却ガス OUT 配管を通して遮蔽壁を通過し、試験セル外部へと接続される。冷却ガスの配管径は、多目的 RI 生成モジュールの幅 14 mm 以内に収まる最大サイズとして、8A（ ϕ 13.8 mm、肉厚 1.65 mm）を選定した。今後、熱流動解析による冷却性能の評価を実施する。

図 4.4.12.1-5 に示すように、多目的 RI 生成モジュールは幅 17 mm、高さ 190 mm、長さ 11500 mm の細長いモジュールである。本モジュールの遮蔽壁への取り付け構造に関して、モジュールは遮蔽壁を貫通する形になるが遮蔽壁単独では保持できないため、支持架台を設ける必要がある。また、モジュール単体での設置になるため、他のモジュールの遮蔽プラグと干渉しないように、本モジュールのための空間を開けておく必要がある。支持架台は試験セルの内壁と外壁、及び側方アクセスセルに 3 ヶ所設置する。支持架台の材質は SUS316L を使用し溶接構成とするが、試験セル内壁は高放射線環境下となるため、環境状況に基づいた耐放射線性の評価が必要である。

多目的 RI 生成モジュールの取り出し用容器からユニット搬送路を分離させることによって、サンプル搬送ユニットを手動にて取り外すことができ、試料の装荷と回収時に試料が途中で引っかかった際、レスキューを行うことができる。レスキュー時の取り外しは、側方アクセスセルの放射線量が低減された状態で、防護服を装着した作業員の手によって行うことを想定している。多目的 RI 生成モジュールの取り出し用容器からユニット搬送路を分離させた図を、図 4.4.12.1-13 に示す。取り出し用容器とユニット搬送路はネジ止めにて固定されており分割することができる。分割後は取り出し用容器の端部からサンプル搬送ユニットを取り外すことが可能となる。

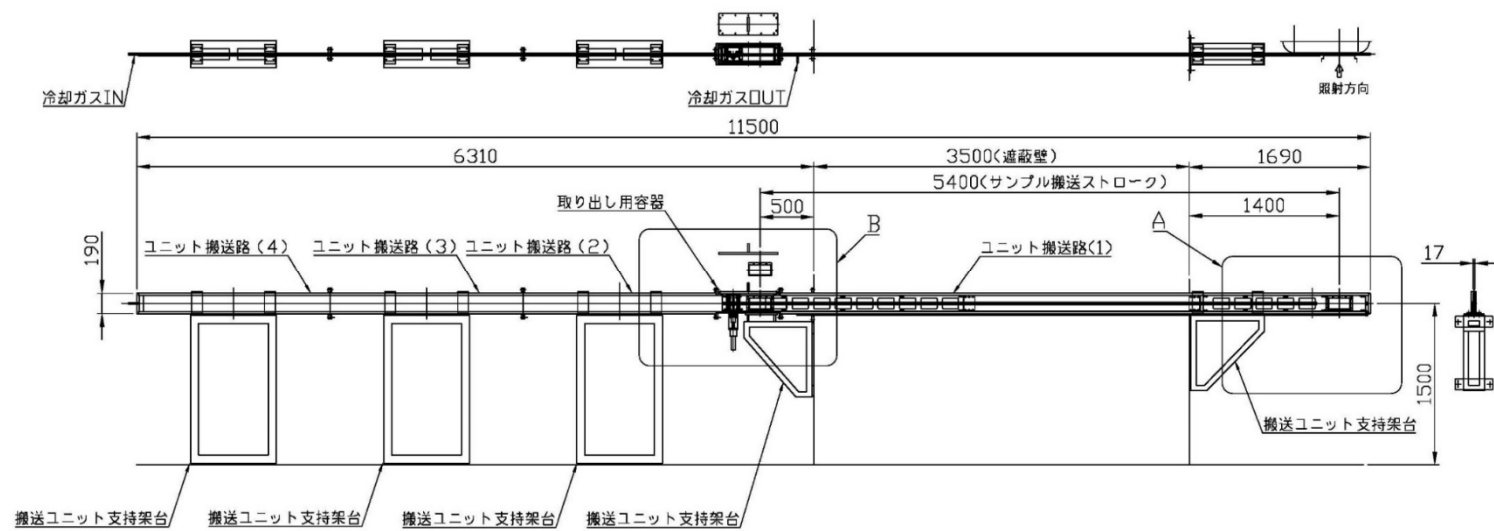


図 4.4.12.1-5 タングステン製遮蔽プラグー体型 RI 生成モジュール

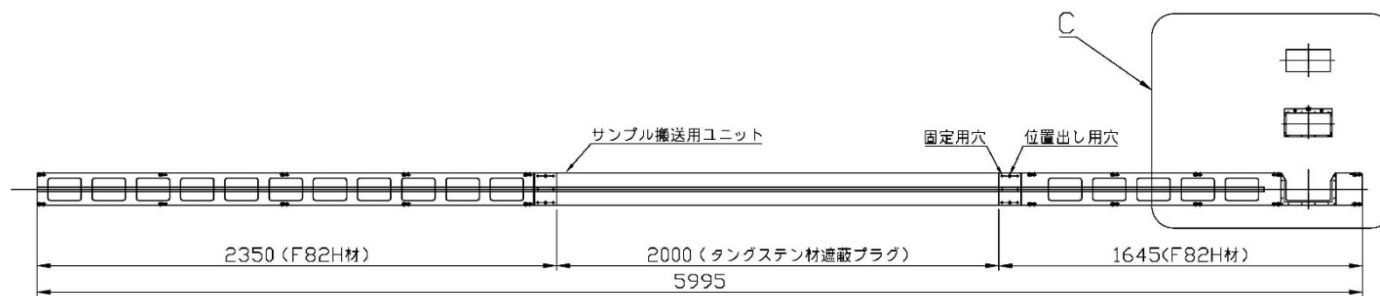


図 4.4.12.1-6 サンプル搬送用ユニット

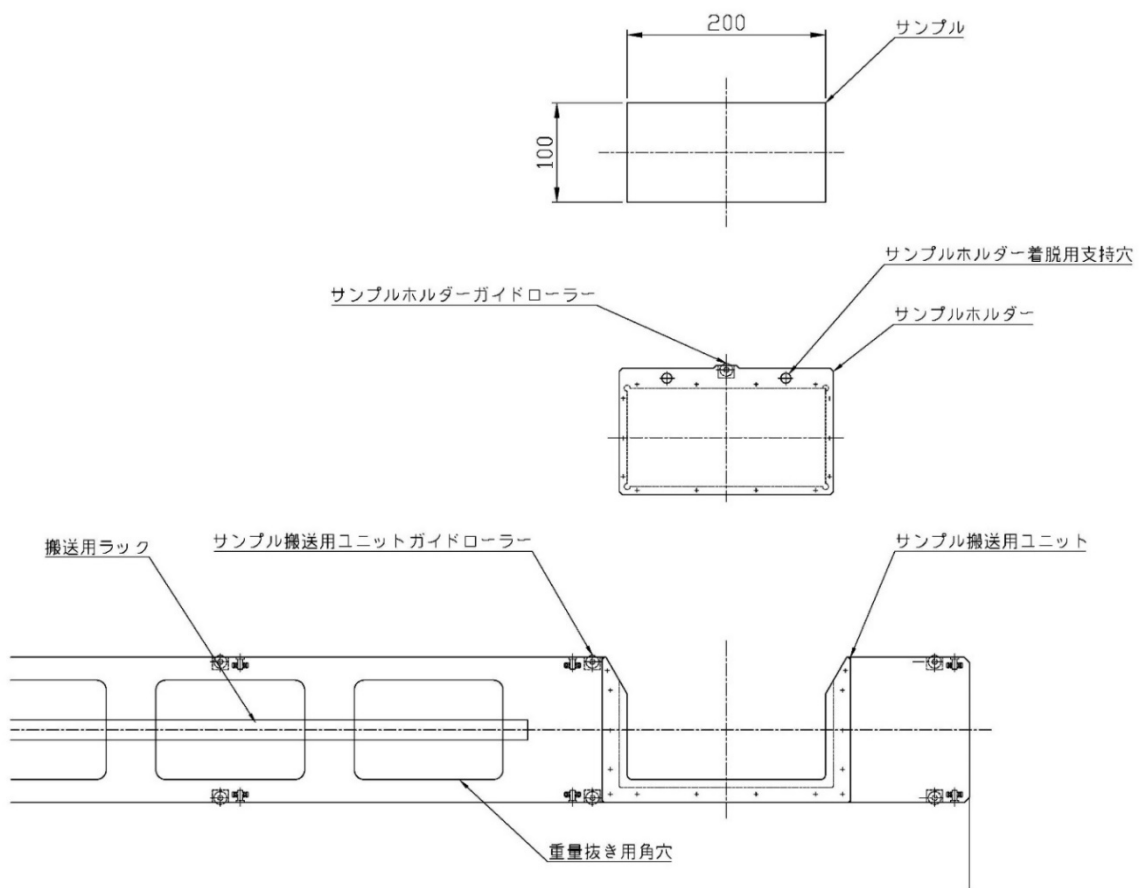


図 4.4.12.1-7 C 部詳細 サンプルホルダー

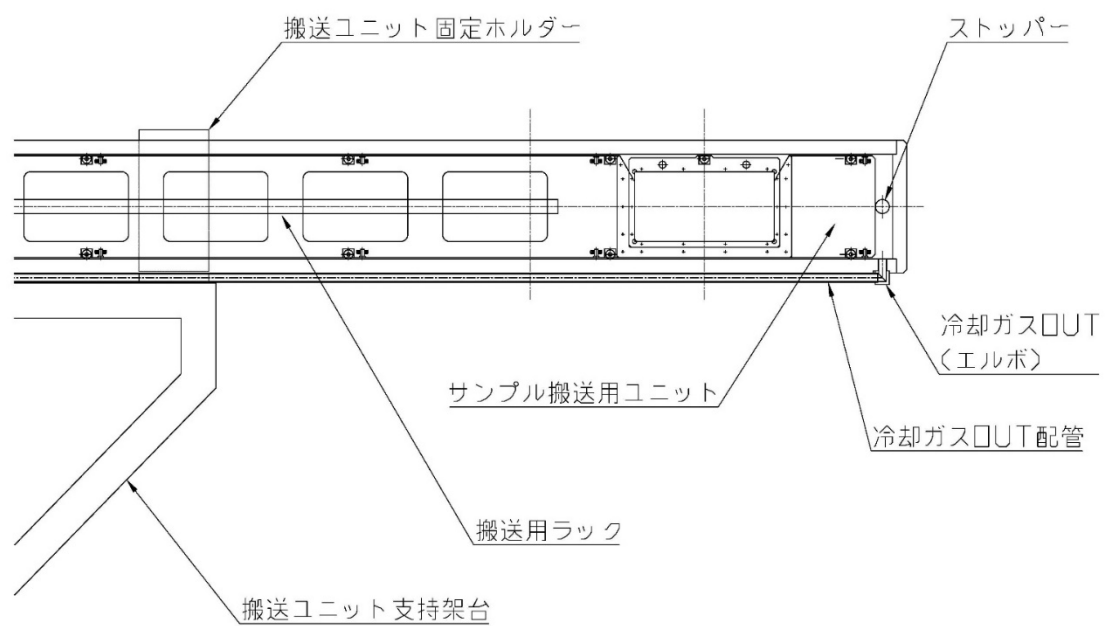


図 4.4.12.1-8 A 部詳細 搬送路照射部

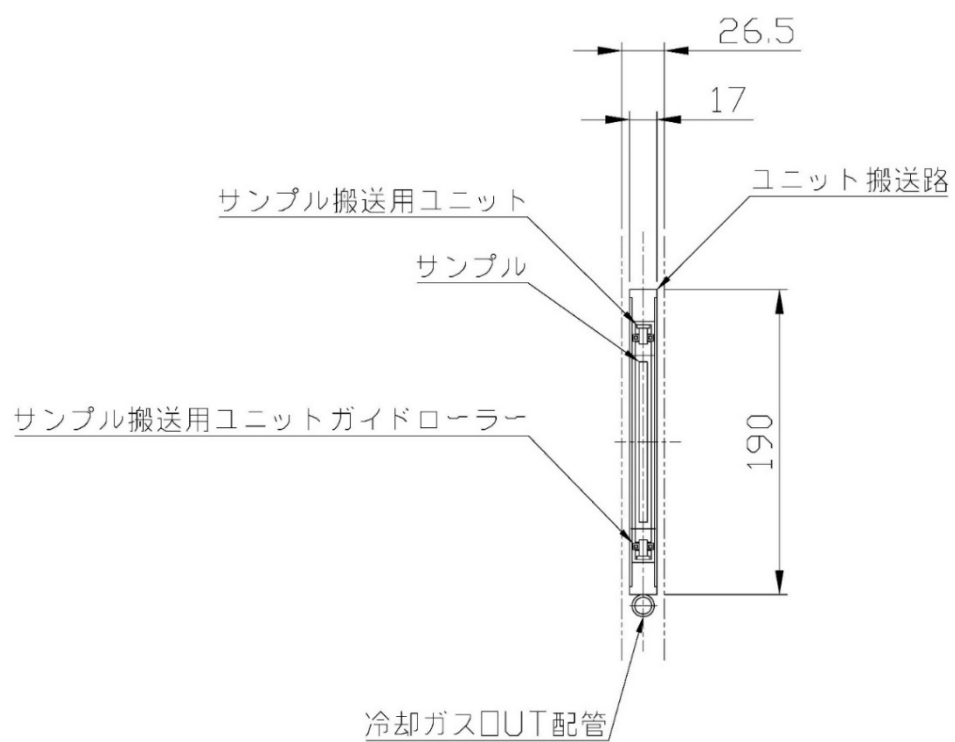


図 4.4.12.1-9 ユニット搬送路

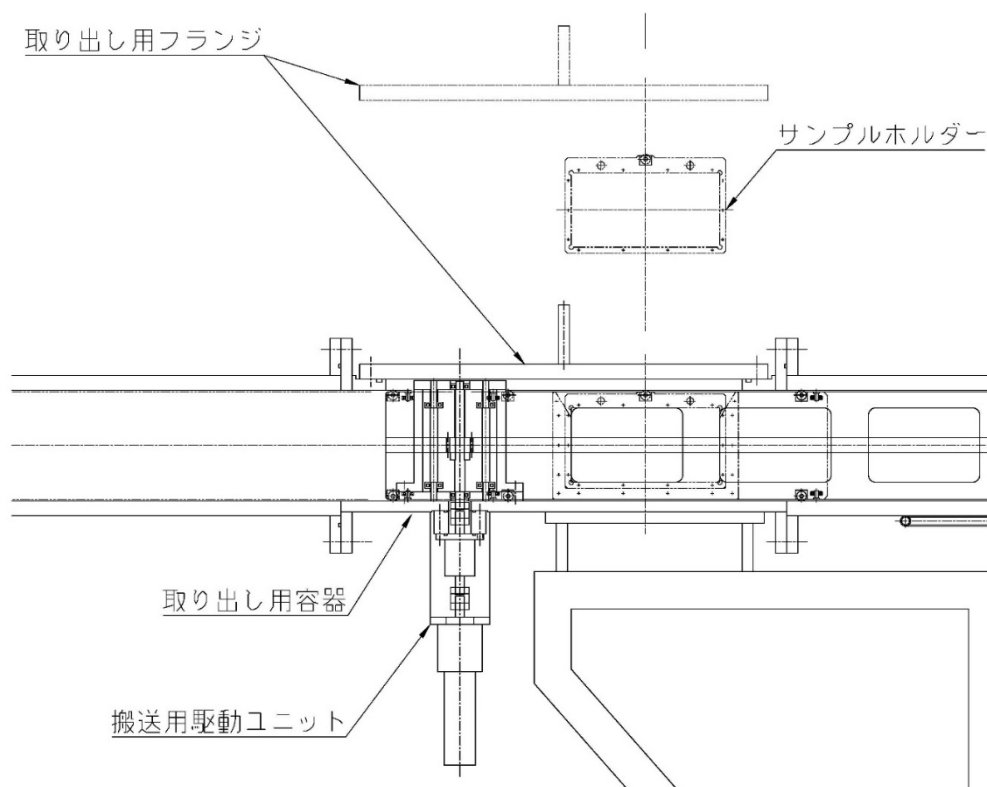


図 4.4.12.1-10 B 部詳細 取り出し用容器及び搬送駆動

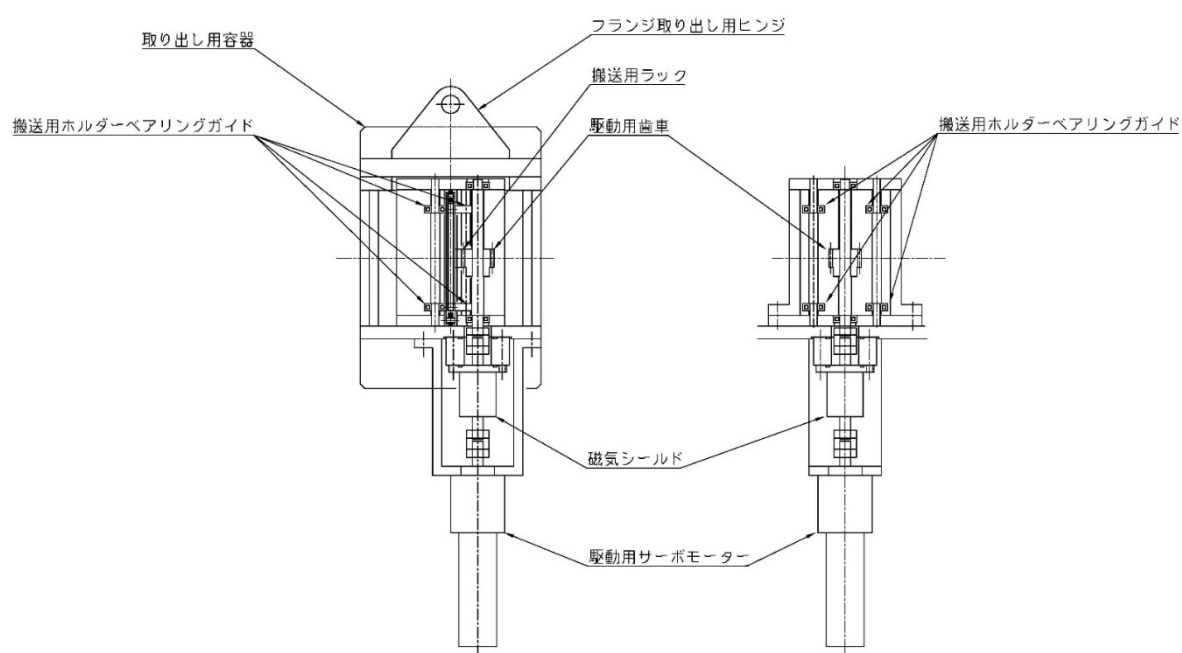


図 4.4.12.1-11 ユニット搬送駆動詳細

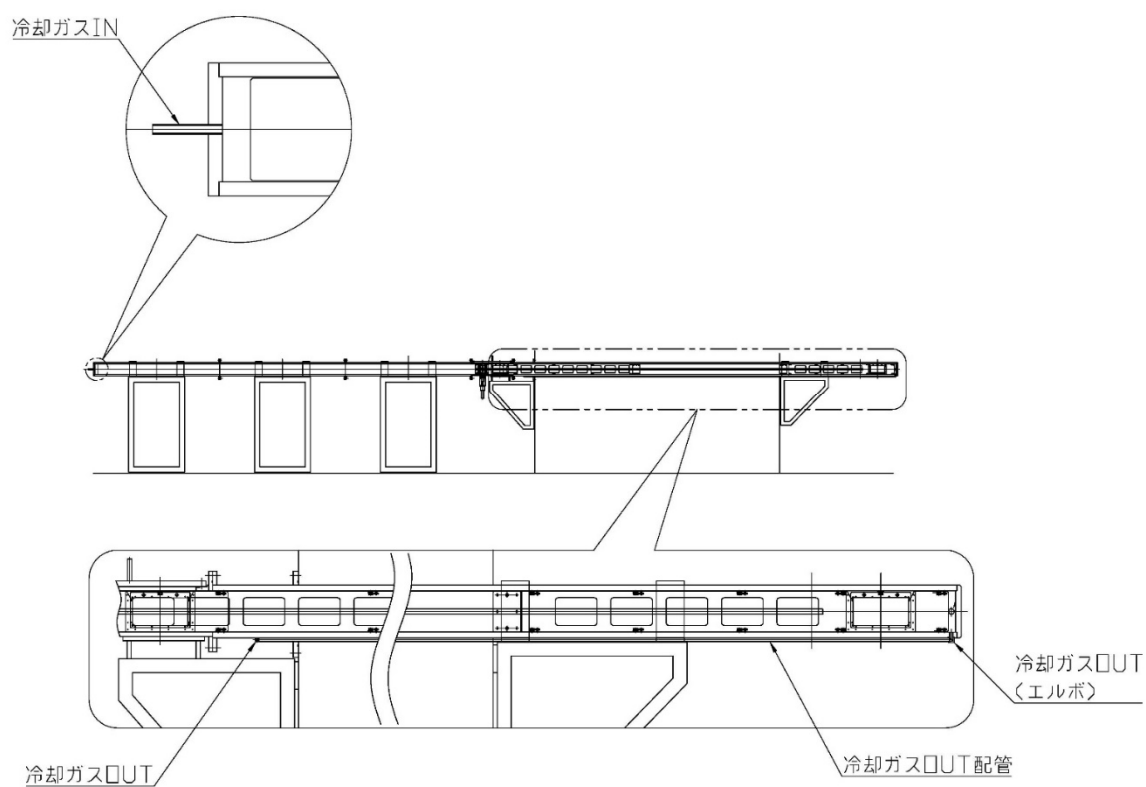


図 4.4.12.1-12 RI 生成モジュール 冷却ガス部詳細図

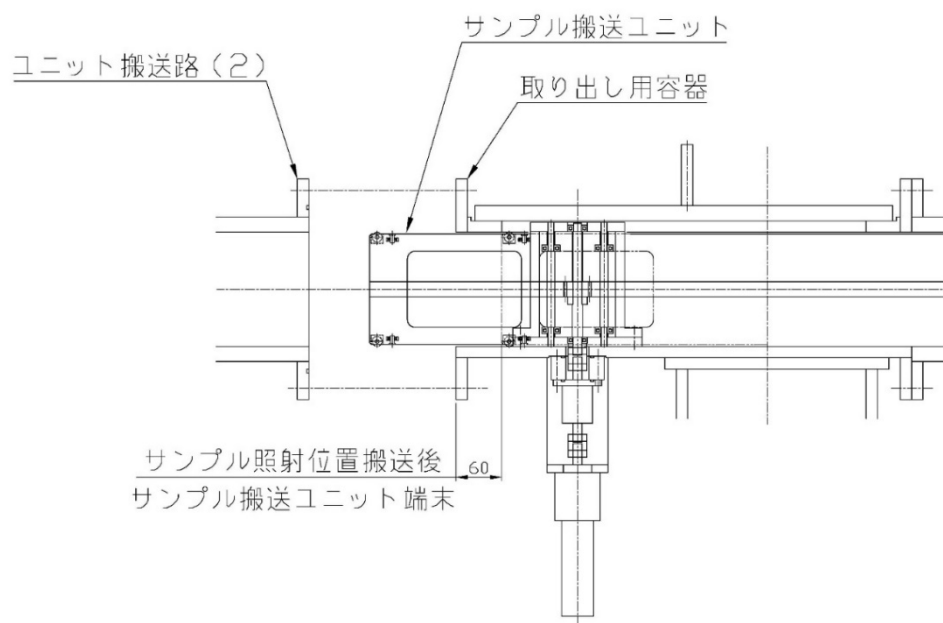
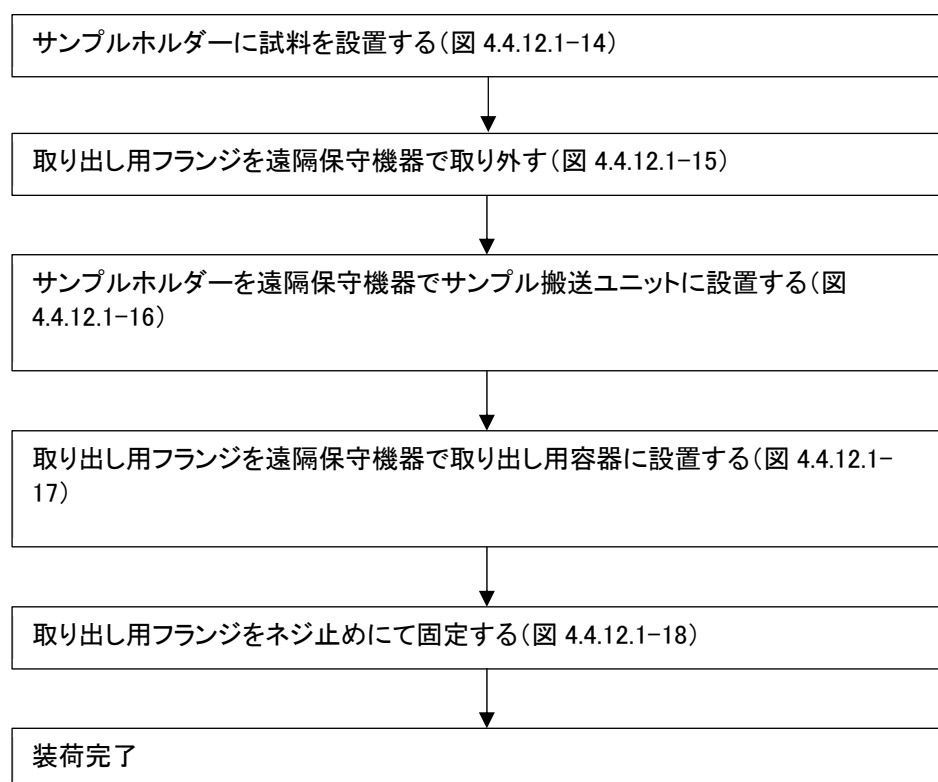


図 4.4.12.1-13 RI 生成モジュールユニット搬送路分離図

4.4.12.1.5 試料の装荷及び取り出し手順

試料の装荷は以下の手順で行う。また、取り出しは反対で行う。



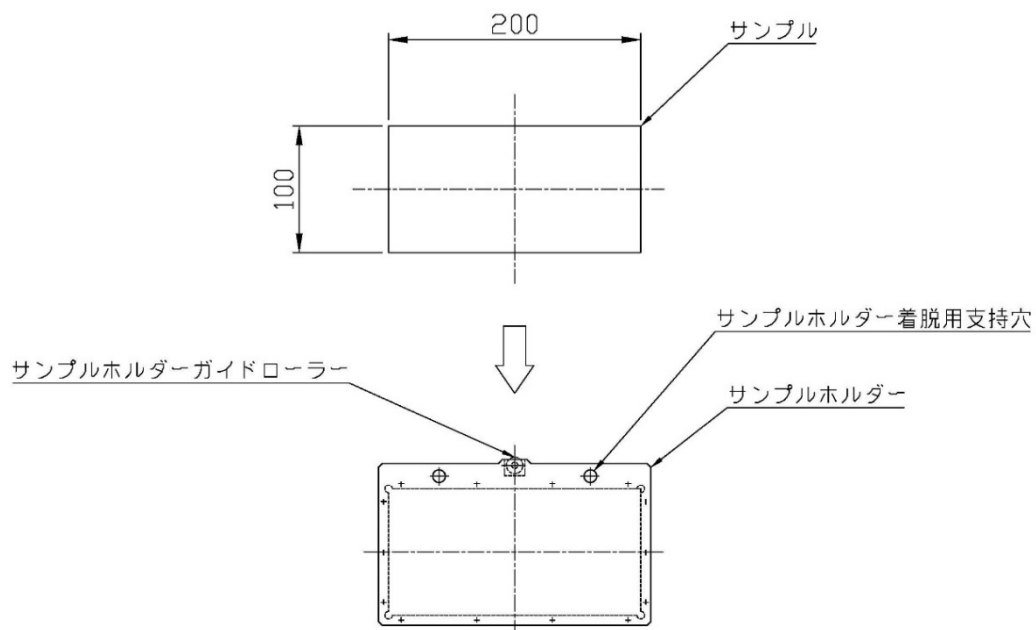


図 4.4.12.1-14 サンプルホルダーへの試料の設置

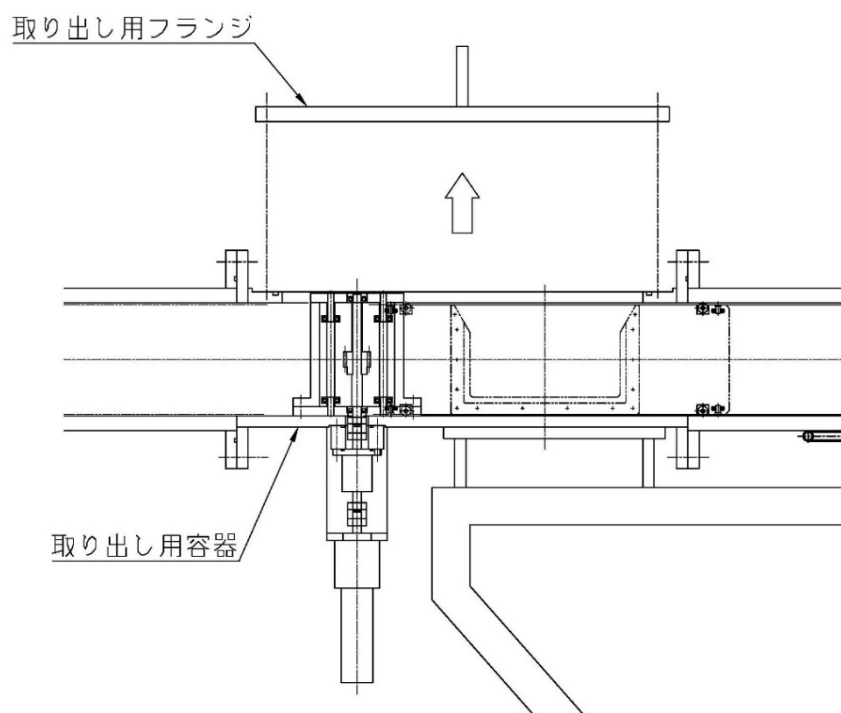


図 4.4.12.1-15 取り出し用フランジの遠隔保守機器による取り外し

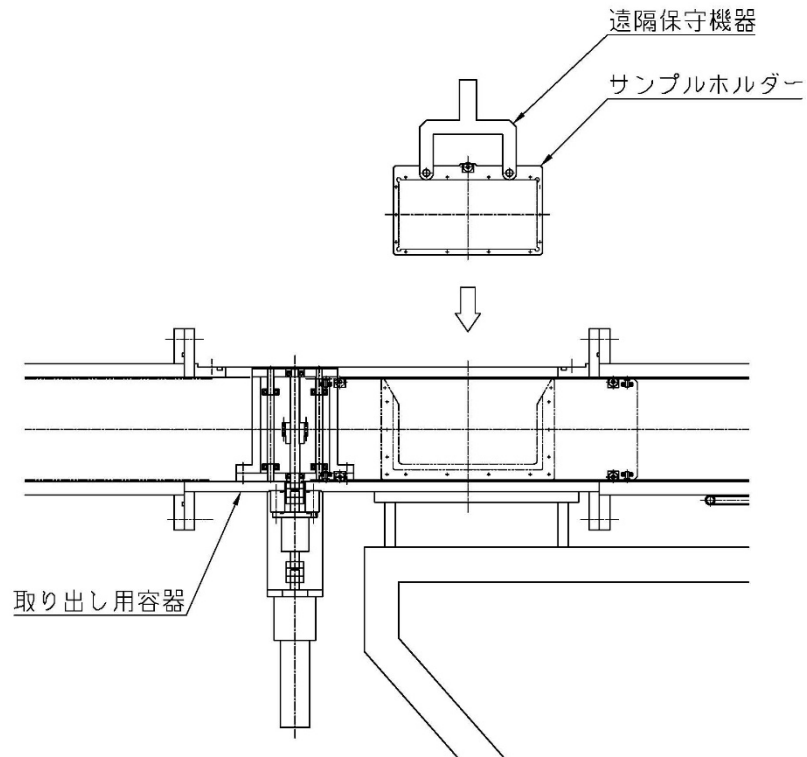


図 4.4.12.1-16 サンプルホルダーの遠隔保守機器によるサンプル搬送ユニットへの設置

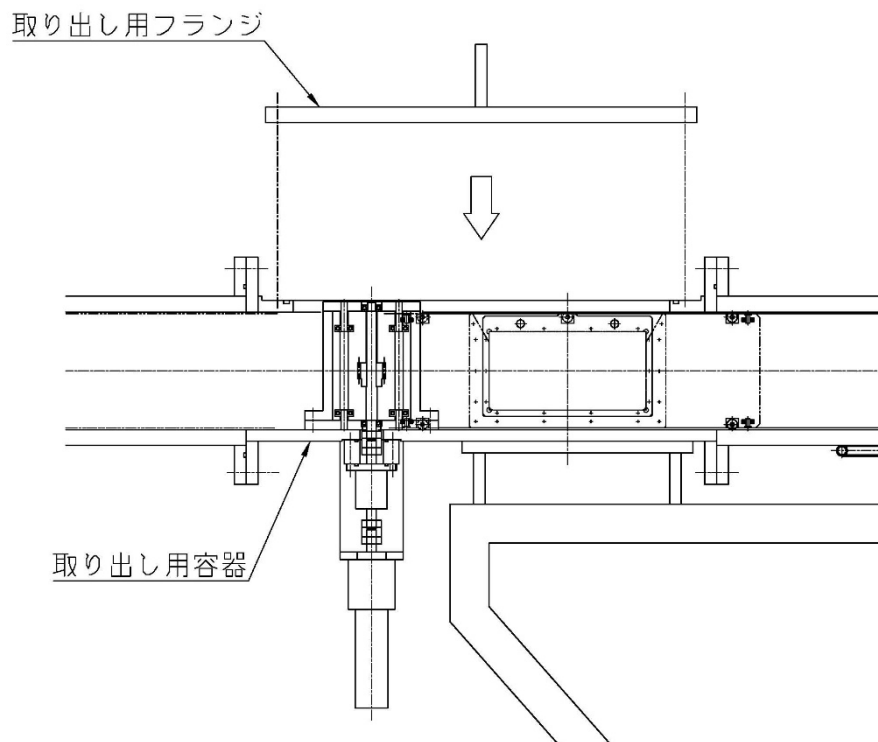


図 4.4.12.1-17 取り出し用フランジの遠隔保守機器による取り出し用容器への設置

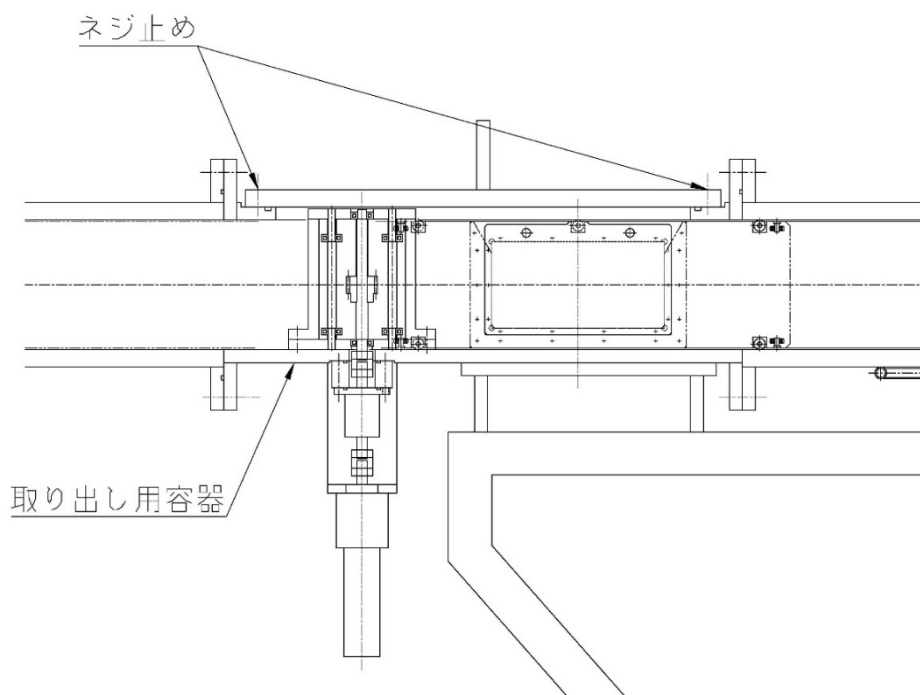


図 4.4.12.1-18 取り出し用フランジのネジ止めでの固定

本文中で述べた工学設計段階での課題を以下にまとめる。

- ・ 核発熱も考慮したモジュールの機械的強度の解析が必要である。
- ・ 冷却のためのガス供給系の検討が必要である。
- ・ 化学分離作業を実施する場所の検討が必要である。
- ・ ターゲット等からの輻射熱や核発熱量の詳細計算が必要である。
- ・ 試料を出し入れする制御システムの詳細検討が必要である。
- ・ 安全用の制御監視システムの検討が必要である。
- ・ ストリーミングの核解析による評価が必要である。
- ・ 照射後試料の放射化量の評価及び輸送キャスクの設計が必要である。
- ・ モジュール全体を適切な時期で定期的に交換することを検討する必要がある。
- ・ 低い比放射能試料からの抽出・濃縮方法の実用化の検討が必要である。
- ・ モジュールのサイズに対するアクセスセルのサイズの検討が必要である
- ・ モジュールで使用するベアリングの耐久性の検討が必要である。

参考文献

- [4.4.12.1-1] “Wagakuni no Technetium seizai no ante kyokyu” ni mukete no action plan, Molybdenum-99 / Technetium-99m no ante kyokyu no tame no kanmin kentou kai (July 7, 2011) [in Japanese].
- [4.4.12.1-2] 厚生労働省医政局経済課, “我が国におけるモリブデン (^{99}Mo) を原料とした放射性医薬品の供給について”, <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2010/siryo11/siryo1-1-1.pdf>.
- [4.4.12.1-3] https://www.rcnp.osaka-u.ac.jp/~medsci/MedSci-Sympo2014/PubSlide/MedSciSympo2014_public_Shibata.pdf.

[4.4.12.1-4] M. Ohta, S. Sato, M.M. Nakamura, S. Kwon, C. Park, K. Ochiai, Y. Someya, A. Kasugai, Conceptual design of test modules for DEMO blanket, diagnostic device, and RI production for A-FNS, Fus. Eng. Design 157 (2020) 111632.

4.4.12.2 低エネルギー中性子照射

シリコン半導体の製造では、従来、シリコン単結晶の製造工程において、半導体特性を生成させる不純物元素をガス状で直接シリコン融液部に吹き付ける等の方法を用いて、不純物のドーピングを行っていた。しかし、その方法では、結晶中に不純物が均一に取り込まれにくく、含有量のばらつきが多いという問題があった。そこで開発されたのが、もともとシリコン単結晶中に存在するシリコンの同位体である ^{30}Si （存在比：約 3%）に中性子を照射し、 $n + ^{30}\text{Si} \rightarrow ^{31}\text{Si} + \gamma$ 反応により、 ^{31}Si に変換し、その ^{31}Si が半減期約 157 分で β 崩壊することで、 ^{31}P をシリコン単結晶中に均一に分布させる方法である。従来法では得られない均一性を示すため半導体製造の一分野をなしており、この方法は中性子核変換ドーピング（NTD: Neutron Transmutation Doping）法と呼ばれている。

半導体素子の製造にあたって抵抗率の変動は特性に影響するため、 ^{31}P の分布の均一性は重要である。従来法の $\pm 20\%$ に対し、NTD 法で $\pm 5\%$ の均一度が得られると一般に言われている。照射が完了した試料は、取りだしたのちに、スライスマシンで薄く切断され、ウェハー製品となる。JRR-3（現在稼働停止中）では、6 インチ径までの照射が可能である。図 4.4.12.2-1 に JRR-3 での例を示した。海外では、大口径 12 インチの照射が原子炉で行われている。世界の生産年間は 150 トン（JRR-3 では年間 4 トン）であり、半導体製造は 1 兆円程度の経済規模であるとされている。

工業用 RI では、 ^{60}Co と ^{192}Ir の需要が多い。現在すべて海外からの輸入に頼っている。 ^{60}Co は、低エネルギー中性子によって、 $n + ^{59}\text{Co} \rightarrow ^{60}\text{Co} + \gamma$ 反応によって製造できる。なお、 ^{59}Co の天然存在比は 100% である。比較的半減期が長いため、長期間照射し続けることが可能である。同様に、 ^{192}Ir は、低エネルギー中性子により、 $n + ^{191}\text{Ir} \rightarrow ^{192}\text{Ir} + \gamma$ 反応によって製造できる。 ^{191}Ir の天然存在比は 37.3% であり、 ^{193}Ir が 62.7% である。 ^{192}Ir は、高速中性子による $n + ^{193}\text{Ir} \rightarrow ^{192}\text{Ir} + 2n$ 反応によっても製造することが可能である。図 4.4.12.2-3 に Ir の反応断面積と、比較のため Mo の反応断面積を示した。 ^{192}Ir を製造する場合、低エネルギー中性子に対する ^{191}Ir の断面積が大きいため、低エネルギーの中性子を利用した方が効率的であると考えられる。非破壊検査用の核種としては写真の精度等から、 ^{192}Ir が適切であるといわれており、化学プラントや原子力プラント等からの需要は今後も継続すると考えられている。また、JAEA の JMTR で製造してきた実績がある。工業用 RI は、医療用 RI と異なり、照射後の化学分離による精製が必要ないため、必要とする核種に対して、同一の原子番号を持つ物質の中性子照射によって製造することが可能である。また、RI は医療や工業だけでなく農学分野でも積極的に利用されており、低エネルギー中性子照射による農業用 RI の製造を行うこともできる。

低エネルギー中性子照射モジュールは、低エネルギー中性子照射によるシリコン半導体の製造及び医療・工業・農業用 RI 製造例えば、工業用の ^{60}Co や ^{192}Ir ）、その他の低エネルギー中性子照射実験を行うためのモジュールであり、NTD 法によるシリコン半導体の製造を行うことを主目的とする。

本モジュールでは、照射量などを考慮して任意の時間で試料の挿入と取出しを行うことが可能なため、ビームを止める必要はなく、核融合炉研究関係の照射計画には影響しない。また、本モジュールは、テストセル内のサイドのコンクリート壁の内側位置にグラフィイト等の減速材を置き、その内部に設置することを検討している。図 4.4.12.2-2 に概念図を示した。減速材として性能の良い重水の利用も考えられるが、その場合はターゲットで使用する第 3 類の危険物で禁水であるリチウムとの安全性を考慮する必要がある。NTD

法では、速中性子やガンマ線によって生成されるシリコン単結晶中の格子欠陥が問題となり、その場合、熱処理（アニーリング）によってこれを回復させる工程が必要となるため、十分に熱化した中性子場が必要である。熱処理にはかなり時間がかかるとされている。中性子束の計算結果によっては再検討が必要になる場合もある。大口径 12 インチのシリコン半導体試料が設置可能な形状とする。照射の均一性のための回転機構や上下方向の移動や試料の入れ替えなどの機構を有する。形状の詳細は検討中であるが、JRR-3 用の照射装置などを参考にすることができる[4.4.12.2-1]。設置する数は、3～10 を想定しているが、中性子束の計算結果などに依存する。JRR-3 では、最大熱中性子束 $3 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 及び最大高速中性子束 $1.3 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ にて、照射時間は 10 時間程度である。リチウムターゲットに対して、90 度方向では中性子束が強いが、そこから離れて後方に行くにしたがって弱くなることが予想される。本モジュールでは、照射の均一性のための回転機構や上下方向の移動や試料の入れ替えなどの機構が必要であり、なおかつ任意の時間での取出しの機構が必要である。また、グラファイト領域の水又はガスによる冷却の検討が必要である。

シリコン半導体の製造と RI 製造は、オンラインによる測定は特に必要ない。照射量をオンラインでモニタするかどうかは検討が必要であらう。オフライン測定では照射量や生成量の確認を行う。箔放射化法にて、ゲルマニウム検出器を用いて照射量の測定を行う。その他の低エネルギー中性子照射実験において測定があるかは実験に依存するが、現時点で特別な測定を想定することはないものとする。また、試料の核発熱の計算を行う必要があり、結果によっては冷却のためのガス供給が必要となる。前述のように、核融合炉研究関係のモジュールをテストセルの横側から設置する場合は、本モジュールはプラグの反対側に設置する必要がある。運転中の試料の出し入れになるので、取出し時に線量が上がらないような工夫が必要となる。JRR-3 の概念設計に関するレポートが公開されているので参考になる[4.4.12.2-1]。取り出した照射後試料の施設の外への運搬方法の検討が必要となる。

本文中で述べた工学設計段階での課題を以下にまとめる。

- ・ グラファイトなどの領域を設置した場合の中性子束を計算し具体的な設置位置を検討が必要である。
- ・ 照射の均一性を考慮した回転機構や上下方向の移動や入れ替えの機能を持つ照射装置の設計検討を行う。
- ・ グラファイトなどの領域の冷却の検討が必要である。
- ・ オンラインでの照射量のモニタは必要かどうかの検討が必要である。
- ・ 試料の核発熱の計算とガス冷却の検討が必要である。
- ・ 運転中の試料の出し入れにおける線量の検討が必要である。
- ・ 取り出した照射後試料の施設の外への運搬方法の検討が必要である。

原子炉内で照射
JRR-3シリコン照射装置



シリコンスライス・半導体加工
シリコンインゴットとウェハ

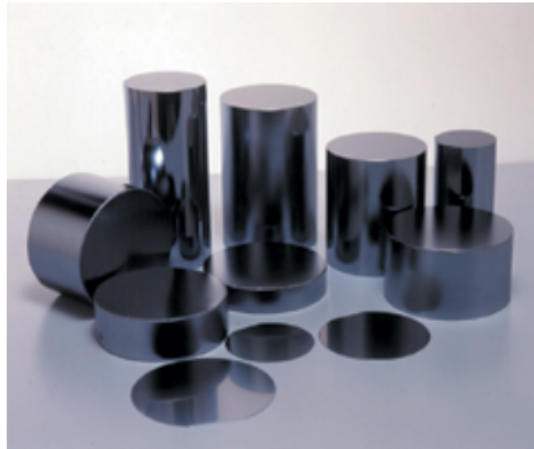


図 4.4.12.2-1 JRR-3 でのシリコンドーピングの例 [4.4.12.2-2]

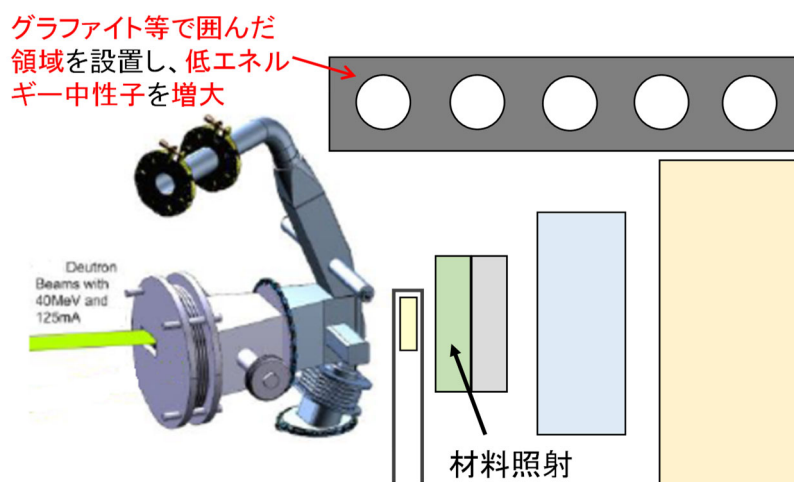


図 4.4.12.2-2 低エネルギー中性子照射モジュールの概念図

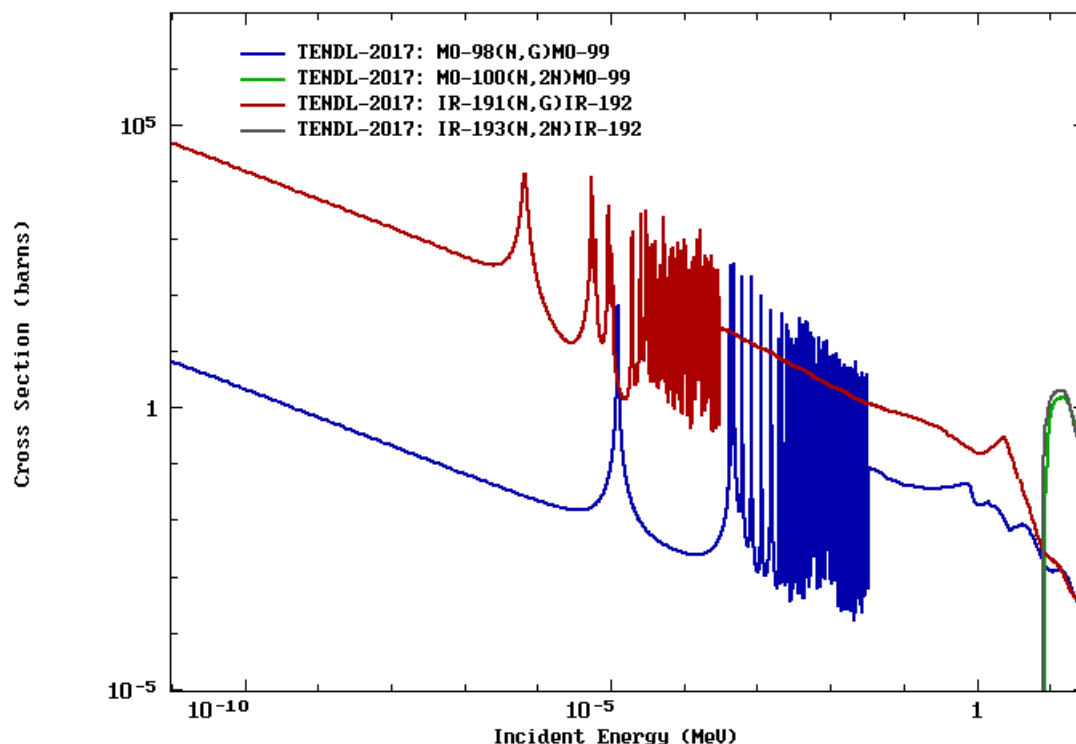


図 4.4.12.2-3 Ir と Mo の反応断面積の比較 [4.4.12.2-3]

参考文献

- [4.4.12.2-1] 広瀬彰他, “中性子核変換ドーピング Si 半導体(NTD-Si)製造用 JRR-3 高性能シリコン照射装置の概念設計”, JAEA-Tech. 2007-033 (2007).
- [4.4.12.2-2] <https://tenkai.jaea.go.jp/facility/3-facility/02-field/index-16.html>.
- [4.4.12.2-3] https://tendl.web.psi.ch/tendl_2017/tendl2017.html.

4.4.12.3 多目的利用ビーム孔

A-FNSは加速器ベースではあるが、核融合炉材料照射を長期間（数か月）連続しておこなうことを想定しており、そのような観点からは、原子炉と同様な定常中性子源とみなすことができる。定常中性子源は中性子の強度が強いために、中性子イメージングによる高速動画撮影の分野では、J-PARC などのパルス中性子源よりもメリットがある。この観点からは、原子炉ではあるがJ-PARC よりもJRR-3 の例が参考となる。図 4.4.12.3-1 に JRR-3 の例を示した。中性子ラジオグラフィは、中性子に対する断面積の違いを利用して、中性子の透過画像を取得する方法である。重い元素では中性子の透過が良く、水素などの軽い元素とは相互作用が大きいため、試料中の水の分布や移動や動作の可視化に有効である。Thermal neutron radiography facility (TNRF)は熱中性子ラジオグラフィ装置であり、JRR-3 の炉室に設置されており、広い照射野（約 25 cm×30 cm）と高い中性子束（ $1.2\sim 2.0\times 10^8$ n/cm²/s）を持つ。Cold neutron radiography facility (CNRF)は冷中性子ラジオグラフィ装置であり、ガイドホールと呼ばれる炉室に隣接した実験室に設置され、冷中性子の特徴を生かした利用がされている。照射野は約 2 cm×5 cm であり、冷中性子の中性子束は、 10^7 n/cm²/s 程度である。設置距離としては炉心からみて、TNRFが数m、CNRFが数十mである。A-FNSにおいても、熱中性子及び冷中性子をビーム孔で利用する場合は、ほぼ同様の装置の導入が可能であると考えられる。照

射場は、より広範な実験に対応するため、A4 サイズ程度の大きさを確保したい。注意点としては、中性子源で発生する中性子のエネルギーが原子炉よりも高いために、モデレータの設計検討が必要である。また、ターゲットで d-Li 反応に付随して発生するガンマ線の強度が強いことを考慮する必要がある。JRR-3 では、中性子導管に曲率を持たせて、高速中性子やガンマ線の影響を少なくする方法が取られている（図 4.4.12.3-2 を参照）。また、J-PARC は核破碎中性子源であることから、高速中性子やガンマ線の影響が JRR-3 よりも大きいと考えられるため、J-PARC での中性子導管の設計が参考になる。ただし、中性子導管により中性子エネルギースペクトルが場所が変わることになり、その結果、空間分解能に影響することになるため、中性子導管の設置については総合的な判断を要する。

もう一つのビーム孔の利用としては、A-FNS の特徴の 1 つでもあるリチウムターゲットにて発生する高速中性子を減速せずにそのまま用いる方法である。20 MeV 以上の核データの測定や検証など、基礎的な中性子工学研究などでの需要がある。また、ソフトウェアの実験や高速中性子イメージングを行うことも可能である。d-Li 反応では高速中性子は前方性を持って発生するために、A-FNS にて 10 MeV 以上の高速中性子を利用するためには、ビーム孔は 0 度方向に設置する必要がある。高速中性子イメージングでは、MeV エネルギーの中性子でよいため、斜め方向に設置したビーム孔を用いることも可能である。0 度側にビーム孔を設置したとすると、試験モジュールを設置しない場合、概算で 11 MeV 以上の高速中性子フラックスで 10^{10} n/cm²/s のオーダーの中性子束を得ることができる。試験モジュールを設置した場合は、 10^7 n/cm²/s のオーダーである。90 度側にビーム孔を設置したとすると、試験モジュールを設置しない場合とした場合ともに、 10^8 n/cm²/s のオーダーの高速中性子束を得ることができる。

多目的利用ビーム孔は、ビーム状の中性子を用いて、以下のような事柄を目的に照射を行うためのシステムである。

- ・中性子ラジオグラフィによる動画撮影
- ・放射化分析
- ・核データ測定などの中性子工学実験

図 4.4.12.3-3 に概念図を示した。テストセル内部での照射とは独立しているため、内部に置かれたテストモジュールの照射計画には影響しない。ビーム孔を通して出てくる中性子を用いるため、ビーム孔の先での中性子場の評価が今後必要である。低エネルギー中性子の利用ではモデレータや中性子導管を考慮した設計をする必要がある。ターゲットから、中性子と同程度のガンマ線の発生があるため、とくに、低エネルギー中性子の利用では、ビーム孔がターゲットを直接見ないようにするなどの工夫が必要である。ビーム孔は以下の 2 方向（もしくは、さらに斜め方向を考慮した 3 方向）で、1 方向あたり 1 から 3 本程度とする。

- ・高エネルギー中性子の利用も考慮した 0 度側
- ・低エネルギー中性子を主とした 90 度側
- ・（それらの中間の斜め方向）

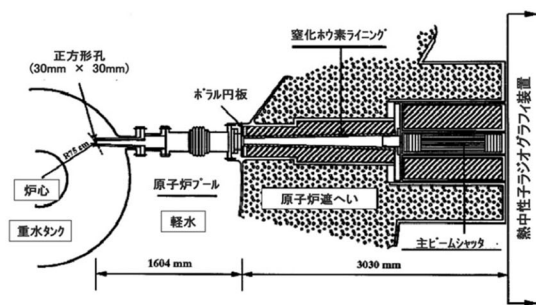
テストセルメンテナンスを横から行う場合、又はテストセル周辺に他の場所には移動できない機器や部屋がある場合、それを避けるように設置する必要がある。ビーム孔の形状や寸法（モデレータの構造を含む）は今後の検討項目であるが、前述のように、図 4.4.12.3-1 の JRR-3 の例が参考となる。構成機器としては、以下のものがあげられる。

- ・冷中性子（or 超冷中性子）生成用のモデレータ（モデレータの冷却機器を含む）
- ・中性子導管
- ・遮蔽用のプラグ、コリメータ、ビームシャッター等

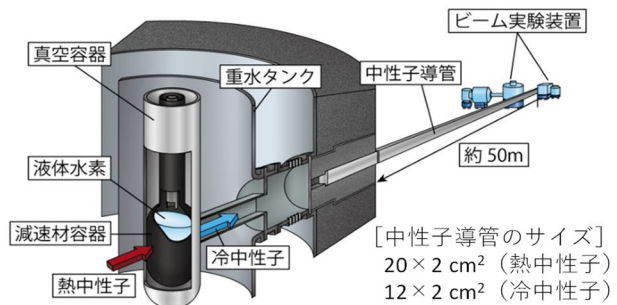
ビーム孔を通過した中性子をテストセル外まで引き出して使用するため、テストセル内部で行うオンライン測定及びオフライン測定はない。モデレータなどの設置方法、交換、冷却方法について今後検討が必要である。テストセル外部でのビーム孔の先の測定位置では、必要に応じた測定機器を設置する。ビームシャッターなどの設置も含め、それらの機器に関しては今後の検討項目である。特に高エネルギーでの中性子利用に関して、ビーム孔を常時（装置も含めて）設置しておくか、遮蔽用のプラグを設置しておいて遠隔操作でビーム孔使用時に開放して使用するかにより異なるが、モジュールの遠隔操作と干渉しないように注意する必要がある。また、ライナーによる気密性の確保との関係も今後検討する必要がある。

本文中で述べた工学設計段階での課題を以下にまとめる。

- ・ ビーム孔の形状や寸法、モデレータや中性子導管の検討が必要であり、その中性子場の評価が必要である。
- ・ ビームラインの本数の検討が必要である。
- ・ 遮蔽用のプラグ、ビームシャッターの検討が必要である。
- ・ ビーム孔の先の測定位置での測定機器の検討が必要である。
- ・ モデレータの冷却の検討が必要である。
- ・ 制御や監視などのシステムを検討する必要がある。
- ・ 遠隔操作による交換の必要性の検討が必要である。



＜JRR-3のビーム孔 (TNRF) の例＞
照射野: 約25cm × 30cm



＜JRR-3のビーム孔 (CNRF) の例＞
照射野: 約2cm × 5cm

図 4.4.12.3-1 JRR-3 でのビーム孔の例 [4.4.12.3-1, 4.4.12.3-2]

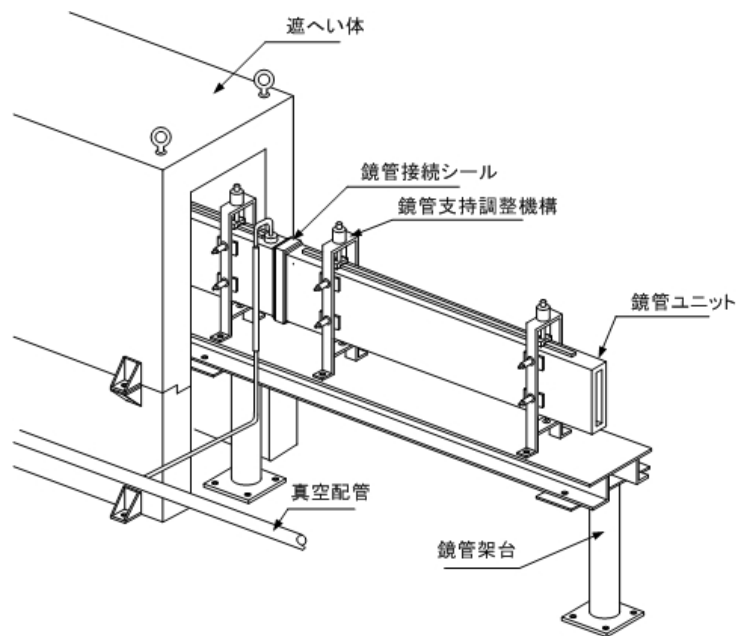


図 4.4.12.3-2 JRR-3 での中性子導管 [4.4.12.3-3]

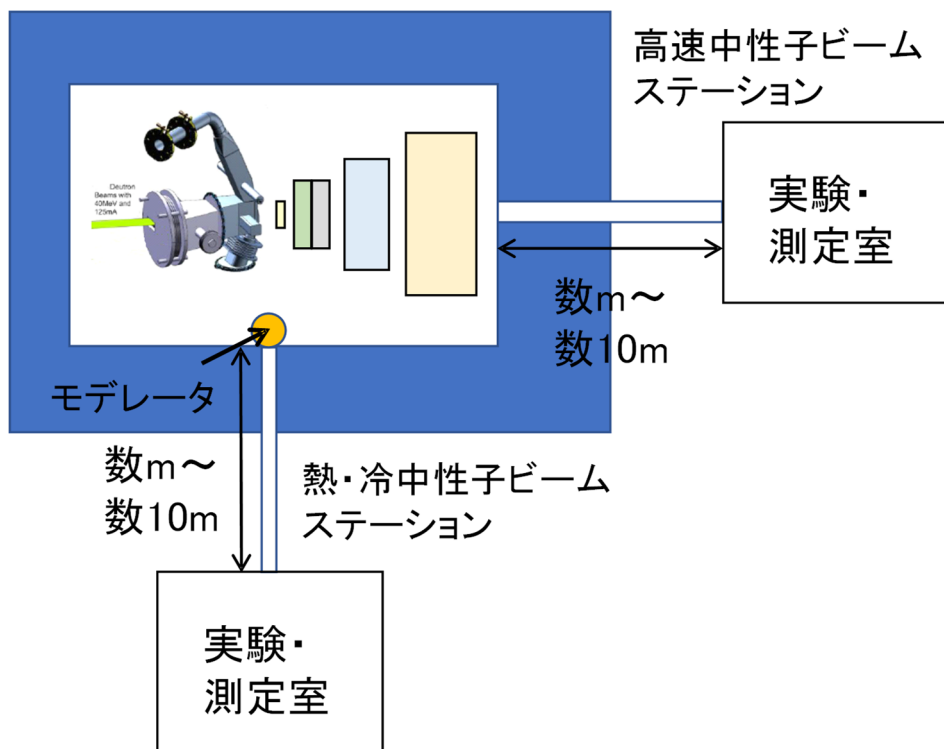


図 4.4.12.3-3 多目的利用ビーム孔システムの概念図

参考文献

- [4.4.12.3-1] 松林政仁, “国内外の中性子イメージング設備”, Radioisotopes, 57, 329-350 (2008).
- [4.4.12.3-2] <https://jrr3.jaea.go.jp/1/113.htm>.
- [4.4.12.3-3] <https://jrr3.jaea.go.jp/1/112.htm>.

4.4.12.4 液体気体ループを用いた照射試験

中性子による RI 製造は有効な手段であり、生成された RI の崩壊によって放出されるガンマ線や陽電子を常時利用可能な測定室があれば、それらのガンマ線や陽電子を用いて様々な照射や分析を行うことが可能である。ループ状の配管を設置しその配管に液体もしくは気体を流して、テストセル内の配管部分において照射を行い、その配管を通じて照射された液体もしくは気体をテストセル外部の測定室に引き出して、測定室にてガンマ線や陽電子の照射を行う。ITER-TBM 試験の中性子測定法の一つとして、水放射化法が提案されており[4.4.12.4-1]、 $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$ 反応によって生じた ^{16}N の崩壊ガンマ線 (6.1 MeV 及び 7.1 MeV) を測定することで、中性子の発生量をモニタすることができる。A-FNS でも水ループを用いた場合、同様の方法で中性子の発生量をモニタすることが可能である。

想定する核反応は、以下のようになる。液体ループの場合、以下の反応を用いて、 ^{16}N (水) の崩壊ガンマ線 (6.1 MeV 及び 7.1 MeV) を利用する

- ・ $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$ 反応

気体ループの場合、以下の反応を用いて、 ^{11}C (二酸化炭素ガス)、 ^{13}N (窒素ガス)、 ^{15}O (酸素ガス)、 ^{18}F (SF_6 ガス) の崩壊による陽電子を利用する。

- ・ $^{12}\text{C}(\text{n},2\text{n})^{11}\text{C}$ 反応 (20 MeV 以上の中性子により生成)
- ・ $^{14}\text{N}(\text{n},2\text{n})^{13}\text{N}$ 反応
- ・ $^{16}\text{O}(\text{n},2\text{n})^{15}\text{O}$ 反応
- ・ $^{19}\text{F}(\text{n},2\text{n})^{18}\text{F}$ 反応

これらは PET 核種でもあるため、PET 核種の製造でもあるが、(n,2n)反応による製造の場合は、試料と生成される核種が同一原子番号のため、化学分離による精製ができない点には注意を要する。

図4.4.12.4-1に概念図を示した。モジュールはループ状の配管である。ループは、液体もしくは気体の漏洩を防ぐため、二重管構造とする。サイズ及び設置位置は今後の検討項目である。ループ自体をモジュール形式にして、テストセルから取出し可能な形状とする。本モジュールは常時設置型のモジュールであり、使用に関してビームを止める必要がないため、テストセル内における他のテストモジュールの照射計画には影響しない。液体1ループ及び気体1ループ程度を想定している。テストセル内の位置での中性子フラックスからの反応率計算とループを流れる速度を考慮した崩壊計算により、必要とされるガンマ線又は陽電子の強度を得ることが可能なテストセル内での照射位置や必要なループの太さや長さなどを今後検討する。他のモジュールと干渉がなく、取り外しが可能なことを今後検討する必要がある。テストセルの外側に、テストセル内部から引き出されたループからのガンマ線もしくは陽電子を利用した測定室が必要である。

テストセル内に挿入するようなオンラインもしくはオフラインでの測定はない。ガンマ線や陽電子を利用した分析装置を今後検討する。水の放射化の場合は、ゲルマニウム検出器、BGO 検出器、NaI 検出器などの使用が考えられる。ループで使用する液体もしくは気体の流速に応じたポンプが必要である。ポンプの設置はテストセルの外側 (非照射区域) であり、特殊な性能は特に必要ないと考えられる。ループでの液体又は気体の流速の制御及び計測の装置が必要である。また、水ループの場合の安全性の検討が必要である。そのための監視システムが必要であれば検討する。ただし、放射性腐食生成物試験モジュール (ACPM) のようなシビアな条件ではない。ループ状の二重配管であり、モジュールを取り外しする際に、遠隔操作での二重管の接続が必要になる場合がある。

本文中で述べた工学設計段階での課題を以下にまとめる。

- ・ ループのサイズ、設置する数、設置位置、ループでの流速の検討が必要である。
- ・ テストセルの外側に設置する測定室の検討が必要である。
- ・ ガンマ線や陽電子を利用した分析装置や検出器の検討を行う必要がある。
- ・ 液体ループ及び気体ループで使用するポンプの検討が必要である（ただし、特殊な性能は必要ないことが予想される）。
- ・ 流速計など液体又は気体の流速の制御及び計測の装置の検討が必要である。
- ・ 水ループの安全性のための監視システムの検討が必要である。
- ・ ループの二重管の接続の検討が必要である。
- ・ モジュール形式での遠隔操作での取出しと設置方法を検討する必要がある。

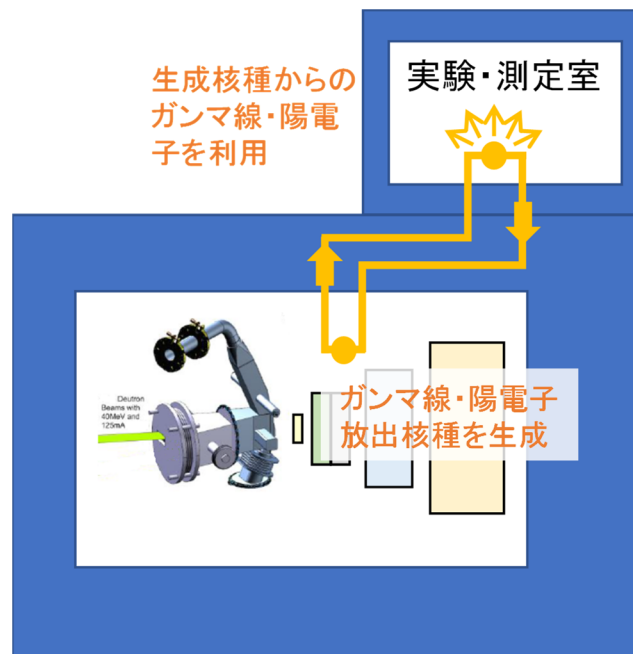


図 4.4.12.4-1 液体気体ループモジュールの概念図

参考文献

[4.4.12.4-1] 加藤小織他, “水放射化法を用いた ITER-TBM 用 DT 中性子モニタに関する研究”, 日本原子力学会 2014 年春の年会 (2014).

4.4.12.5 その他の応用利用の可能性

1) ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) について

加速器 BNCT は、京都大学原子炉実験所、国立がん研究センター、いばらき中性子医療研究センター、南東北 BNCT 研究センター、名古屋大学等で開発が行われている。加速器 BNCT のコンセプトは、病院設置型の小型化した BNCT システムであり、従来 BNCT が行われてきた原子炉は医療施設ではないことに起因する問題や病院からの患者輸送の問題を解決することである。A-FNS は、応用利用という観点からは、加速器よりは研究炉や照射炉などの原子炉に近いという分類を行ってきた。BNCT についても、医療施設ではない点や患者輸送の問題がある点は原子炉と共通である。そのため、A-FNS は加速器ベースではあるが、新しい加速器 BNCT のコンセプトとは異なる。その他の問題として、モデレータや遮蔽で技術的には解決

できるとは考えられるが、A-FNS の中性子は高エネルギーであり、BNCT で必要な中性子は低エネルギーである点、及び A-FNS では中性子と同程度のガンマ線が発生し、ガンマ線は BNCT では不要である点である。病院設置型の小型化した BNCT システムで十分な治療が可能であるならば、A-FNS の 14 MeV 相当の高いエネルギーの中性子を大強度で発生できるという特徴が活かせるわけでもないため、A-FNS で BNCT を行うメリットは少ないと考える。また、10 年後あるいは 20 年後に、BNCT ががん治療の方法として主流であるかどうかという懸念もある。BNCT の動向は今後も調査する必要があるが、現時点では A-FNS において BNCT システムの設置は必ずしも必要ではないと考える。

2) ソフトエラーについて

ソフトエラーは宇宙線中性子誘起による半導体デバイスの誤作動現象である。近年の高集積や微細化に伴い、その対策の重要性が増している。現在、ソフトエラー研究に用いられている中性子源は 2 とおりあり、単色もしくは準単色の中性子を発生させるものと、連続スペクトルの中性子を発生させるものがある。単色もしくは準単色の中性子はソフトエラーの原因となる反応断面積を調べるために主に用いられる。連続スペクトルの中性子は宇宙線に近い形状のスペクトルの中性子を用いることで誤作動の頻度を調べるために用いられている。地上における宇宙線中性子のエネルギーは MeV から GeV 領域まで広がっている。A-FNS の中性子は 60 MeV 以下であり単色でもないが、国内で利用できる中性子施設が限られていることを考えると、一定の利用価値はあると考えられる。ソフトエラーに関する照射試験は、汎用のビーム孔を用いて試験を行うことができると考えられる。

3) 核変換について

核変換は、核分裂炉で生ずるマイナーアクチノイドや長半減期の核変換生成物 (LLFP) を、核反応により短半減期の核種に変換することで、地層処分の負担を減らすことを目的としており、加速器駆動のシステムが検討されている [4.4.12.5-1]。A-FNS では大量の中性子が発生するために、核変換への応用利用の可能性も考えることができる。しかしながら、A-FNS で発生する中性子をそのまま利用して実用的な核変換率を達成するには、中性子フラックスが桁で足りない。実用的な核変換率を達成するためには、マイナーアクチノイドを効率的に配置した未臨界炉心を設置し、そこに A-FNS で発生する中性子を入射させて核変換を行う必要があると考えられる。そうすると、A-FNS で実施する核融合炉材料照射試験との兼ね合いの問題や、核燃料を用いることになるため、施設の性格が変わってしまうという問題が生ずる。そのため、核変換に利用できる可能性はあるものの、実際的な運用まで含めると A-FNS での実施は難しいと考える。

参考文献

[4.4.12.5-1] 辻本和文他, JAEA-Technology-2017-033.

4.5 遠隔保守システム設計

テストセル内機器であるターゲットアセンブリと試験モジュールは、年 1 回程度の保守交換を行うことを見込んでいる。テストセル内の空間線量率は、1 年間の連続運転を仮定した場合、中性子運転停止後約 1 日後においてでさえも数 1000 Sv/h を超過する見込みであり、保守作業のためにテストセルに作業者が立ち入ることはできないと見込まれる。そのため、テストセル内機器の遠隔保守システムを設計する必要がある。

4.5.1 ターゲットアセンブリの遠隔保守システム・シナリオ概念

ターゲットアセンブリ(TA)は強い中性子照射を受けるため、定期的な交換が必要である。中性子発生運転停止後も TA は作業従事者が近づくことができない程度の強い放射能を持つと考えられるため、TA の保守交換は機械による遠隔操作によって実施しなければならない。

A-FNS テストセル内機器の遠隔保守システムの設計を実施するにあたり、先行設計実績として IFMIF の遠隔保守システムが挙げられる。しかし、ターゲットアセンブリと高フラックス試験モジュールにはクリアランスが 2mm しかない IFMIF のテストセル内の遠隔保守設計には以下のような技術難度があった。

- I. ターゲットアセンブリの遠隔保守設計は試験モジュール設計に大きく依存する。クリアランスがほとんどないため、ターゲットアセンブリを設置する/取り出しするには、前もって全ての試験モジュールを取り出す必要がある。
- II. ターゲットアセンブリ自体と試験モジュール自体の設計だけでなく、それぞれの遠隔保守システム設計の取合いが複雑に干渉する。そのため、ひとつの設計変更が他の設計変更にも複雑に影響し、自己矛盾のない設計が難しい。
- III. ターゲットアセンブリと試験モジュール（重量数 100 kg~数トン）の遠隔保守はクレーンで吊り上げ/吊り下げて取出し/取付けを行うが、位置精度 ± 1 mm が要求される。この要求精度は工学的に極めて厳しい。

A-FNS 概念設計では、ターゲットアセンブリと試験それぞれについて、上記のような技術的難度を回避するような遠隔保守システム概念設計を行った。

A-FNS の TA 遠隔保守システム概念設計の基本方針としては、「TA は試験モジュールに隣接するが、TA 遠隔保守の独立性・モジュール性を高める」ことである。

このためには TA 遠隔保守方式を以下の方針で検討した。

1. TA と試験モジュールの間のクリアランスを適切に確保する。
2. TA 遠隔保守機器を試験モジュール側ではなくビームダクト側から TA にアクセスさせ、遠隔保守機器と試験モジュールとの干渉を回避する。

TA の上方からのアクセス方式を A-FNS TA 遠隔保守方式概念の主要案とすることとする。

この基本的考え方のイメージを図 4.5-1 に示す。

既に 4.4.3 ブランケット構造材料照射試験モジュールの項で述べたように、中性子照射量の勾配を 15%以内にするようにターゲットアセンブリと試験モジュールのクリアランスを 50 mm 拡げる方針で設計をしている。これは照射試験からの照射均一性を向上させると言う要求を満たすだけでなく、ターゲットアセンブリの遠隔保守性を向上させることにもつながる。

この方針にしたがい、中性子照射運転停止後におけるテストセルからの TA の取り出しシナリオを検討した。シナリオを表 4.5-1 に示す。なお、交換品の新 TA のテストセルへの据え付けについては、表 4.5-1 のシナリオを逆にたどることになる。

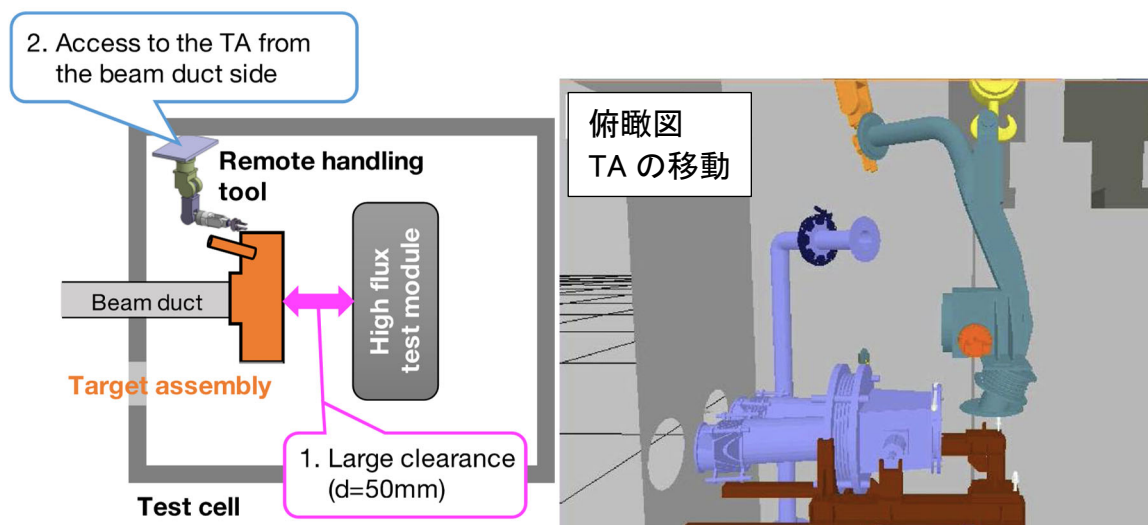


図 4.5-1 A-FNS ターゲットアセンブリの遠隔保守概念の基本的考え方の概念図（横から見た図）

表 4.5-1 中性子照射運転停止後におけるテストセルからのターゲットアセンブリ取り出しシナリオ

	工程	保守される機器	保守治具
1	テストセル内の停止後線量の低下待ち	なし	なし
2	テストセルとアクセスセルに不活性ガス注入	テストセル アクセスセル	TBD
3	上部遮蔽プラグの取り外し	上部遮蔽プラグ	オーバーヘッドクレーン
4	Li 入口配管フランジの機械式クランプ取り外し	Li 入口配管フランジ	マストクレーン サーボマニピュレータ
5	Li 入口配管フランジのリップシール切断	Li 入口配管フランジ	マストクレーン サーボマニピュレータ
6	Li 出口配管のボルト取り外し	Li 出口配管フランジ	マストクレーン サーボマニピュレータ
7	ビームダクトのボルト取り外し	Li 出口配管フランジ	マストクレーン サーボマニピュレータ
8	ターゲットアセンブリの取り出し	ターゲットアセンブリ ベローズ	オーバーヘッドクレーン マストクレーン サーボマニピュレータ

表 4.5-1 に示した TA 取り出しシナリオの実施可能性を検証するために、3次元CADソフトウェア CATIA と 3次元機構解析ソフトウェア DELMIA を用いて、表 4.5-1 に示したターゲットアセンブリのテストセルからの取出しの遠隔操作のシミュレーションを実施した。機構シミュレーションのスナップショットを図 4.5-2 に示す。

検討の結果、ターゲットアセンブリの遠隔保守の基本的考え方は妥当であると判断でき、試験モジュールとは独立に保守ができる。

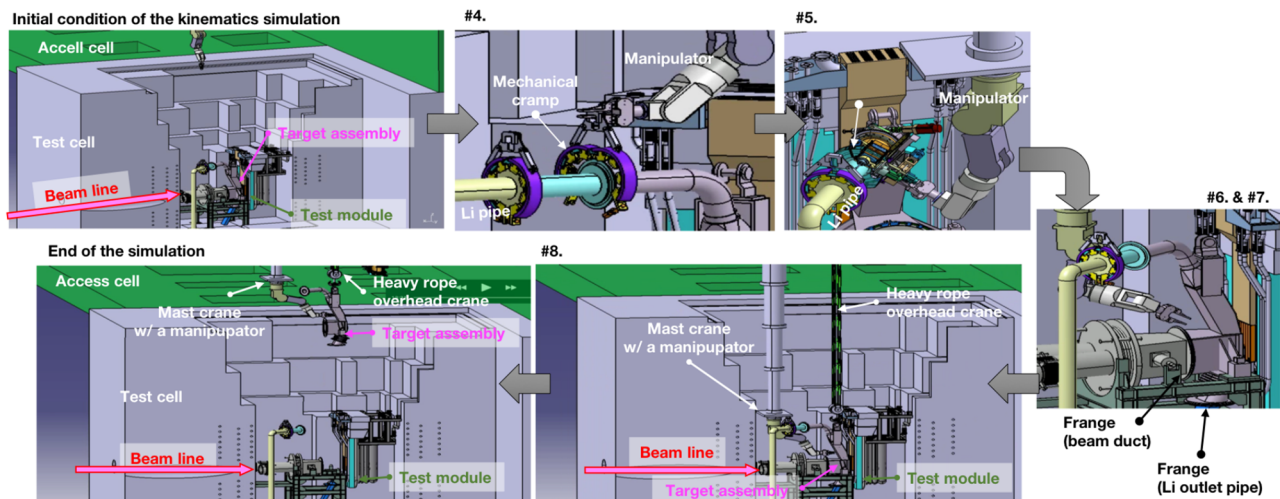


図 4.5-2 ターゲットアセンブリ取り出しシナリオの機構解析のスナップショット

4.5.2 ターゲットアセンブリの遠隔保守方式の検討

ターゲットアセンブリの遠隔保守方式について検討した。遠隔操作で接続・切り離しを行うべき場所は、(1) リチウム入口配管、(2) リチウム出口配管、(3) ビームダクト配管の3ヶ所である。取り外す場合は、3ヶ所のフランジをセストセル内でパワーマニピュレータを用いて切り離しを行い、ターゲットアセンブリを垂直方向にクレーンで吊り上げる。また取り付ける場合は、クレーンでターゲットアセンブリを所定の場所に設置した後、正確な位置決め、パワーマニピュレータを用いて接続を行い、接続の健全性検査を行う必要がある。3ヶ所のフランジには表 4.5-2 のような特徴がある。

表 4.5-2 接続・切り離しを行う3ヶ所のフランジの特徴

	Li 入口	Li 出口	ビームダクト
流体/雰囲気	液体リチウム	液体リチウム	真空 (メンテナンス時のセストセル内はヘリウム雰囲気、0.11 MPa)
圧力	0.45 MPa	0.11 MPa	$10^{-3} \sim 10^{-2}$ Pa
流体温度	250 °C	250 °C	N/A
フランジ径	150A	約 80 mm x 約 260 mm	直径約 200 mm
フランジの向き	垂直 (変更可能)	水平 (変更不可)	垂直 (変更不可)
フランジの最高温度	350 °C	350 °C	260 °C (メンテナンス時は 50 °C)
IFMIF での接続方式	溶接	機械式	機械式
備考	Li 漏洩を避けること	Li が内壁に接触していない	Li 蒸気が付着している可能性

ターゲットアセンブリの取り扱いについて、IFMIF で検討したリチウム配管フランジを溶接で接続する方法について、下記の技術的課題を抽出することができた。

- (1) 各フランジの向きがそろっていないため、xyz 方向の位置決めを全て同時にする必要があり、遠隔操作的に難しい。

- (2) 向きのそろっていないフランジを同時に位置決めすると、フランジ面が擦れて傷つく。
- (3) Li outlet pipe は二重配管のため、見えない内側の配管は差し込み確認が難しい。
- (4) メカニカルクランプをフランジに遠隔操作で巻きつける動作がパワーマニピュレータでは難しい。
- (5) レーザー溶接、溶断時にフランジ面の変形やフランジ面の変形や溶接ツバの減少が生じ、メカニカルクランプの運用が難しい。
- (6) レーザー溶接、溶断時の位置決めが難しい。
- (7) 1台のパワーマニピュレータではレーザー溶接機や溶断機ハンドリングすることが難しい。
- (8) 溶接品質の検査を遠隔的に行うことが難しい。
- (9) 故障した時の機器のレスキューが難しい。
- (10) 溶接のヒューム、スパッタ等が周辺に飛散する。
- (11) 可燃性ガスへの引火。
- (12) 溶断時の切れ端の落下。
- (13) フランジ面の清掃。
- (14) リチウム の固化による固着。
- (15) パワーマニピュレータのアクセス性。

等

上記課題があるため、テストセル内での溶接・溶断は技術的ハードルが非常に高いと判断し、遠隔操作での実績があるフランジ接続方式を主軸に、(1) リチウム入口配管、(2) リチウム出口配管、(3) ビームダクト配管の3ヶ所について、フランジ接続の方法を比較検証し、現時点での技術的成立性の高い方法を選択した。表 4.5-3 にフランジ接続方式の候補一覧、表 4.5-4 にリチウム入口配管の比較、表 4.5-5 にリチウム出口配管の比較、表 4.5-6 にビームダクト配管の比較を示す。

Li 入口配管 フランジの接続方式は、「溶接・切断」を適用することになっているが、遠隔操作での溶接品質確認方法を開発する必要があることやターゲットアセンブリの3次元計測が必要なことから、「溶接・切断」の適用は技術的ハードルが非常に高いと考えられる。「溶接・切断」以外の接続方式の中では、遠隔操作での使用実績が豊富であることから、「遠隔ボルトナット方式」が最も適していると考えられる。ただし、液体 Li 用のガスケットの開発は別途必要である。液体 Li 用のガスケットの候補材料としては、ニッケルやインコネルが考えられる。これらのガスケットが液体 Li 配管に適用可能かどうか検証するためには、ヘリウムガス等 (Li の分子量に近いもの) を用いた漏れ評価と液体 Li に対する腐食性の評価を組み合わせた要素試験が必要となる。また、遠隔ボルトで必要締付力を発生可能かどうか検証する試験も必要となる。

Li 入口配管フランジの接続方式は、ターゲットアセンブリ サポートが障害物となり空間が狭いことから、「遠隔ボルトナット方式」の適用が難しい。「ピローシール」についても、液体 Li に対する気密性が不明なことから最適な方式ではないと考えられる。そこで「FDS」、「ボルトリンク方式」、「ウォームギア方式」が接続方式として適すると考えられる。ただし、液体 Li 用のガスケットの開発や、必要締付力が得られるかどうかの検証試験は必要となる。また、リチウム出口配管 は二重配管となっているため、二重配管の接続方法も別途検証が必要である。ビームダクトフランジの接続方式は、位置決めの際に位置ずれ分を吸収できるような接続方式とするため、「ピローシール」が最適であると考えられる。

表 4.5-3 フランジ接続方式の候補一覧

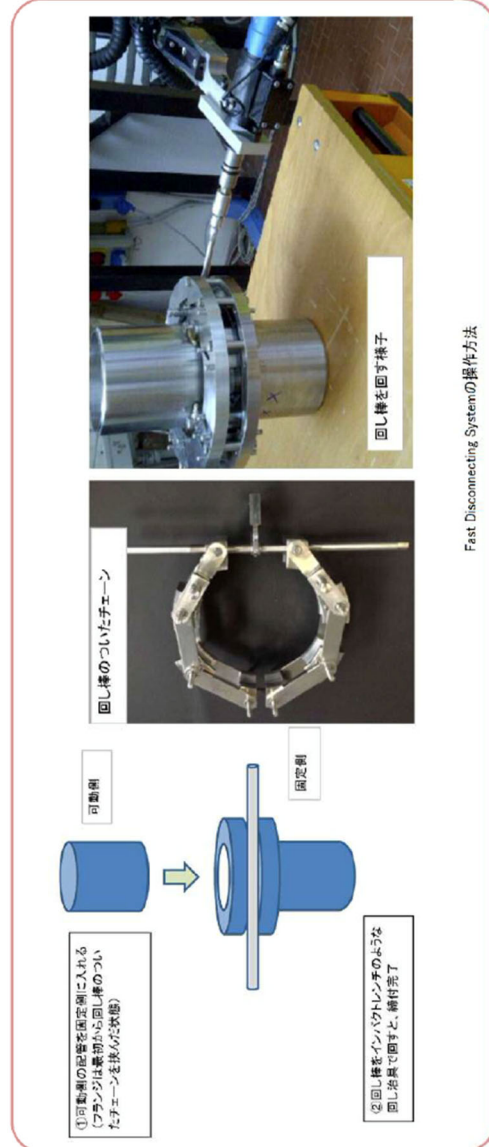
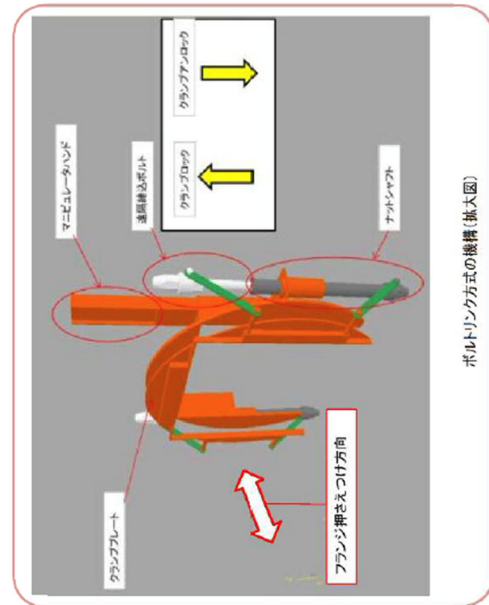
[illegible]

表 4.5-4 リチウム入口配管の比較

接続方式	遮断ポートナット	溶接・切断(ボルトリンク方式)	ピロー・センサー	A案 Fast Disconnecting System(FDS)	B案 クランク方式	C案 ペダル方式	D案 チェーン方式	E案 ボルト止め方式	F案 ボルトリンク方式	G案 ウォームギア方式
1 アクセシビリティ	PMが遮断ポートを止める間に十分な空間が確保できる。	△	○	○	○	○	○	PMで、締付に必要な締付動作(押戻動作)をする空間は確保できる。	○	○
2 検知性	TAの上方の空間は十分に広い。検知性に問題はない。	○	○	○	○	○	○	TAの上方の空間は十分に広い。検知性に問題はない。	○	○
3 遮断操作性 (1) 検知動作が可能 (2) 検知動作が可能な場合	溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。	△	○	○	○	○	○	溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。	○	○
4 気密性	溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。	△	○	○	○	○	○	溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。	○	○
5 検知	溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。	△	○	○	○	○	○	溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。 溶接・切断後の位置決めが容易である。	○	○
6 遮断操作性での実用	有(ただし液体ではない)	無(開発段階)	有(ただし液体ではない)	無(開発段階)	無(開発段階)	無(開発段階)	無(開発段階)	無(開発段階)	無(開発段階)	無(開発段階)
8 総合評価	○	▲	▲	▲	▲	▲	▲	▲	▲	▲

○: 大きな問題のないもの
△: 適用は可能であるが、やや問題があるもの
▲: 問題が大きい、適用が難しいもの
×: 問題が非常に大きく、適用不可のもの

表 4.5-5 リチウム出口配管の比較

接続方式	遠隔ポートナット	ピローシール	メカニカルランブ					E案	F案	G案
			A案	B案	C案	D案	E案			
			Fast Disconnecting System (FDS)	クイック方式	ベルト方式	チェーン方式	ボルト止め方式	ボルトリンク方式	ボルトリンク方式	ウォームギヤ方式
1 アクセシビリティ	PMが遠隔ポートを止める動作に必要空間がない(インハウトレンスがTIAサポートと干渉する)	ハンドリフティングに干渉する空間は確保できる。	向きはフランジに対して側面方向からアクセスする必要がある。向きは動作に必要な空間は十分に確保できる。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。
2 検知性	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。	配管を差し込む際の検知性に問題はない。ただし、二重配管の場合は検知が必要。向きは動作に必要な空間は十分に確保できる。	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。	遠隔操作機器にカメラを設置すれば、検知性に問題はない。
3 遠隔操作性	インハウトレンスで遠隔ポートの接続が可能である。	遠隔仕様のワンタッチコネクタ(例:スリーブ)は、コネクタを使用すれば、エアホースの接続が可能である。	向きはフランジに対して側面方向からアクセスする必要がある。向きは動作に必要な空間は十分に確保できる。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。
4 気密性	ガスケットの構造、材質次第で気密性が確保できる(と考える)。	液体Liに対して、気密性が確保できる(と考える)。	向きはフランジに対して側面方向からアクセスする必要がある。向きは動作に必要な空間は十分に確保できる。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。
5 課題	液体Li用の遠隔ガスケットを開発する必要がある。	液体Liに適用した場合に十分な気密性が確保できる(と考える)。	向きはフランジに対して側面方向からアクセスする必要がある。向きは動作に必要な空間は十分に確保できる。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。
6 遠隔操作での実現	有(ただし液体Liでない)	有(φ400mm程度のフランジ、ただし液体Liではない)	向きはフランジに対して側面方向からアクセスする必要がある。向きは動作に必要な空間は十分に確保できる。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。	PMで、動作に必要な動作(円周動作)を止める。TIAサポート等と干渉するため、十分な空間がない。
8 総合評価	×	▲	△	×	×	×	×	×	△	△

○：大きな問題のないもの
△：適用は可能であるが、やや問題があるもの
▲：問題が大きいく、適用が難しいもの
×：問題が非常に大きく、適用不可のもの

表 4.5-6 ビームダクト配管の比較

接続方式	遠隔ボルトナット	ピローシール	メカニカルフランジ					E系	F系	G系
			A系 Fast Disconnecting System (FDS)	B系 クイック方式	C系 ベルト方式	D系 チェーン方式	ボルト止め方式			
1 アクセシ性	PMが遠隔ボルトを止める動作に必要な空間がない(インバウトサポートと干渉する)	TAを設置する前にピローシールを設置すれば、ハンドリフトに十分な空間が確保できる。	○	○	PMで、締付に必要な巻付動作(円周動作)をする。TAサポートと干渉するため、十分な空間がない。	×	PMで、締付に必要な巻付動作(円周動作)をする。TAサポートと干渉するため、十分な空間がない。	PMでボルトを止める動作に必要な空間がない。	○	フランジに対して側面方向に立つと遠隔ボルトを回すことにより締付動作に必要な空間は十分に確保できる。
2 視認性	フランジの下側の遠隔ボルトがTAやIAサポートに遮られ見えにくい。	ピローシール設置時には上から視認できればよいので、特に問題なし。	△	△	フランジの下側がTAやIAサポートに遮られ見えにくい。	△	フランジの下側がTAやIAサポートに遮られ見えにくい。	フランジの下側がTAやIAサポートに遮られ見えにくい。	○	遠隔ボルトはフランジに対して側面方向に立っているため、視認性に問題はない。
3 遠隔操作性 (接続操作が遠隔操作機器で可能か)	空間があればインバウトの締付けが可能である。	遠隔仕様のワンタッチコネクタ(例: ストープ)すれば、エアホースの接続が可能である。	○	×	PMで巻付動作をする。△	×	ボルトの形状が遠隔仕様でないため、遠隔で締付操作はできない。	ボルトの締付が遠隔仕様でないため、遠隔で締付操作には不向きである。	○	インバウトレンチで遠隔ボルトの締付けが可能である。
4 気密性	ガスケットの構造、材質次第で気密が確保できると考えられる。	大径のフランジに適用した場合、気密が確保できるが不明である。	△	△	締付力不足や締付が不均一になることによる気密が確保できない可能性がある。	×	分銅された委員を締さえながらボルトを締付ける必要があるため、遠隔仕様には不向きである。	ビーム入射口方向へTA自体がスライト可能な構造とすれば後継可能である。	▲	ビーム入射口方向へTA自体がスライト可能な構造とすれば後継可能である。
5 課題	遠隔ガスケットの構造を後継する必要がある。	大径のフランジに適用した場合、大径のフランジに適用した場合に必要な締付力が得られるか、均一に締付可能か別添試験が必要である。	△	△	大径のフランジに適用した場合でも、必要な締付力が得られるか、均一に締付可能か別添試験が必要である。	×	大径のフランジに適用した場合でも、必要な締付力が得られるか、均一に締付可能か別添試験が必要である。	大径のフランジに適用した場合でも、必要な締付力が得られるか、均一に締付可能か別添試験が必要である。	△	遠隔ガスケットの構造を後継する必要がある。
		エアホースの取り回しルールの後継が必要である。(例: ティーセールの断面にエア出口の位置を確保する)	△	△	PMで巻付動作が可能か別添試験が必要である。	×	PMで巻付動作が可能か別添試験が必要である。	ボルトを遠隔仕様にする必要がある。	△	フランジの位置決め精度がどの程度必要か、別添試験が必要である。
		TAをスライト可能な構造とする必要がある。		△	遠隔ガスケットの構造を後継する必要がある。	△	遠隔ガスケットの構造を後継する必要がある。	遠隔ガスケットの構造を後継する必要がある。	▲	TAをスライト可能な構造とする必要がある。
6 遠隔操作での実用性	有(ただし真鍮フランジでない)	有(φ400mm程度のフランジ)	無(開閉回数)					無	無	無
8 総合評価	×	○	▲	×	×	×	×	×	▲	▲

○: 大きな問題のないもの
 △: 適用は可能であるが、やや問題があるもの
 ▲: 問題が大きく、適用が難しいもの
 ×: 問題が非常に大きく、適用不可のもの

上記で記述したように、様々なフランジ接続方式を検討した結果をもとに、Li 入口配管 フランジ、Li 出口配管フランジ、ビームダクトフランジの接続方式の最適な組み合わせを検討した。比較的適用可能性の高い組み合わせの一覧を表 4.5-7 に示す。ただし、ボルトリンク方式とウォームギア方式は、遠隔ボルトを回すことで挟み込んだフランジを押さえつけるという類似の機構であることから、ボルトリンク方式のみを取り上げることとする。総合評価の結果から、組み合わせ案③と⑦が最適な接続方式である。両者の違いは Li 入口配管フランジの接続方式のみであり、FDS とボルトリンクは遠隔ボルト仕様の締めネジを回すという動作が似ている、どちらもこれまで使用された実績がなく開発要素が含まれるという点で共通している。従って、以降のターゲットアセンブリ 遠隔保守方式検討では、組み合わせ案⑦をベースにして検討を進めた。

表 4.5-7 フランジ接続方式の組み合わせ比較

組 み 合 わ せ 案	Li inlet pipe フランジ		ビームダクトフランジ		Li outlet pipe フランジ		総 合 評 価
①	FDS	△	ピローシール	○	FDS	△	△
②	ボルトリンク	△	ピローシール	○	FDS	△	△
③	遠隔ボルトナット	○	ピローシール	○	FDS	△	○
④	溶接 (+ボルトリンク)	▲	ピローシール	○	FDS	△	▲
⑤	FDS	△	ピローシール	○	ボルトリンク	△	△
⑥	ボルトリンク	△	ピローシール	○	ボルトリンク	△	△
⑦	遠隔ボルトナット	○	ピローシール	○	ボルトリンク	△	○
⑧	溶接 (+ボルトリンク)	▲	ピローシール	○	ボルトリンク	△	▲

○：大きな問題のないもの

△：適用は可能であるが、やや問題があるもの

▲：問題が大きく、適用が難しいもの

組み合わせ案⑦（遠隔ボルトナット+ピローシール+ボルトリンク）に基づき、ターゲットアセンブリの遠隔保守作業手順を検討した。なお、ターゲットアセンブリの取外しは取付けの逆の手順で実施すれば良いため、ここでは取付けのみを考える。図 4.5-3 にターゲットアセンブリ の取付け手順のイメージ図を示す。取付け手順の概要は以下のとおりである。

- (1) ビームダクトフランジ用のピローシールを設置し、エアホースを接続する。
- (2) ターゲットアセンブリ を設置場所に吊り下ろし、ターゲットアセンブリサポートに載せる。
- (3) Li 出口配管フランジにボルトリンク方式のクランプを取付け、インパクトレンチで遠隔ボルトを締める。
- (4) Li 入口配管フランジの遠隔ボルトをインパクトレンチで締める。
- (5) ピローシールにエアを供給して膨らませ、ビームダクトフランジの気密をとる。

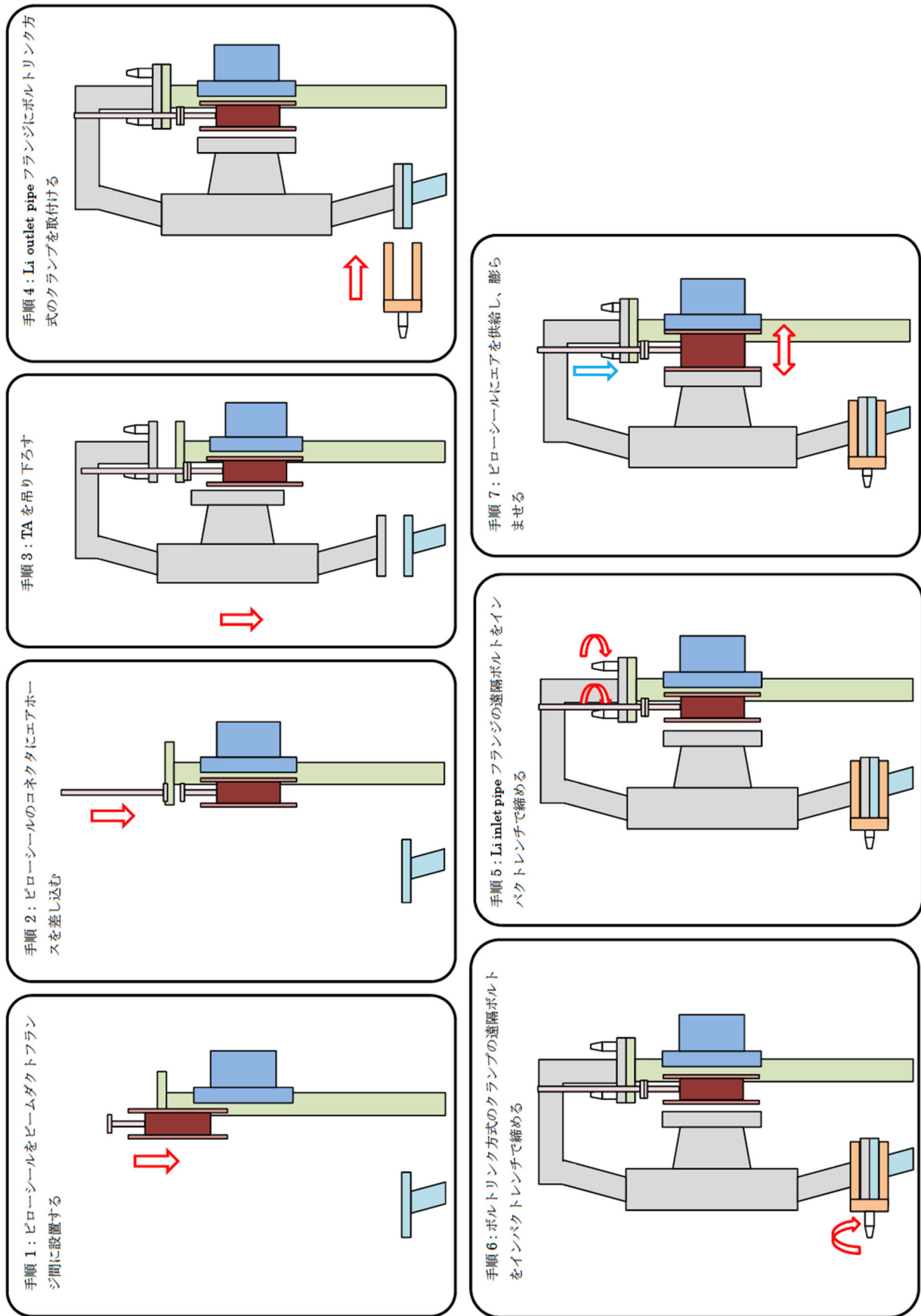


図 4.5-3 ターゲットアセンブリ の取付け手順のイメージ図

以上の検討を反映させたターゲットアセンブリの構造と取り付け部分の改良案を図 4.5-4 に示す。主な改良ポイントは以下のとおりである。しかし前述したように、液体 Li 用のガスケットの開発は別途必要である。

(1) リチウム入口配管フランジ

フランジの向きを垂直から水平に変更

リチウム入口配管フランジ がテストセルの床面から出る位置を変更

ターゲットアセンブリ 側のリチウム入口配管フランジ 形状を変更

遠隔仕様のガスケットを新たに追加

(2) ビームダクト

ピローシールを新たに追加

ピローシールを設置するスペースを確保するため、ターゲットアセンブリ とビームダクトの長さ（ビームライン方向）を変更

(3) リチウム出口配管フランジ

ボルトリンク式のメカニカルクランプを新たに追加

遠隔仕様のガスケットを新たに追加

(4) ターゲットアセンブリ 本体

ターゲットアセンブリ をターゲットアセンブリ サポートのガイドピンに入れる様子が見えるよう、ターゲットアセンブリ の金具形状を変更（ガイドピンに覆いかぶさる部分を除去）

(5) ターゲットアセンブリサポート

柱の削除・追加、梁の追加

ピローシール設置のための金具、ガイドピンを新たに追加

位置決めの操作性向上のため、ガイドピンの長さを長いものと短いものの組み合わせに変更。

(6) テストセル

リチウム出口配管フランジ フランジに横方向からアクセスするため、テストセルを拡張図する。

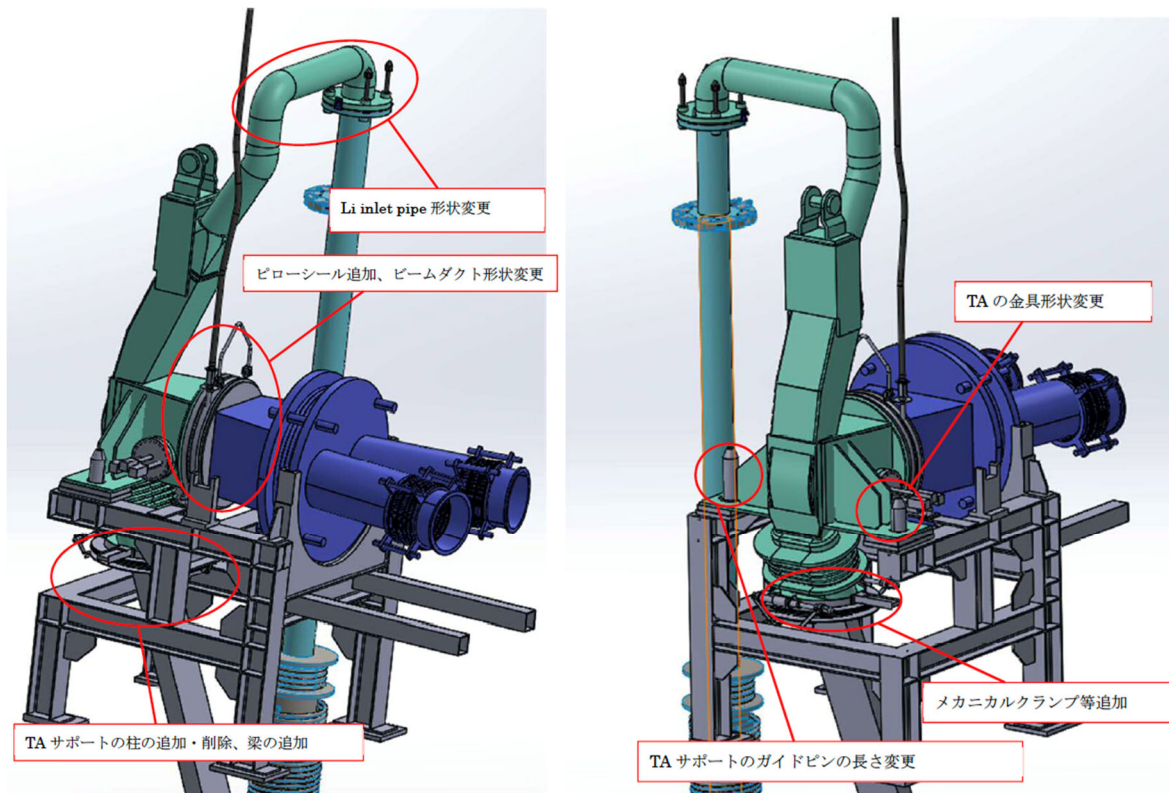


図 4.5-4 ターゲットアセンブリの構造と取り扱い部分の改良案

4.5.3 試験モジュール群の遠隔保守・シナリオ概念

A-FNS では、「4.4 試験システム設計」に示したように、様々な照射モジュール（ブランケット構造材、機能材、腐食試験等）の中性子照射試験を計画している。これまで IFMIF 中間工学設計報告書において照射モジュールの遠隔保守方式が提示されているが、冷却管やユーティリティ電線（ヒータ、熱電対）を試験セル内で遠隔的に接続・切断しなければならない等の技術的課題があった。

そこでこの技術的課題を回避するために、新しい試験モジュールの遠隔保守方式「遮蔽プラグ一体型・水平引き抜き方式」を検討した(図 4.5-5)。本方式を A-FNS 試験モジュール遠隔保守方式概念の主オプションとする。この基本的なアイデアは以下のとおりである(図 4.5-6)。

1. 試験モジュールの冷却管とケーブル（ヒータ、熱電対）を遮蔽プラグに直接接続する。
2. 試験モジュールを保守・交換する際、テストセルの外にて遮蔽プラグから貫通した冷却管・ケーブルを切断・接続する。
3. 試験モジュールと遮蔽プラグは一体として、水平方向に引き抜き及び挿入を行う。

従来考えられていた IFMIF での試験モジュール遠隔保守方式と比較して、この新概念は配管等の切断及び接続の観点で以下の利点を有すると考えられる。

- 技術的に難しいうえに保守時間がかかるテストセル内での配管とケーブルの接続・切断を排除できる。
- 試験セル・モジュール設計、遠隔保守設計、プラント設計の取合いを低減することができる。

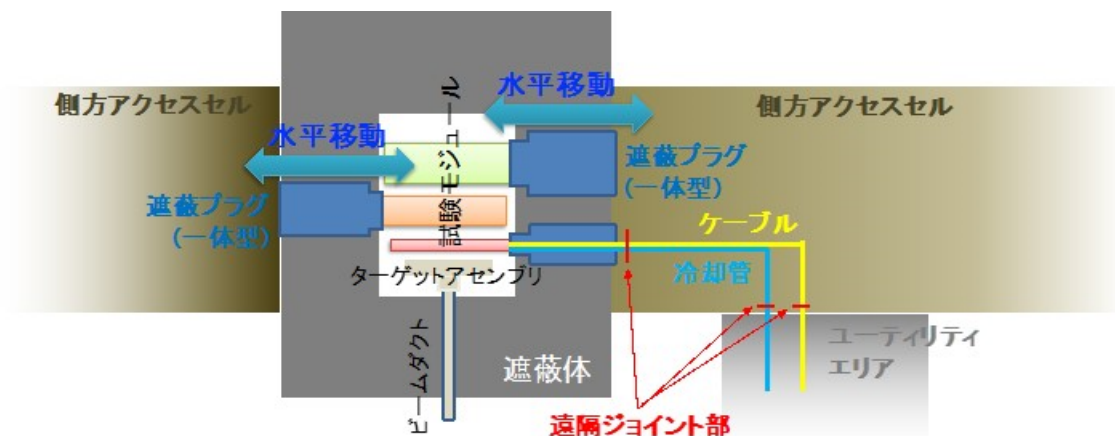


図 4.5-5 試験モジュールの遠隔保守の概念

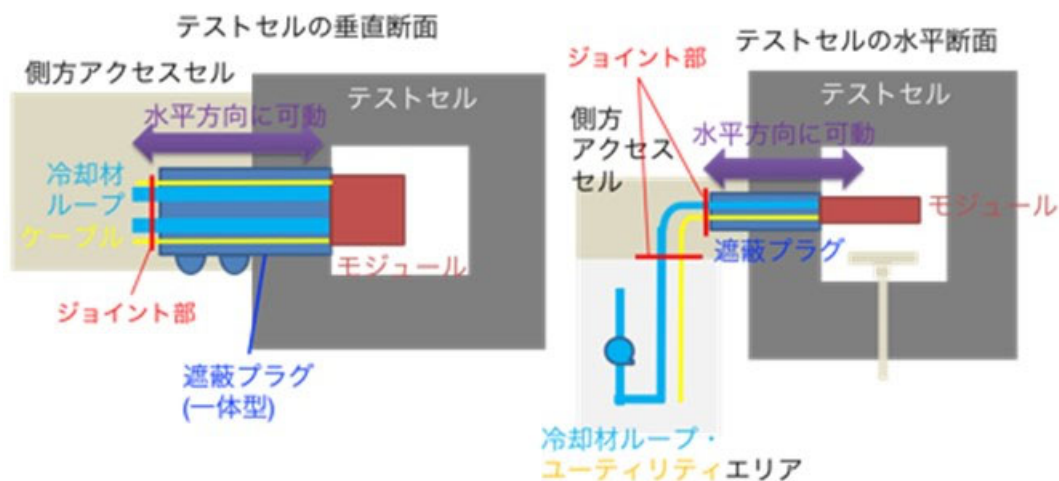


図 4.5-6 試験モジュールの新遠隔保守方式の基本的アイデアの概念図

本遠隔保守方式に基づく構造材モジュール BSMTM の概念図を図 4.5-7 に示す。中性子照射運転停止後におけるテストセルからの構造材モジュール BSMTM の取り出しシナリオを策定した。シナリオを表 4.5-8 に示す。このシナリオの手順 4, 5 の作業について、側方アクセスセルの線量が十分低い場合は、保守期間短縮のために遠隔保守治具ではなく作業者によるマニュアル保守とすることが考えられる。構造材モジュール BSMTM 取り付けのシナリオは表 4.5-8 の手順の逆をたどる。

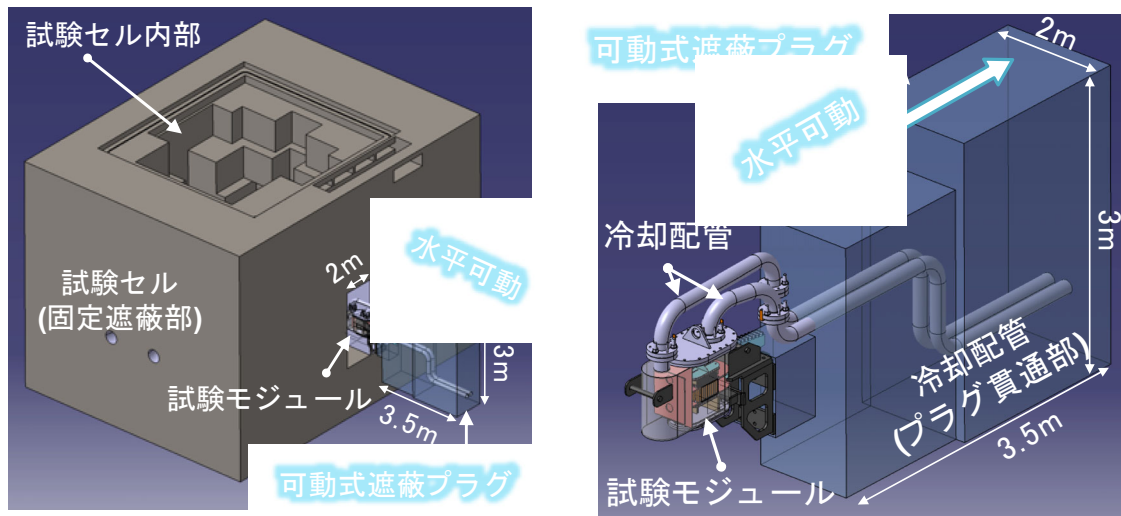


図 4.5-7 「遮蔽プラグ一体型水平交換方式」に基づくテストセルと構造材モジュール(BSMTM)の概念図

表 4.5-8 中性子照射運転停止後におけるテストセルからの構造材モジュール取り出しシナリオ

	工程	保守される機器	保守治具
1	テストセル内の停止後線量の低下待ち	なし	なし
2	テストセルと側方アクセスセルに不活性ガス注入	テストセル 側方アクセスセル	TBD
3	遮蔽プラグカバーの取り外し	遮蔽プラグカバー	TBD
4	ヘリウム冷却管の取り外し	ヘリウム冷却管フランジ	サーボマニピュレータ インパクトレンチ
5	ケーブルの取り外し	ケーブルカブラ	サーボマニピュレータ
6	遮蔽プラグ一体型試験モジュールの取り出し	遮蔽プラグ 試験モジュール	LM ガイド 駆動機構

構造材モジュール BSMTM を側方アクセスセルに取り出した後、クレーン等を用いて BSMTM と遮蔽プラグをアクセスセル内の解体区画に移動させる。

遠隔操作による構造材モジュール BSMTM の解体シナリオの検討も実施した。考案した解体シナリオを表 4.5-9 に示す。

表 4.5-9 遠隔操作による構造材モジュールの解体シナリオ

	工程	保守される機器	保守治具
1	遠隔保守機器の先端部にボルト締結用治具を設置	なし	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ
2	遠隔保守機器で He ガス出口配管締結ボルトを取り外し (図 4.5-8)	He 冷却出口配管	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ
3	遠隔保守機器で He 出口ジャンパ管を引上げ、解体区画内に仮置き (図 4.5-9)	He 冷却出口配管	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ
4	遠隔保守機器で He ガス入口配管締結ボルトを取り外し (図 4.5-10)	He 冷却入口配管	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ
5	遠隔保守機器で He 入口ジャンパ管を引上げ、解体区画内に仮置き (図 4.5-11)	He 冷却入口配管	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ
6	遠隔保守機器で試験モジュール筐体上部フランジのボルトを取り外し (図 4.5-12)	試験モジュール	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ
7	遠隔保守機器で筐体上部フランジを把持して引上げ、解体区画内に仮置き (図 4.5-13)	試験モジュール	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ
8	上部サポートプレート取り外し用治具を把持して引き上げ、コネクタの正常な分離を確認 (図 4.5-14)	上部サポートプレート コネクタ	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ
9	上部サポートプレートを解体区画内に仮置き後、遠隔保守機器にチャッキングユニットを装着 (図 4.5-15)	上部サポートプレート	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ チャッキングユニット
10	チャッキングユニットをキャプセルロッド上端へ装着。キャプセルをハニカムから引抜き (図 4.5-16)	キャプセル	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ チャッキングユニット
11	キャプセルを容器に入れてチャッキングユニットをキャプセルロッドから離す (図 4.5-17)	キャプセル	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ チャッキングユニット
12	遠隔保守機器からチャッキングユニットを外す	キャプセル	テレスコピックマストクレーン サーボマニピュレータ チャッキングユニット
13	キャプセルを入れた容器を PIE 室へ運ぶ	キャプセル	TBD

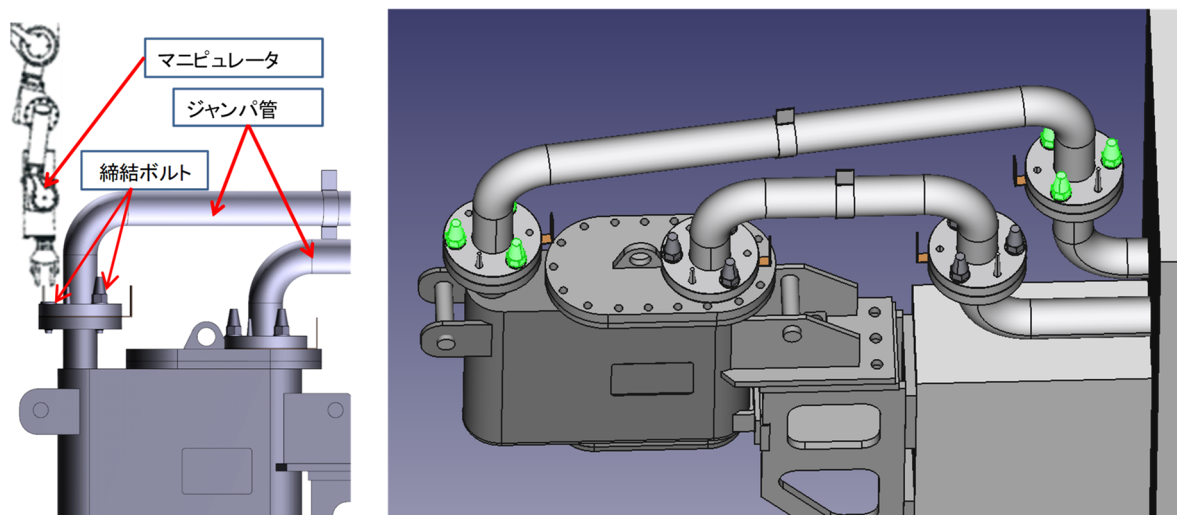


図 4.5-8 He ガス出口ジャンパ管フランジ締結ボルトの取り外し

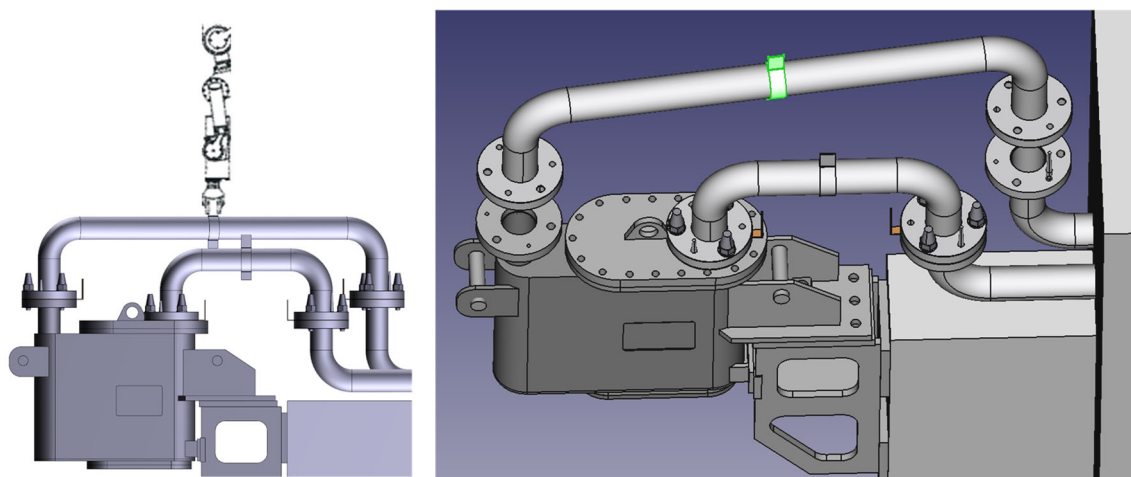


図 4.5-9 He ガス出口ジャンパ管の引き上げ

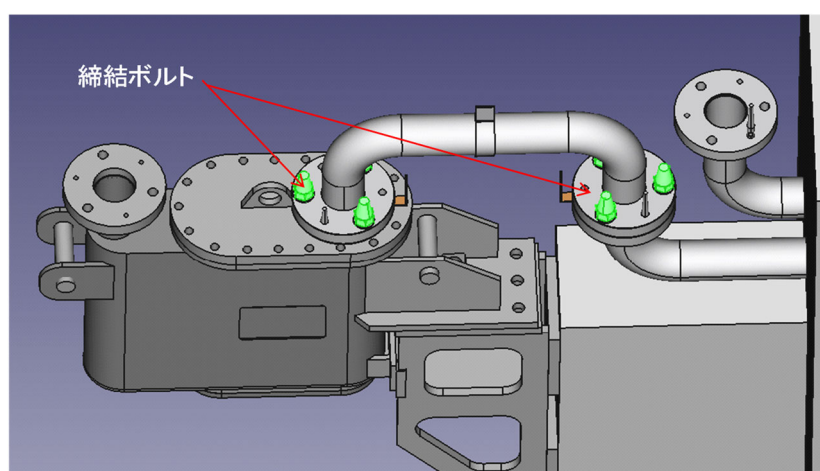


図 4.5-10 He ガス入口配管締結ボルトの取り外し

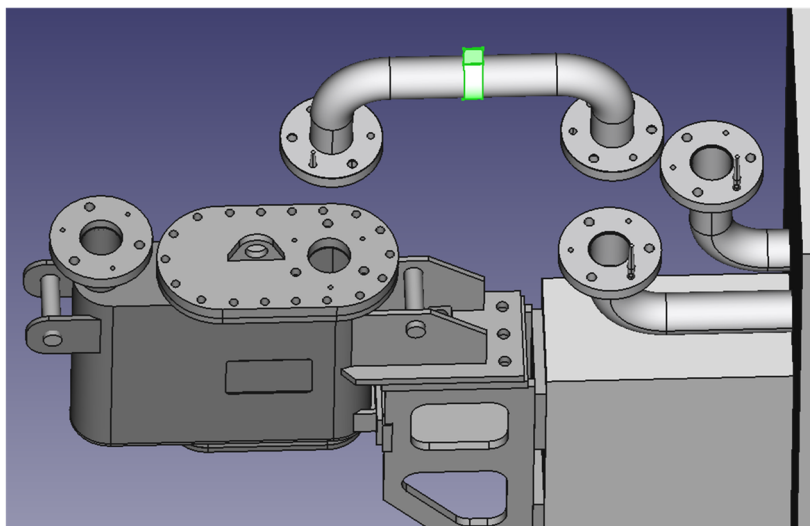


図 4.5-11 He ガス入口ジャンパ管の引上げ

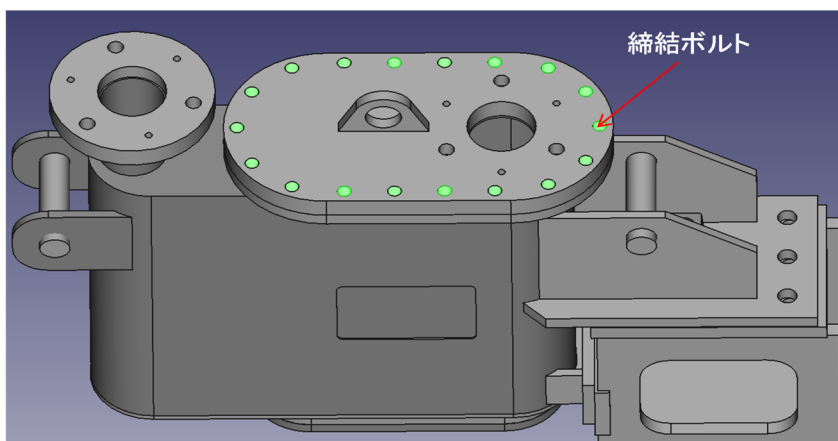


図 4.5-12 試験モジュール筐体上部フランジの締結ボルト取り外し

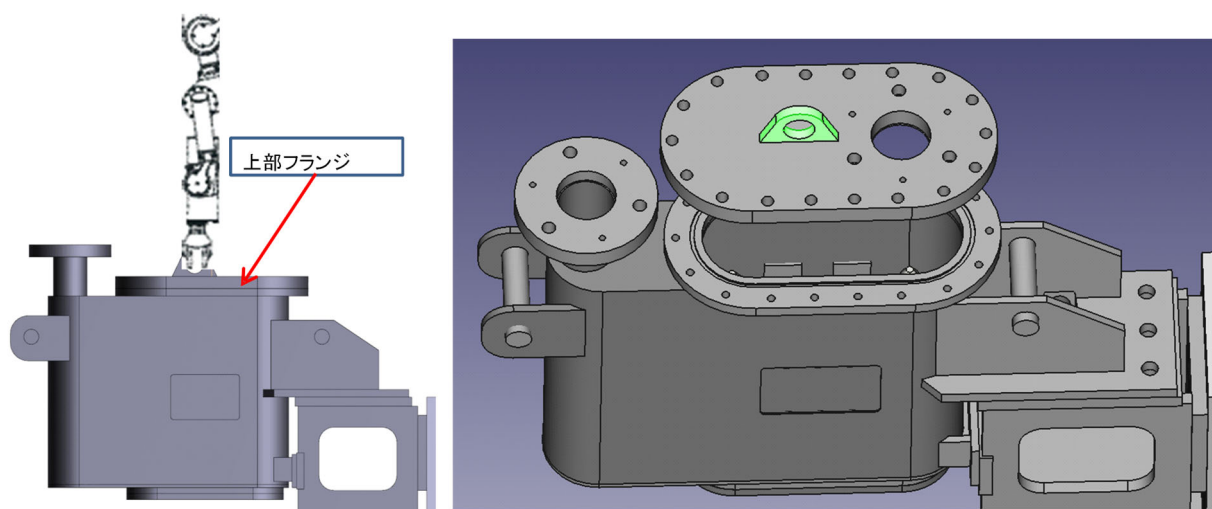


図 4.5-13 筐体上部フランジの引上げ

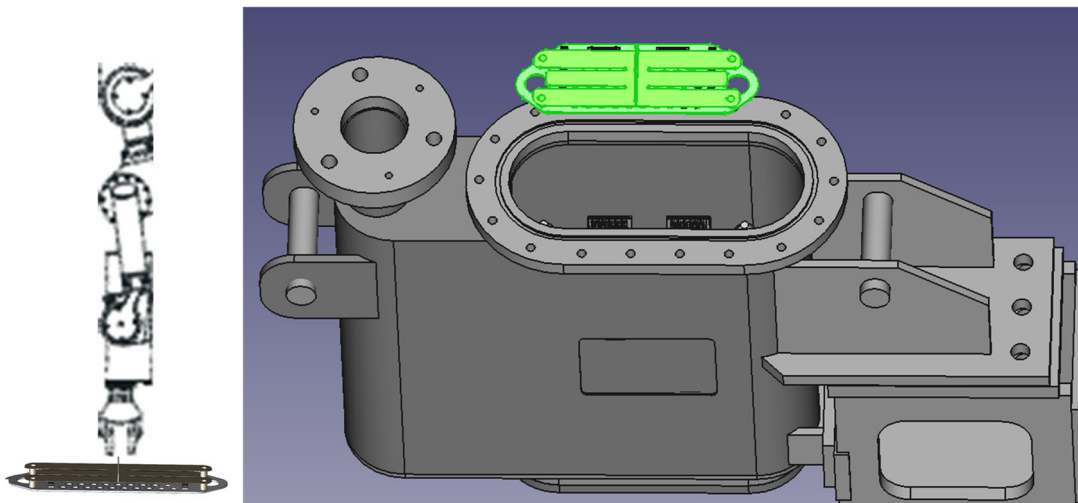
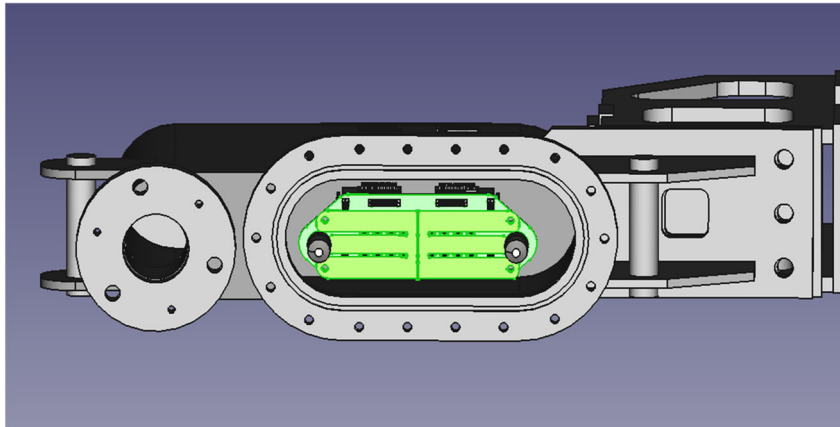


図 4.5-14 上部サポートプレートの引上げ

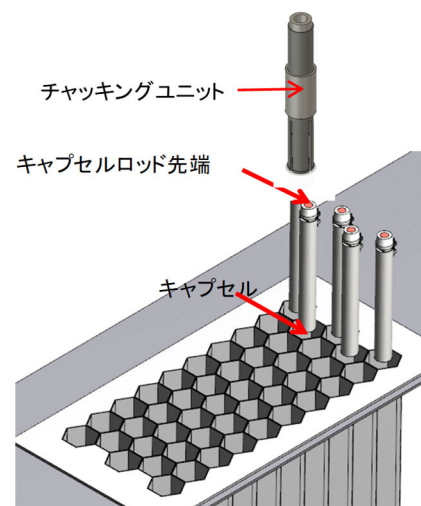
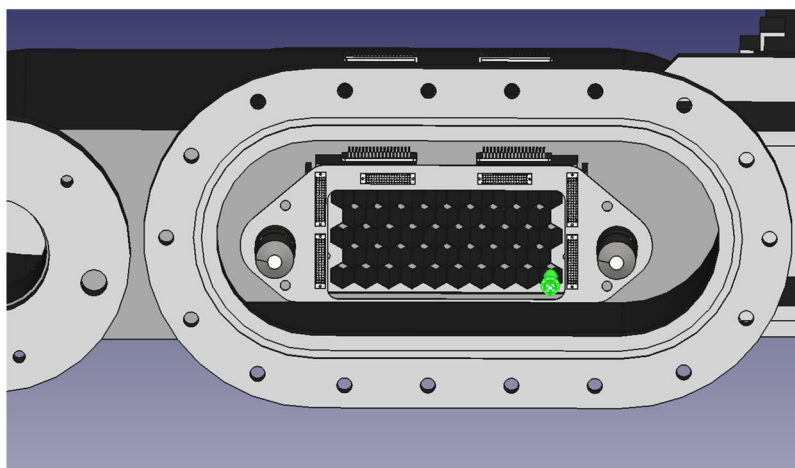


図 4.5-15 チャッキングユニットのキャプセルロッド上端への装着

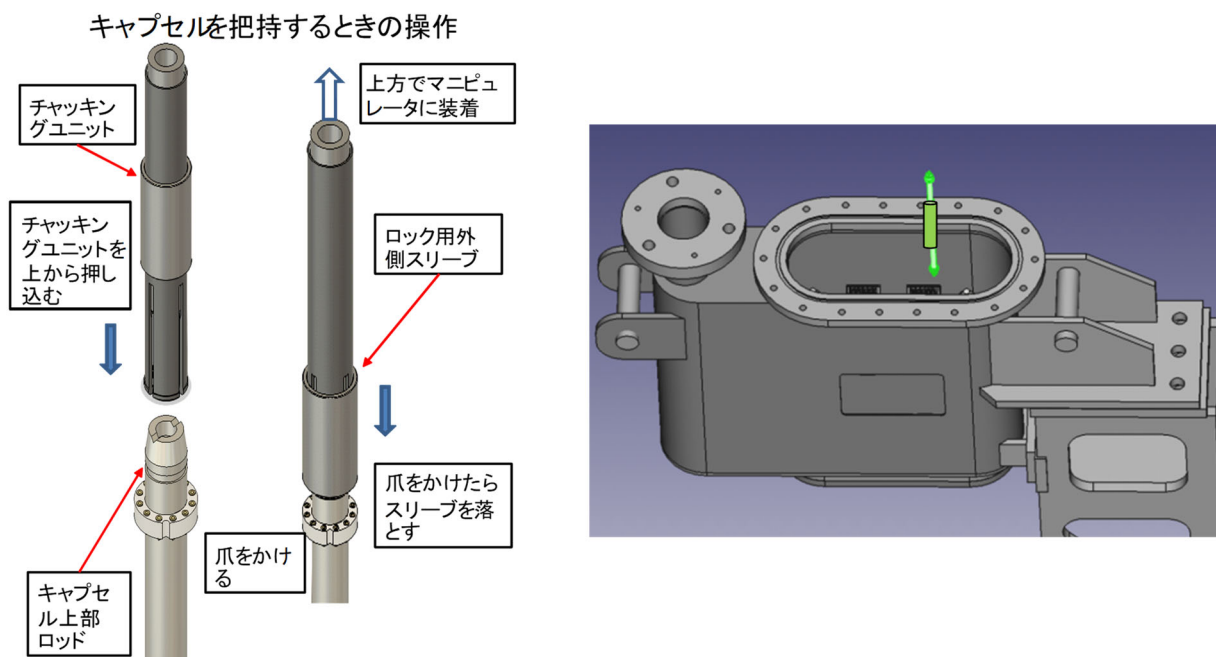


図 4.5-16 キャプセル上部ロッドへのチャッキングユニットの装着

キャプセルを外すときの操作

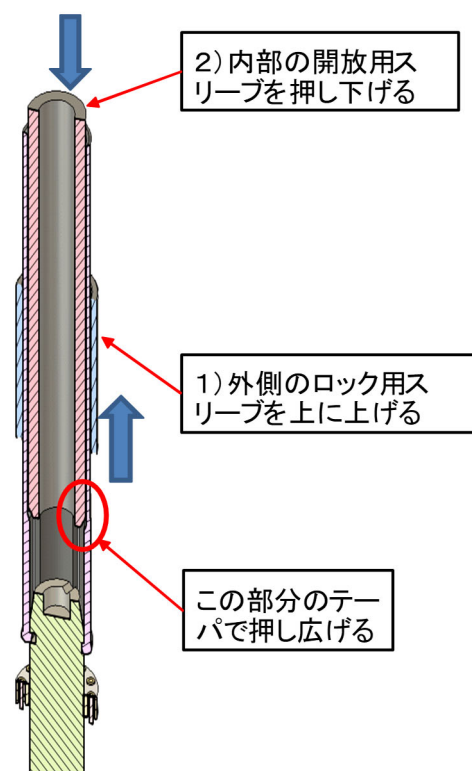


図 4.5-17 チャッキングユニットの取り外し

4.6 照射後試験施設

照射後試験施設 (PIE) は、主として加速器と液体 Li ループを含むターゲット設備および照射設備で構成される材料照射施設に併設された施設であり、照射後材料の各種強度試験、特性試験、分析、などを行うことを目的とした施設である。すなわち PIE は、ターゲットアセンブリ (TA) 材料を含む、材料照射施設で中性子を照射された材料を受け取り、その評価のための各種試験・分析を行う施設であり、材料照射施設と PIE は、設備上も運用上も独立した施設であることが望ましい。たとえば、何らかの不具合により材料照射施設が停止状態にあっても、PIE はその影響を受けることなく運用できることが要求される。よって、電力系統をはじめとした各種ユーティリティ系統、換気空調系統の独立性が要求されるが、一方、照射後材料の受け渡しという観点で、材料照射施設とのインターフェースが発生する。

4.6.1 照射後材料の流れを考慮した照射後材料試験施設の機能の検討

照射後材料(試験体)の材料照射施設から照射後試験施設(PIE)への流れとそれぞれの施設の機能分担の案を図 4.6-1 に示す。ターゲットアセンブリ (TA) 材料は照射試験施設内で粗切断された材料の試験片への加工から PIE で行うこととし、照射モジュールについてはキャプセル分解から PIE にて行うこととしている。これにより、キャプセル分解、試験片取出し、および NaK 洗浄、同洗浄液の管理・処置を一括して PIE にて行うこととなる。この方式のメリットは、試験片加工やキャプセル分解等の高レベル放射化物のマニピレータによる加工や洗浄を PIE に集中させられることと、キャプセル分解時に発生する高レベル放射性廃棄物を試験片加工にともなう残材や切子などの高ベータガンマの放射化物と共に PIE で一括管理できることである。これにより、照射試験施設内では TA の粗切断と照射モジュールからキャプセルを取り出すところまで行えばよいこととなる。すなわち、高レベルの放射化物の細密なマニピレータによる分解、加工、洗浄などは PIE に集中することとなり、材料照射施設と PIE の役割分担が明確になると考える。

アクセスセルで空間的に材料照射施設と PIE を一体化してしまう方法が、アクセスセルを介して試験体を搬送するため構内輸送の工程が建屋内のクレーンで代行でき、コスト的、機能的、運用上も最も合理的な案であるものの、アクセスセルという空間を介して材料照射施設空間と PIE 空間がつながってしまうことは避けられず、換気空調の観点からは独立の施設であるとは言えず、負圧維持制御の観点で単純な制御で済まなくなることと、事故時などはアクセスセルを介して相互に影響を与えてしまうことが懸念される。よって、現段階では PIE を材料照射施設と空間的に独立させた方式で検討を進めることとする。

4.6.2 施設レイアウト

照射後試験施設 (PIE) の平面レイアウトを図 4.6-2 に示す。管理区域の各エリアは放射線量の高さで色分けされており、高い順からレッドゾーン、オレンジゾーン、グリーンゾーンの順である。レッドゾーンとオレンジゾーンに入る際は内部被ばく対策が必要であり、特にレッドゾーンは全面放射線防護服着用と時間管理が課せられる。グリーンゾーンは通常人間が立ち入り作業を行うところであり通常の線量計の管理となる。受入洗浄セルで洗浄を済ませた試料は、順次目的のセルに移送されて加工や試験、分析に供されるが、アイソレーションエリアを利用して目的のセルに移動することもできる。そのために同エリアには自走式クレーンが配備されている。また、セル内の試験機などが故障した場合は遮蔽扉から試験機をアイソレーションエリアに搬出、同エリアでメンテナンスとなる。高レベル放射化物はレッドエリアのセル内地下貯蔵ピットまたは高レベル廃棄物セルへの移送・保管となるが、低レベルの放射化物は同図に示したとおり、汚染検査室から搬出し、人間の手で低レベル廃棄物保管エリアに搬入となる。また、レッドゾーンで各種試験・分析を終えた試料は、鉛ポットに同ポット表面が 2 mSv 以下となるように切断収納され、図示したとおり資料

搬出入口から人間の手でホット分析エリアに運搬されてさらに細かい試験・分析等に供されることになる。占有スペースは、試験ボリュームやキャプセルからの放射能などを総合的に評価して遮蔽壁厚を決めていかなければ正確には出ないが、現状、建屋は地上 1 階（100 m×60 m）、面積は約 6,000 m²を想定している。

4.6.3 施設全体のシステム構成

施設全体のシステム構成概略図を図 4.6-3 に示す。本図は主として各エリアとユーティリティの関係を示したものである。施設全体として空調設備が非常に重要であり、UPS と非常用ディーゼル発電機で長期停電時にも空調が正常に動作し続け、PIE の建物の負圧維持が行われ、放射線漏洩を発生させないようにしなければならない。

4.6.4 機器設備リスト

照射後試験施設（PIE）の構成は、各セル等が設置される操作室、ホット実験エリア、低レベル放射化物処理/保管エリア、ホット分析エリア、非管理区域を想定している。各セル内及び各エリア等には試験・分析装置、付帯機器・設備、試料加工装置、廃棄物保管装置、廃棄物保管装置付帯機器・設備、システム維持管理設備等が設置される。各セル及び各エリア等に設置される機器・設備リストを表 4.6-1 に示す。

4.6.5 今後の課題

本概念検討を行う過程で抽出された課題を以下にまとめる。

(1) 照射後試験施設(PIE)と照射試験施設との役割分担、取り合い

PIE と照射試験施設は設備上も運用上も独立した施設としなくてはならないが、照射後材料の受け渡しという観点でインターフェースが生じる。二つの施設が独立という大原則を大きく崩さない範囲での最も合理的なインターフェースは、アクセスセルを介して PI インターフェース置を空間的に結び付け、同空間を照射後材料移送のための空間とする。負圧維持制御の容易性、事故時などの同空間を介した影響の相互波及を鑑み、PIE は材料試験のみならず加工や洗浄等一部の機能の分担はするが、アクセスセルを介した空間的な結びつきがない方式として検討をした。PIE のみならず A-FNS システム全体を見据え、建屋、インフラ、安全、設備運用、等、総合的な観点で決定する必要があると考える。

(2) 照射キャプセルの構造

本報告では PIE で照射キャプセルを分解することとしたが、マニピレータで分解が容易な照射キャプセル構造とすることが必要であり、キャプセルの製作性、製作誤差の再現性も含めたキャプセル構造・内部構成等、総合的な設計検証が必須である。また本件、試作による設計妥当性確認が不可欠であるとする。

(3) NaK の取扱い

洗浄を含む NaK の取扱いについては今までの事例も乏しく、かつ Na や Li と比較しても取扱はより慎重に行わねばならないのは事実である。本件、安全にかかわる事項であり、R&D が必須な課題であるとする。

(4) 廃棄物保管、取扱

本報告で種々の施策を示したが、廃棄物(高レベル、低レベル)の保管基準、取扱基準は、今後定められる A-FNS 施設としての基準に従うことが大原則である。建屋やインフラへの影響も大きく、基準策定の早期着手が必要であるとする。

(5) 空調条件

本報告で種々の施策を示したが、空調に関する運用基準は、設置場所の外気温度、湿度によるところも大きく、今後定められる A-FNS 施設としての基準に従うことが大原則である。廃棄物関連と同様建屋やインフラへの影響も大きく、基準策定の早期着手が必要であると考え。

表 4.6-1 機器・設備リスト

セル・エリア等	機器・設備	用途
受入／洗浄セル	洗浄装置	試験片洗浄、照射モジュール洗浄
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
非破壊試験セル	X 線 CT 装置	欠陥検査
	磁粉探傷検査装置 (MT)	表面・表層欠陥検査
	渦電流探傷検査装置 (ET)	表面欠陥検査
	超音波探傷検査装置 (UT)	表面・内部欠陥検査
	アコースティック・エミッション装置 (AE)	健全性・強度評価
	重量測定装置	重量測定
	試料貯蔵ピット	受け入れた試料の保管
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
切断／研磨セル	切断装置	試験片切断、照射モジュール解体
	精密切断装置	試験片切断
	研磨装置	試験片調整
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
加工セル	放電加工機	試験片加工
	NC フライス盤	試験片加工
	切断装置	試験片加工
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
機械試験セル	＜疲労試験機＞ 引張試験装置 CT 靱性試験装置 曲げ靱性試験装置 サイクル疲労試験装置	＜強度試験全般＞ 引張特性評価 破壊靱性評価 破壊靱性評価 疲労特性評価
	シャルピー衝撃試験装置	DBTT 評価
	クリープ試験装置	クリープ特性評価
	ガス圧式破裂試験装置	管に内圧かけて破裂、疲労評価
	高速度カメラ装置	強度試験中の寸法測定
	画像計測装置	強度試験中の寸法測定
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動

セル・エリア等	機器・設備	用途
測定／観察セル	マイクロビッカース硬さ試験機	硬さ評価
	ナノインデンテーション試験機	硬さ評価
	＜ビデオマイクロスコープ(VM)＞ 寸法測定装置	＜微細組織観察＞ 寸法計測、照射クリープ評価
	画像式粒度分布測定装置	粒度分布測定
測定／観察セル	光学顕微鏡(OM)	微細組織観察
	走査電子顕微鏡(SEM)	微細組織観察
	真空蒸着装置	微細組織観察試験片調整
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
ユーティリティセル	密度測定装置	密度評価
	熱伝導率測定装置	熱伝達率評価
	熱膨張率測定装置	線膨張率評価
	比熱測定装置	比熱評価
	繰返し熱負荷試験装置	熱衝撃特性評価
	X線回折装置(XRD)	結晶構造評価
	磁気特性測定装置	B-H 曲線評価
	超音波式弾性率測定装置	ヤング率、剛性率、ポアソン比評価
	内部摩擦測定装置	内部摩擦評価
	比表面積測定	比表面積評価
	透過率測定	透過率評価
	電気特性評価装置	電気特性評価
	マッフル炉	熱処理
	真空炉	熱処理
	溶接機	Step 照射、再溶接性評価
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
高レベル廃棄物セル	廃棄物減容装置	高レベル廃棄物の圧縮減容
	廃棄物保管ラック	高レベル廃棄物の保管及び試験後試料の保管廃棄
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
アイソレーションエリア	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	マニピュレータ	操作室から各種操作
	自走式クレーン	遠隔による物品の移動
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
	配電設備	セル内及び室内設備・機器へ電源供給
ホット分析エリア	高温高圧水腐食試験装置	腐食評価
	ICP 発光分光分析装置(ICP-OES)	元素分析
	ICP 質量分析装置(ICP-MS)	元素分析
	グロー放電発光分析装置(GD-OES)	元素分析
	昇温脱離ガス分析装置(TDS)	化学構造分析
	X線光電子分光装置(XPS)	化学構造分析
	レーザーラマン分光装置	化学構造分析

セル・エリア等	機器・設備	用途
	電気化学特性評価装置	電気化学特性評価
	X線CT装置	欠陥評価
	陽電子消滅寿命測定装置	欠陥評価
ホット分析エリア	3次元アトムプローブ	欠陥評価
	ビデオマイクロスコープ(VM)	微細組織観察
	光学顕微鏡(OM)	微細組織観察
	レーザー顕微鏡	微細組織観察
	＜STEM機能付走査電子顕微鏡(SEM/STEM)＞ 走査型透過電子顕微鏡(STEM) 電子線マイクロアナライザ(EPMA) 透過電子顕微鏡(TEM)	微細組織観察
	走査型ヘリウムイオン顕微鏡	微細組織観察
	走査オージェ顕微鏡	微細組織観察
	＜集束イオンビーム走査電子顕微鏡(FIB-SEM)＞ 集束イオンビーム加工装置(FIB) イオンミリング 低エネルギースパッタ装置 プラズマクリーナー	薄膜・観察用 サンプリング専用 微細組織観察試験片調整 微細組織観察試験片調整 微細組織観察試験片調整
	レーザーส波レーション干渉計	剥離強度評価
	スモールパンチ試験	強度試験全般
	トルク試験装置	剪断特性評価
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	物品の移動
	配電設備	室内設備・機器へ電源供給
ホット実験エリア	グローブボックス	試験片調整
	ドラフトフード	試験片調整
	真空蒸着装置	微細組織観察試験片調整
	貯蔵箱、貯蔵ピット	試験中の試料の一時保管
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	遠隔による物品の移動
	配電設備	室内設備・機器へ電源供給
低レベル廃棄物保管エリア	廃棄物減容装置	低レベル廃棄物の圧縮減容
	廃棄物保管棚	低レベル廃棄物の保管
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	物品の移動
	配電設備	室内設備・機器へ電源供給
操作室	マニピレータ操作装置	セル内マニピレータの操作
	試験・分析器操作装置	セル内試験機・分析器の操作
	クレーン、ホイスト、チェーンブロック	物品の移動
	配電設備	セル内及び室内設備・機器へ電源供給
ユーティリティエリア	空調設備	施設内の換気空調
	冷却水設備	施設内設備・機器に冷却水供給
	圧空設備	施設内設備・機器に圧縮空気供給
	配電設備	エリア内設備・機器へ電源供給
屋外エリア	受電設備 施設内電源を一括受電、各エリア配電設備に配電	ディーゼル発電機 空調設備の停電対策

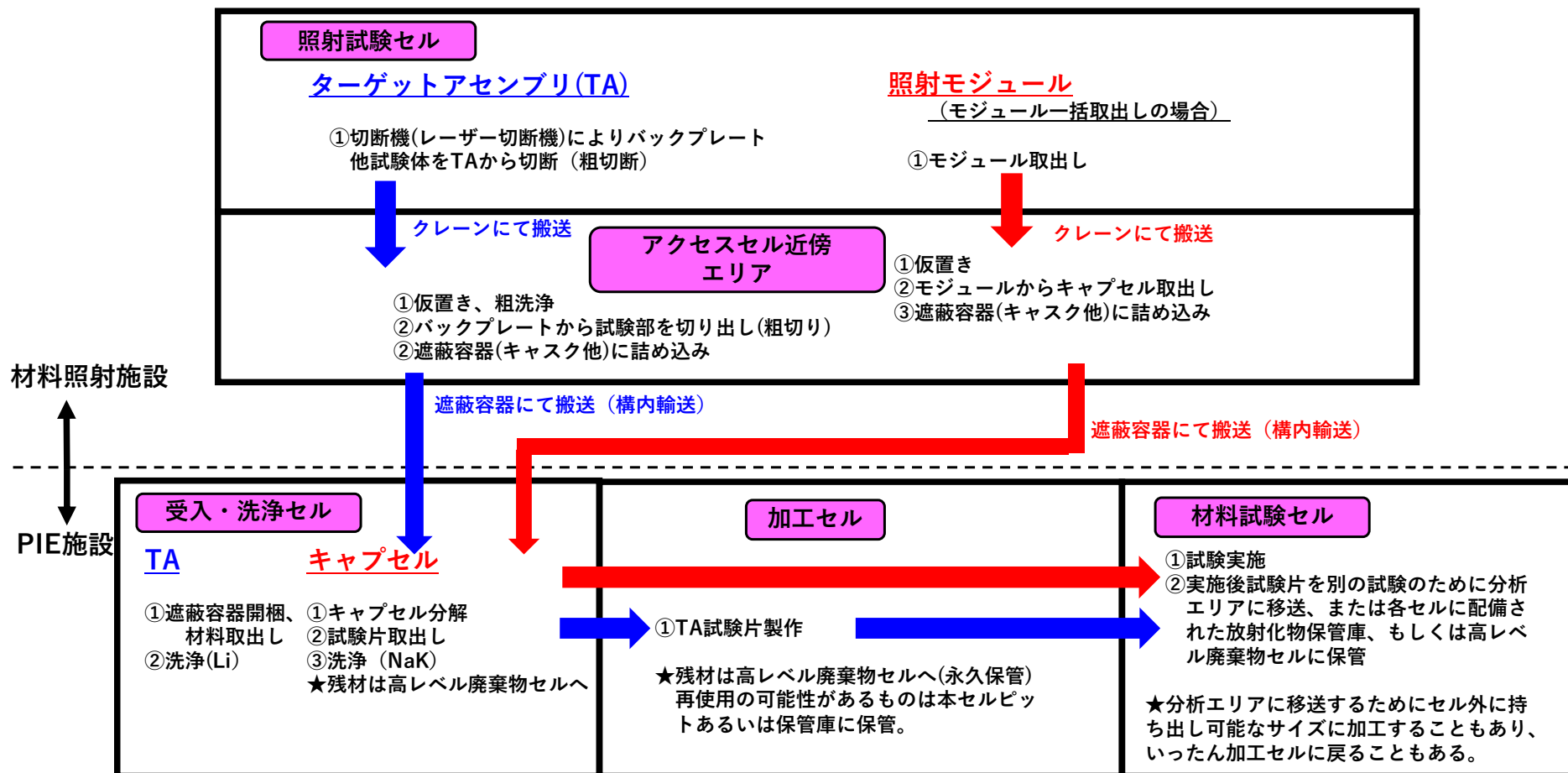


図 4.6-1 照射後材料（試験体）のフロー図

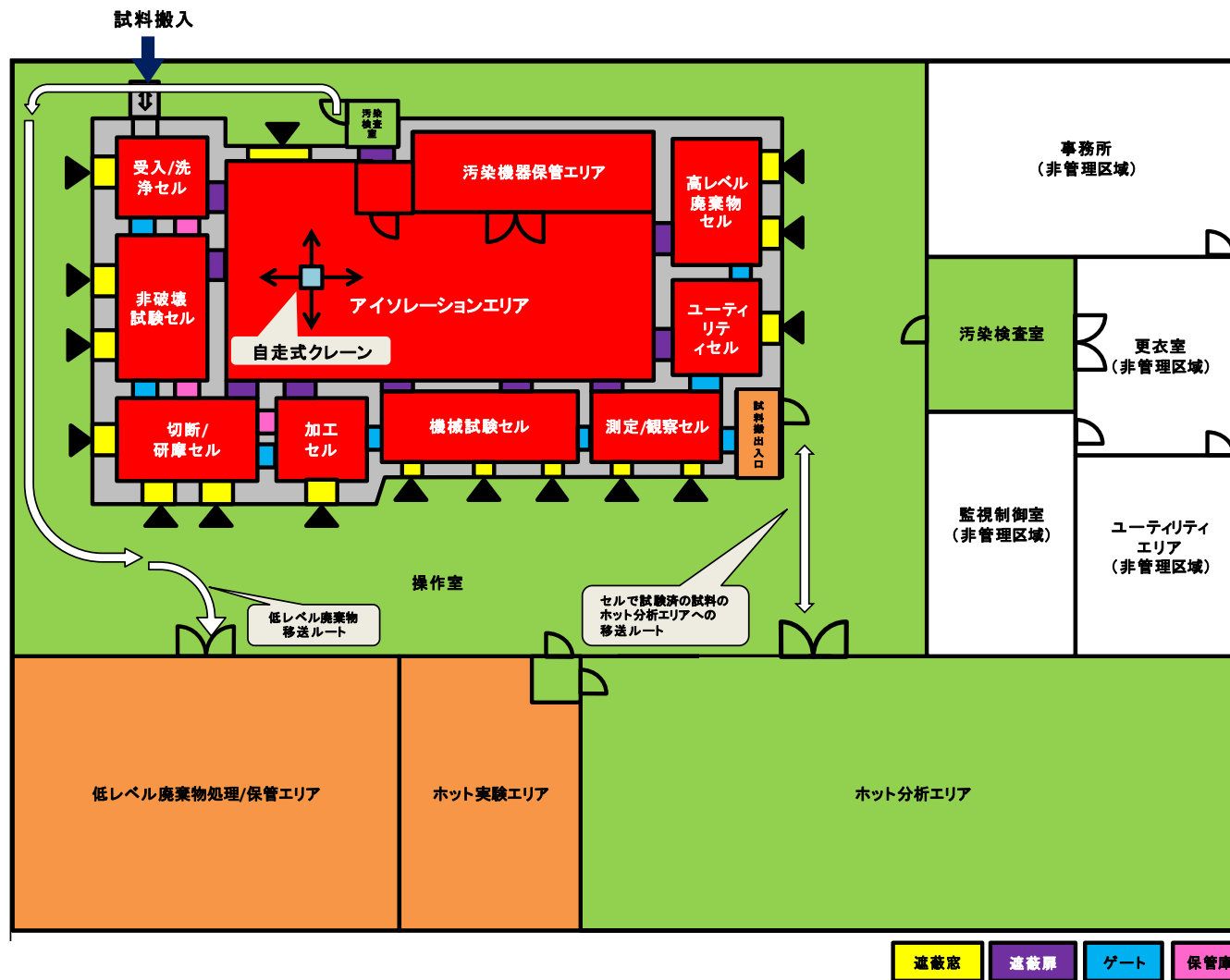


図 4.6-2 照射後試験施設 (PIE) の平面図

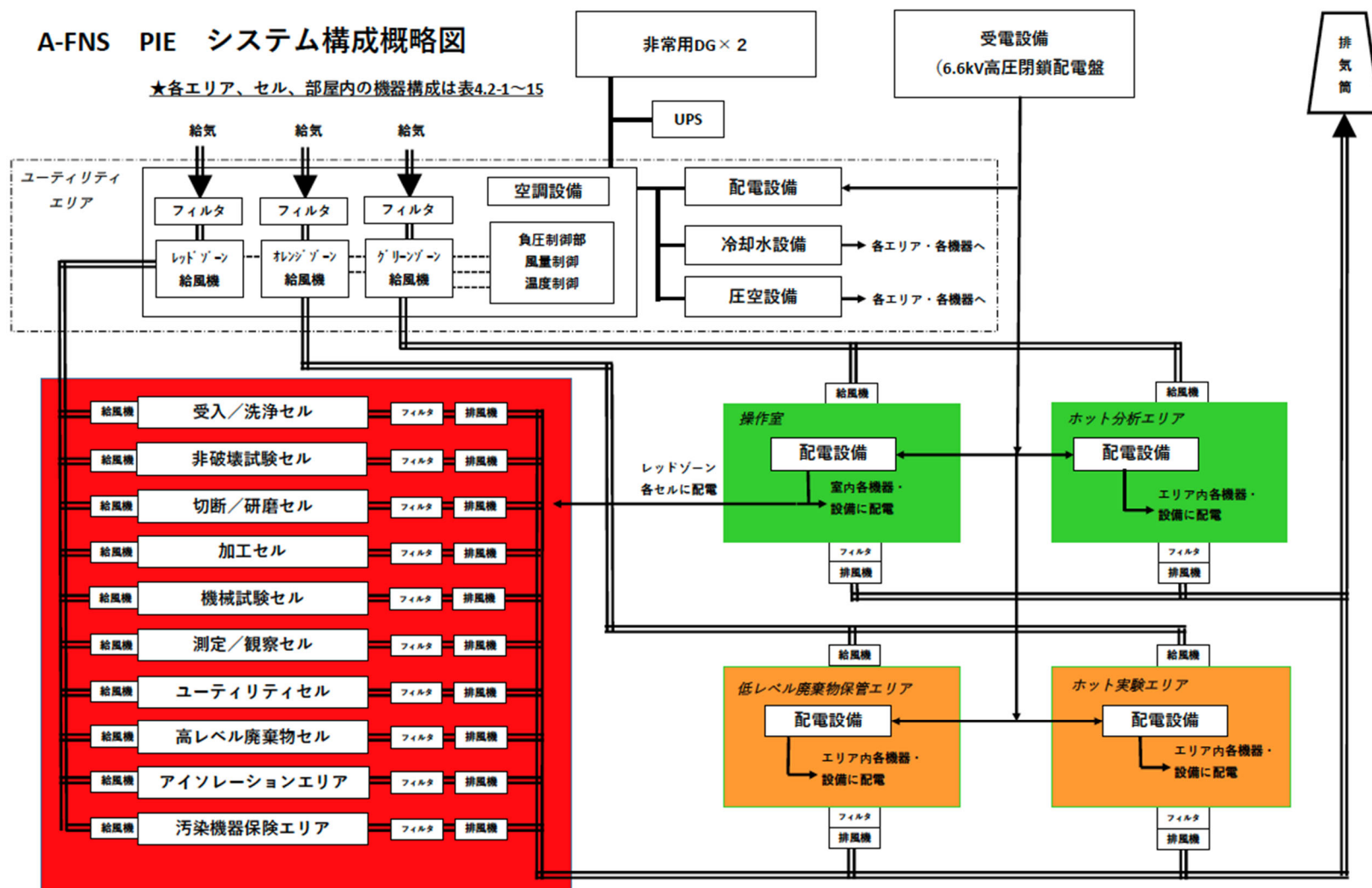


図 4.6-3 施設全体のシステム構成概略図

4.7 放射化物保管棟

A-FNS では、リチウムターゲットの構造材（以下、ターゲットアセンブリ）や照射モジュールを始めとする廃棄物や、照射運転によって発生する管理区域内の定期交換機器あるいは故障・修理等によって発生する廃棄物があるため、廃棄物貯蔵に関する概念設計を実施した。

A-FNSではターゲットアセンブリの方向に線形加速器によって重陽子が加速され、ターゲットアセンブリ中を流れる液体リチウムに当たって高速中性子が発生する。その高速中性子場には、核融合炉材料の試験片等が配置された照射モジュールが配置される。A-FNS で発生する放射化物は重陽子ビームが当たることによって生成される放射化物等と発生した中性子によって誘導される放射化物等がある。その放射化物等の発生比率は場所によって異なるが、加速器機器と液体リチウムの放射化は主に重陽子によって引き起こされ、その他は主に発生した中性子によって放射化が引き起こされる。高線量かつ比較的重量のある機材としてはターゲットアセンブリと照射モジュールであり、ターゲットアセンブリはその照射耐久性から年間に1回の交換を予定している。一方で、放射能汚染の原因となる放射性同位体は主にトリチウムであり、特に重陽子ビームと液体リチウムによって生成されるトリチウムは年間に最大 3.5 グラム（フルパワーで1年間連続で運転した場合）となる可能性がある。また発生したトリチウムはループシステムの機材と接触することになり、液体リチウムと循環システムはトリチウム汚染の対象物となる。

表 4.7-1 に A-FNS 主要機器の放射化または汚染する（以下、放射化等）廃棄保管にかかる主な検討対象機器等を示す。加速器についてはビームが通るまたは接触する機器が重陽子によって放射化されるもの、さらには真空機器（例、ポンプ）、冷却水配管等である。リチウムターゲット・ループシステムは年間最大で液体リチウムや液体リチウムが循環するトリチウムに汚染された機器である。テストセルについては、重陽子ビームと液体リチウムの当たる箇所の機材、特に重量機器であるターゲットアセンブリ、および照射モジュール関連機器である。なお、照射モジュールは照射後試験を行う際、材料試験解体されるため、その解体作業によって発生する部材片なども放射化物及び汚染物となる。

定期的に発生する放射化物として最も物量が多いのは、ターゲットアセンブリと考えられる。ここでは廃棄物重量を大まかに算出するとともに、固体廃棄物と液体廃棄物について評価を行った。ターゲットアセンブリの交換部位の廃棄物量は、年間で約 1.4 トン、試験期間の 30 年間では焼く 40 トンとなる。廃棄物貯蔵設備は、主に保管容器等の保管方法により敷地必要面積が決定される。ターゲットアセンブリの解体廃棄物の収納方法は他の機器と同様に細断後、ドラム缶に収納してキャスクにて表面線量率を下げた状態で搬送される。一方で液体廃棄物は IFMIF の DDD-Liquid Waste Treatment System(LWTS)をもとに評価した。廃棄物貯蔵設備の受入れ対象となる液体廃棄物を表 4.7-2 に示す。

特にトリチウム水については、ホットセル施設及び建屋内の排気ガス系よりトリチウムを水として除去した廃液である。A-FNS より発生する放射能濃度 10^8 Bq/cm^3 のトリチウム廃液に対して、濃度減度は 60 Bq/cm^3 であるため、 10^7 の除去効率を備えたトリチウム除去及び除外設備が必要となる。トリチウムは安定なトリチウム水として貯蔵し管理することが必要となる。なお濃度限度にて放出する場合、トリチウム廃液の放射能濃度は $2.4 \times 10^8 \text{ Bq/cm}^3$ で、発生量は $3.58 \text{ m}^3/\text{y}$ 、放出に関する濃度限度は 60 Bq/cm^3 、約 4×10^6 倍の濃度廃液である。廃液の放射エネルギー $8.592 \times 10^{14} \text{ Bq/y}$ を薄めて流す場合の排水量は $1.432 \times 10^{13} \text{ cm}^3/\text{y}$ の希釈液が必要となる。この希釈水量は年間で東京ドーム体積(124 万 m^3)の約 12 杯分に相当し、365 日 24 時間で排水した場合、時間当りの排水量は約 $1635 \text{ m}^3/\text{h}$ (配管口径：約 500A 程度)で、設備として現実的では無い。したがって希釈せずに濃縮して保管することになる。これらは廃棄物保設備の中に運転期間の間保管されることになる。

A-FNS における放射化保管棟の概略配置図を図 4.7-1 に、建屋の構造を表 4.7-3 に示す。放射化物保管棟は、主に固体放射化物を保管するエリア、廃液を処理・保管するエリアで構成され、地上 1 階地下 2 階構造とする。地上 1 階には、主に固体放射化物を保管するエリアを配置し、地下 1 階及び地下 2 階には、主に廃液を処理・保管するエリアを配置する。

表 4.7-1 A-FNS の主要機器に対する放射化等の主な機器

主要機器	放射化または汚染する主な機器等
重陽子加速器	加速器装置（イオン源、RFQ、SRF、マグネット装置） 系統機材（真空ポンプ、ビームダクト、ケーブル、冷却水配管）その他、管理区域内に設置された関連設備
リチウムターゲットシステム	ループシステム機器、リチウム金属、真空機器、保温材、その他管理区域内に設置された制御機器等、その他メンテナンス時に発生した材料等
テストセル	ターゲットアッセンブリー、テストモジュール、照射材料試験片、ヒーターワイヤ、保温材、その他等

表 4.7-2 廃棄物貯蔵設備の受入れ対象となる液体廃棄物

発生施設名称	発生元	発生頻度及び発生量					放射能濃度 Bq/cm ³	搬送手段
		LLW High Chemical Load ^{※1}	LLW Low CL ^{※1}	TW	EW	Other		
テスト施設								
	検体洗浄処理とセル汚染負荷	毎年 Na, K, Li, Pb etc. compounds						200L キャニスター
	検出 SGDS-E			0.08m ³ /毎月/年				200L キャニスター
	除染水	15m ³ /年間					A < 10 ⁶	
	凝縮水 (HVAC)	15m ³ /年					T < 4×10 ⁴	
リチウム施設								
	水冷ループ		1,2回/30年運用 期間中 Water15 m ³					
	オイル冷却ループ		1,2回/30年 運用期間中			油 15 m ³		200L キャニスター
	水素トラップ	Li 化合物	1,2回/30年 運用期間中	水素トラップ	1,2回/30年 運用期間中	Li 化合物		
	クエンチタンク	Li 化合物	低確率 5 m ³					
	ターゲットアッセンブリ	Li 化合物	1TA/毎年 (30回まで)	ターゲット アッセンブリ	1TA/毎年 (30回まで)	Li 化合物		
	配管、その他	Li 化合物	2 m ³					

表 4.7-3 A-FNS 放射化物保管庫の建屋構造

項目	概要
建屋構造	地階構造 地下 2 階から地上 1 階で延床面積は約 11,200m ²
耐震重要度分類	クラス B 相当
建屋構造	RC(鉄筋コンクリート)構造 又は S(鉄骨)構造
使用電力量	今後の検討による
使用水量	今後の検討による

放射化物保管棟の主要エリアである固体保管エリア、廃液処理・保管エリアの各構成を表 4.7-4 に、廃液処理に関するプロセスフローダイアグラムを図 4.7-2 に示す。固体保管エリアは、主に A-FNS 本体棟で発生するリチウムターゲットの構造材（以下、ターゲットアセンブリ）や照射モジュールを始めとする放射化物や、照射運転によって発生する管理区域内の定期交換機器あるいは故障・修理等によって発生する放射化物を保管するスペースを確保する。A-FNS 本体棟で発生した固体放射化物は、200 L ドラム缶に収容され、キャスクにて放射化物保管棟に移送され、キャスクの状態で保管する。廃液処理・保管エリアは、主に A-FNS 本体棟で発生する LLW（低放射性廃液と化学薬品の少ない廃水）、TW（トリチウム水）、ILW（化学薬品が少ない廃液）、ILW High CL（化学薬品が多量に含む廃液、NaK, Li, Pb 等のアルカリ金属）及び Non aqueous（油等の非水系廃液）を受入れ、処理し、貯蔵又は排水処理設備へ送水する機器を設置する。

検討した結果より、次年度以降の実施すべき作業内容を課題として下記に記載する。

(1) 固体廃棄物の物量に関する課題

廃棄物貯蔵建屋に関する概略配置は、どのような照射モジュールが、固体廃棄物としてどの程度の頻度で発生するかで大きく変わらう。今後の照射計画のシナリオを明確にすることで、物量が明確になり、その結果建屋配置が様変わりすることが考えられる。これらを考慮した建屋配置を検討する必要がある。

(2) 固体廃棄物の情報整理に関する課題

ターゲットアセンブリの重量は、今後、ターゲットアセンブリの交換範囲を含んだ形状を計画して廃棄物量として見直す必要がある。

(3) 固体廃棄物の受渡形態に関する課題

搬送条件について、廃棄物貯蔵建屋側の検討結果は、□1.6 m 角型容器（ドラム缶 4 体収納）にて配置検討を実施した。今後は、全体の作業効率等を踏まえて方針を決定する必要がある。

(4) 液体廃棄物の情報整理に関する課題

化学薬品負荷(g/L)として濃度表示し、敷地境界外へ放出する場合は水質汚濁法に抵触しないことを確認するために廃液中に含まれる有害物質を明らかにする必要がある。

(5) 液体廃棄物の処理・保管に関する課題

アルカリ金属である NaK については具体的な処理方法の記載は無い。今後使用の有無を明確にし、廃液をコンタミさせて回収した場合の安全性に関する検討は、更に制約条件が追加され、実験データ等を確認する必要がある。これらの廃液の取り扱い及び処理方法について、本年度の検討範囲外ではあるが、消防法及び規制、安全性の観点より、これらアルカリ金属の処理系統を検討する必要がある。

(6) 廃棄物貯蔵設備の概略配置図に関する課題

地下 1 階及び地下 2 階の中央部にアルカリ金属の廃液の保管、もしくは照射モジュールの固体廃棄物保管場所として概略配置を検討したが、NaK 等の“アルカリ金属等を 200 L キャニスターで受入れ後の処理及び貯蔵については次年度以降の検討課題として、照射モジュールの固体廃棄物の保管と合せて検討する必要がある。

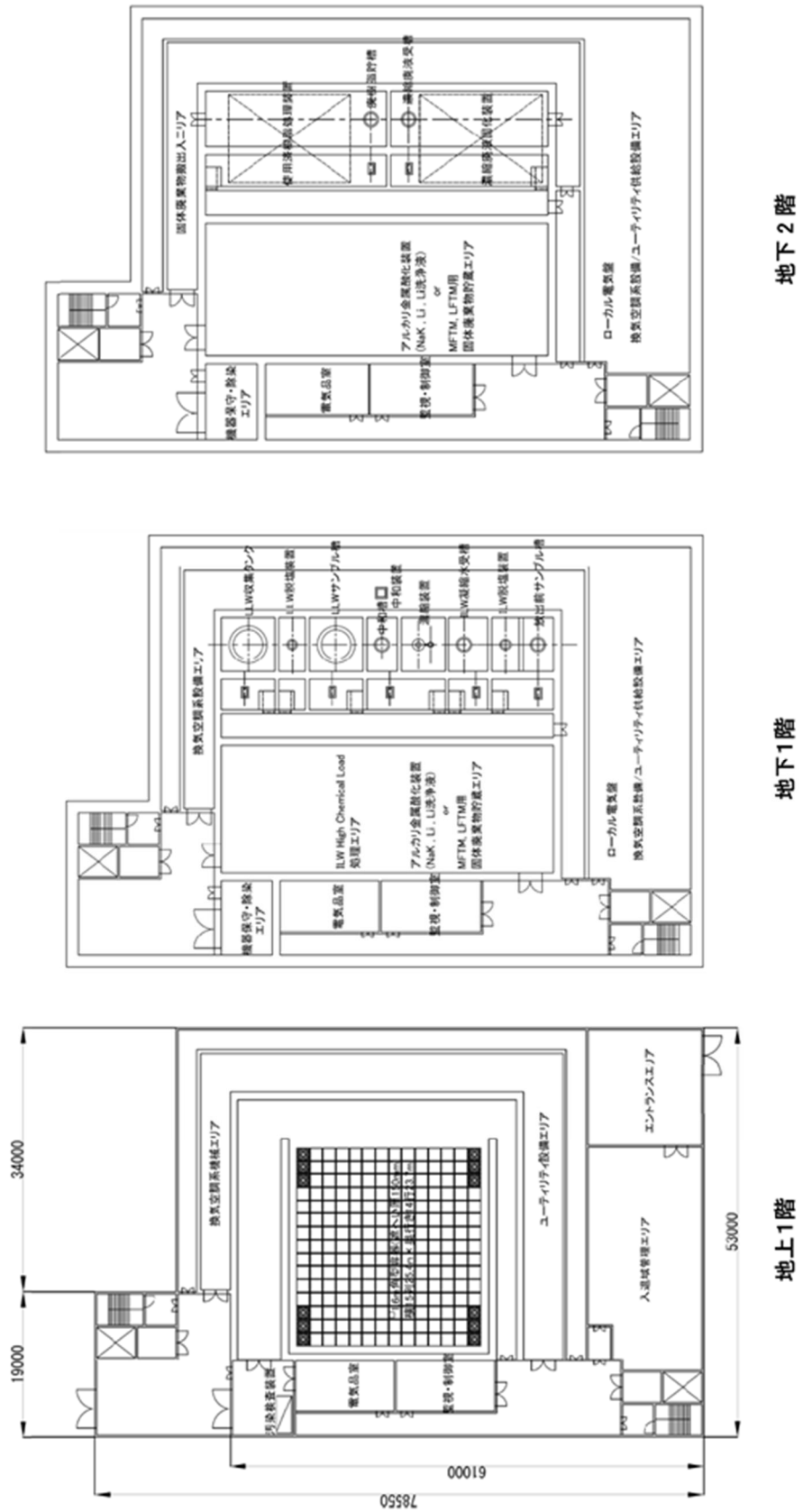


図 4.7-1 放射化物保管棟概念配置図

表 4.7-4 放射化物保管棟の主要エリアである固体保管エリア、廃液処理・保管エリアの各構成

エリア	階	主要機器及びエリア	備考
固体保管エリア	1F	固体放射化物保管エリア、汚染検査装置、入退域管理エリア、エントランスエリア、換気空調系機械エリア、ユーティリティ設備エリア、監視制御室、電気品室、他	固体放射化物保管エリアへの保管形態は角型容器を想定
廃液処理・保管エリア	B1F	LLW 収集タンク、LLW 収集ポンプ、LLW 脱塩装置、LLW サンプル槽、中和槽、中和装置、濃縮装置、ILW 凝縮水受槽、ILW 脱塩脱塩装置、放出前サンプル槽、ILW High Chemical Load 処理エリア、アルカリ金属酸化装置/固体廃棄物貯蔵エリア、機器保守・除染エリア、ローカル電気盤、換気空調系設備エリア、ユーティリティ設備エリア、監視制御室、電気品室、他	
	B2F	使用済樹脂処理装置、廃樹脂貯槽、濃縮廃液固化装置、濃縮廃液受槽、アルカリ金属酸化装置/固体廃棄物貯蔵エリア、固体廃棄物搬出入エリア、機器保守・除染エリア、ローカル電気盤、換気空調系設備エリア、ユーティリティ設備エリア、監視制御室、電気品室、他	

4.8 リチウム取扱棟

4.8.1 概要

ビーム照射に用いたリチウム、及び付着した部材の放射性物質の取扱いを行う棟である。図 4.8-1 にリチウム取扱棟の概念平面図を示す。本建屋の設備は、非密封放射性同位体を取り扱う管理区域と非管理区域から構成されており、管理区域は主に燃焼/水洗浄処理用防爆室、リチウム処理室、洗浄物解体処理室、排煙処理設備室、ホット機械室、廃水中和希釈処理室及び放射線管理室から構成されており、非管理区域は遠隔監視制御室とコールド作業室、電気室、コールド機械室から構成される。RI 法のみならず、消防法(危険物第 3 類)に対応する必要があるため、平屋建てでピット構造を有する建屋となる。また、設備として、水洗浄設備、高圧水蒸気洗浄設備、アルコール洗浄装置、プロパンガス燃焼設備を有するほか、重量物搬出入及び移動のためのクレーン(5t 程度)、トロッキを有する。使用済みリチウムの洗浄・燃焼処理において多量のトリチウム放出が想定されることから、トリチウム管理の可能な廃水設備及び排気設備を有する。

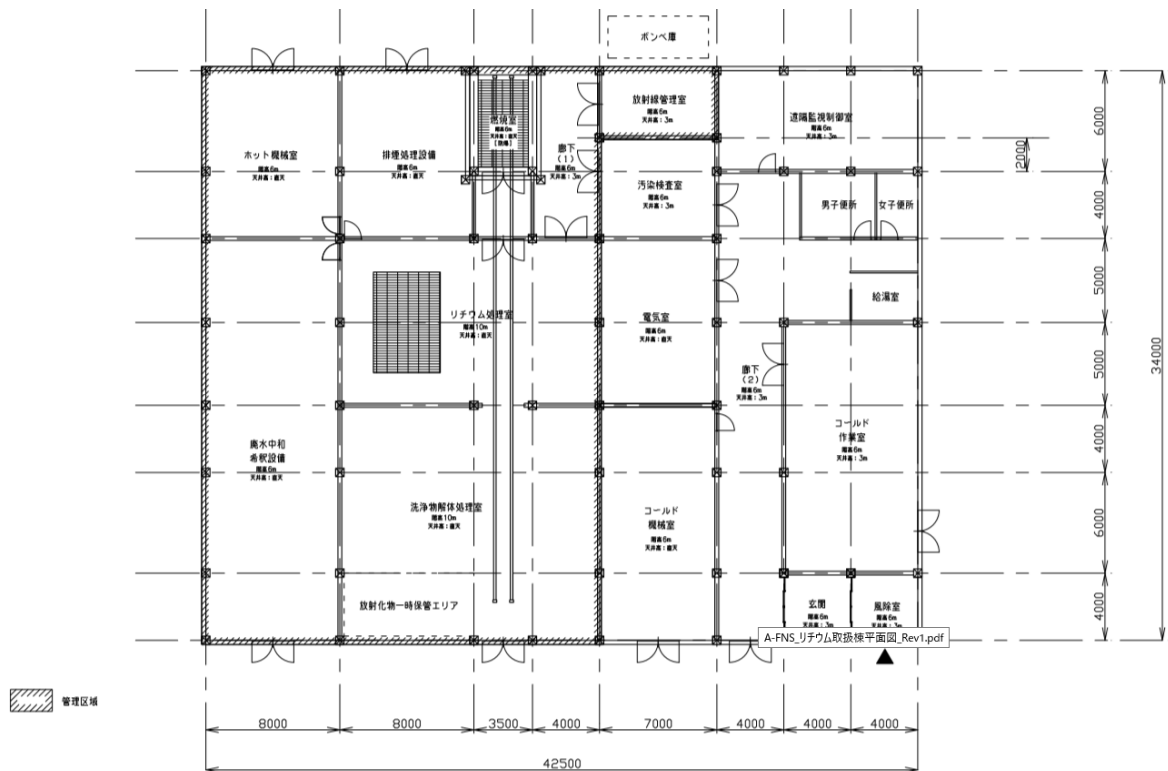


図 4.8-1 リチウム取扱棟平面概念図

4.8.2 燃焼/水洗浄処理用防爆室

ここでは、比較的多量に、あるいは広表面積に付着したリチウムを開空間で処理することを目的とする。リチウム処理用の設備としては、下記の設備を有することとする。なお、部屋の名前のとおり、防爆構造とする。

(1) 水道

ステンレス製のホースを有し、通常・高圧・噴霧を行えるノズルを有する。放水そのものは遠隔及び実地で実施可能とする。

(2) 常用スプリンクラー

防爆室全体を水洗浄できるものとする。

(3) 高圧洗浄機

室外に高圧洗浄機を設置し、ホースとノズルを室内に設置する。

(4) プロパンガスバーナー

ステンレス製のラインより構成し、室内の自由な位置にバーナーを固定できるものとし、遠隔着火が可能なものとする。

また、上記設備を効率的に行うため、床面のほとんどはグレーチング構造とし、ピット配管を通して廃水中和設備の排水中和タンク内に廃水を移送する。なお、強アルカリ廃液であるため、高低差のみでの移送とするが、燃焼・洗浄残渣に高レベル RI が残留する可能性もあるため、沈殿槽を設け、沈殿槽自体は遠隔で交換可能なものにする。

また安全用の監視設備として、下記の設備を有することとする。

(1) 照明

防爆室専用の照明を設ける。

(2) 監視カメラ

(3) 空間線量計

4 系統の空間線量系を設け、1 系統は室内、1 系統は室内ガスサンプリング系のフィルタ近傍、1 系統は沈殿槽近傍、もう 1 系統はガス排気系近傍に設置する。なお、フィルタは強アルカリヒュームを想定したフィルタとする。

(4) ガスサンプリング装置

燃焼室内ガスをサンプリングし、放射線管理室に移送する。ここでガス中トリチウム濃度を監視する。サンプリング後のガスは燃焼室に戻すものとする。なお、サンプリング系は 2 系統とし、1 系統は室内空間、もう 1 系統はガス排気系近傍に設置する。

(5) 室内表面輻射温度計

室内表面輻射温度を測定するとともに、最高温部の温度と位置を計測する。

(6) 室内水素/酸素濃度測定装置

室内水素濃度を監視し、爆発限界に達しないよう監視する。爆発限界に達する恐れが生じた場合は窒素ガス給気を行い、酸素濃度を低減させることにより爆発を生じる危険性を低減させる。

なお、燃焼室の廊下側には防爆窓を設置し、目視にて燃焼等の状況を確認できるものとする。また、重量物輸送のためのトロッキ用レールを有するほか、各所にチェーンブロックを使用するための梁を設ける。

4.8.3 リチウム処理室

リチウム処理室ではアルコール洗浄装置を用いた閉空間でのリチウム洗浄処理を行うほか、燃焼室で処理した機器配管類の再洗浄を実施する。なお、アルコール洗浄時の排ガスは排煙処理設備に移送する。残留トリチウムの放出も想定されるため、通常の給排気設備のほか、局所排気設備も設け、グリーンハウス作業の実施も可能とする。また、室内トリチウムモニタのほか、可搬型局所トリチウムモニタも設置する。洗浄水はグレーチングより高低差により廃水中希釈処理室の廃水中和タンクに移送する。また、重量物輸送のためのクレーンとトロッキ用レールを有する。危険物を取り扱う関係上、防護服や空気呼吸器等の通常作業時に使用する安全防護機器類もここに設置する。

4.8.4 洗浄物解体処理室

洗浄物解体処理室では、大型洗浄物の搬入と開梱を行うとともに、洗浄機器類の解体を行い、放射化物貯蔵施設に搬入するための梱包を行う。梱包した放射化物を一時保管するエリアも設ける。洗浄物解体処理室の設備としては、ハンズオン作業可能なレベルの低レベル放射化機器を機械的に解体できる工作機器を有する。

4.8.5 排煙処理室

排煙処理設備室では主に燃焼室から排出されるトリチウム及び強アルカリヒュームを含むガスをスクラバーシステムにて洗浄し、95%以上の水状トリチウムとアルカリヒュームを排煙から除去する。廃水は排水中和希釈処理室の廃水中和タンクに移送する。なお本移送の際は廃水中和タンク内水量に注意し、タンク内水量が多い場合は廃水中和タンク内の廃水を処理した後で移送する。排煙処理後の排ガスはホット機械室に移送する。

4.8.6 ホット機械室

建屋管理区域内の排気を行うための設備であり、HEPA 等各種フィルタを通し、スタックに移送するほか、スタック直前からガスのサンプリングを行い、排出ガス中トリチウム他揮発性 RI のモニタを行うとともに、1 カ月の積算トリチウム排出量測定を行う。なお、排煙処理設備からの排気もここから排出する。

4.8.7 廃水中和希釈処理室

廃水中和希釈処理室では主に水洗浄により生じたトリチウム他 RI 含有強アルカリ廃液を中和処理し、希釈・排水を行う。中和処理室に設置するタンクは下記のとおりとなる。

(1) 廃水中和タンク:

容量: 10 m³

数量: 2 基

ここに洗浄水と排煙処理用スクラバ廃水が移送される。基本的には各作業後に攪拌・サンプリング・pH 測定・トリチウム濃度測定・その他 RI 測定を実施した後、塩酸により中和し、希釈タンクに移送する。トリチウム濃度が高い場合には、希釈量を考慮したうえで、適量の廃水を移送するほか、その他 RI 濃度が高い場合にはイオン交換樹脂による RI 吸着運転を実施する。そのため、本タンクには両タンク間、イオン交換樹脂循環ライン及び廃液希釈タンクへの移送ポンプ、攪拌装置、サンプリング装置、液面計を有する。なお、基本的には 2 基は交互に使用することとし、1 基に処理困難な廃液が入った場合、一旦トリチウム処理を停止し、もう 1 基を用いて処理困難な廃液を少量ずつ処理する。

(2) 廃水希釈タンク

容量: 30 m³

数量: 1 基

ここには中和され、トリチウム以外の RI が除去された廃液が廃水中和タンクから移送され、ここで排水のための希釈攪拌処理が行われる。希釈後の廃水はトリチウム濃度、その他 RI 濃度を確認し、法令及び管理基準値以下であることを確認し、排出する。そのため、本タンクには排水・循環/サンプリング系用のポンプ、攪拌装置、サンプリング装置、液面計を有する。

(3) 塩酸タンク

容量: 1 m³

数量: 2 基

ここでは中和のための高濃度塩酸を貯留する。

4.8.8 その他

放射線管理室では各種サンプリングガス・スタック放出ガスのオンライン測定・スタック放出トリチウム積算を実施するほか、各部屋に設置されている空間線量モニタの集中監視設備を有する。また、サンプリング廃液のトリチウム及びその他 RI 測定用の液体シンチレーションカウンタとゲルマニウム半導体検出器を有する。大型の機器類が洗浄物解体処理室より搬出入されることもあるため、可搬型の表面線量計を有するほか、非密封 RI を使用するため、スミヤ等各種検査用のキット、機器類も設置される。

汚染検査室は、非密封 RI を使用する上で必要となる各種検査系を有する。またアルカリ金属使用を鑑み、多量の水によるシャワー設備を有する。

遠隔監視制御室は、燃焼室のモニタ類及び放射線管理室にモニタされている情報を個々で集積し、監視する。また、ここから燃焼室の各種遠隔操作(洗浄水の on/off、バーナーの着火/消火、水素濃度上昇時の窒素ガス給気等)を行うほか、作業打合せも実施する。

コールド作業室は、リチウム処理に用いる細かい機器の製作と新規機器の試運転を行う。また、要交換物品をストックする。

5 まとめ

日本国内において、文部科学省の下に設置されている核融合科学技術委員会において、核融合原型炉の推進に向けて、アクションプランを策定し、原型炉段階への移行判断のためのチェック・アンド・レビュー（C&R）項目を列挙し、各項目や機器開発の目標を定めている。そのなかで原型炉に関わる材料開発として、炉材料の候補材である低放射化フェライト鋼の20 dpa照射データ、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データを2035年頃までに取得するように定めている。

そのためには、核融合炉内の中性子環境を模擬できる核融合中性子源が必要であり、そのアクションプランでは、概念設計の完了後の2020年頃の第1回中間C&Rで工学設計への移行判断、工学設計完了後の2025年頃の第2回中間C&Rで核融合中性子源の建設開始判断、及び材料照射データ取得計画の作成を行うこととしている。2018年にはアクションプランに基づいたロードマップが策定され、文科省で承認された。ロードマップには「核融合中性子源（A-FNS：Advanced Fusion Neutron Source）」について、下記のようにまとめられている。

- ① 原型炉開発には、炉内中性子環境を模擬し、材料照射データを取得することが不可欠である。
- ② 日欧でそれぞれ核融合中性子源の構想検討が進んでいる（日：A-FNS, 欧：DONES）。
- ③ 第2回中間C&Rで建設移行を判断する。
- ④ IFMIF/EVEDAの成果を活かし、国際協力を得ながら、A-FNS構想を具体化する。

このように国の施策に基づいて、日本として核融合中性子源を検討することとし、核融合材料開発だけにとどまらず、中性子の医療・産業利用も視野に入れた核融合中性子源 A-FNS の検討を開始した。

A-FNS は六ヶ所核融合研究所に隣接する敷地に建設することを計画している。A-FNS は IFMIF と同様、40 MeV の重陽子ビームと液体リチウムターゲットによる $d\text{-Li}$ 核反応による高速中性子を発生させるが、IFMIF が 125 mA の加速器 2 系統で総電流 250 mA であるのに対して、A-FNS は加速器 1 系統とし、重陽子ビームの電流は CW で 125 mA としている。初段の加速器については、IFMIF/EVEDA の成果である原型加速器（Linear IFMIF Prototype Accelerator: LIPAc）と、後段の 40 MeV までの加速器については IFMIF 中間工学設計と基本的に同じ構成とした。中性子発生率はリチウムターゲットの背面にあるバックプレートの直後で、中性子強度 6.8×10^{16} 個/秒であり、平均フラックス 6.0×10^{14} 個/cm²/秒としている。

A-FNS 概念設計の基本条件として以下の内容を取りまとめた。

1) 設計要件として以下の 2 点が重要事項であることとした。

- ① 原型炉建設移行判断までに必要な照射データが取得可能な中性子源であること。
- ② 安全設計要件を満たすこと。

2) A-FNS の中性子発生の基本仕様として $d\text{-Li}$ 反応による以下の基本仕様を満たす中性子源であることとした。

- ① 毎秒 6.8×10^{16} 個の中性子発生率。
- ② 毎秒 10^{14} /cm² オーダーの照射が可能。
- ③ 低放射化フェライト鋼の照射について He/DPA の範囲を 10 から 15 の範囲とし、4 年間で 20 dpa の照射が可能。
- ④ 14 MeV 相当の高速中性子の定常照射が可能な中性子源であること。

3) 全体スケジュールとして設計フェーズから建設フェーズまでの概要を検討し、それに係る期間を材料照射データ取得が2035年頃であることを前提として検討した。また年間運転計画を検討し、年間照射期間を8カ月とし、計画停止期間等を4カ月とした。

A-FNS 概念設計の全体設計として以下の内容をまとめた。

- ① A-FNS サイトは現在の量子科学技術研究開発機構六ヶ所核融合研究所の隣接に設置することとし、六ヶ所核融合研究所の事業として検討することとした。
- ② A-FNSの本体棟は加速器エリア、試験エリア、照射後試験エリア（PIE）エリアで構成し、長さ200 m、幅80 m程度の敷地面積を有し、延べ床面積43,000平米とした。
- ③ A-FNS 本体棟は放射線遮蔽の観点から加速器本体を地下に設けることとした。
- ④ 試験施設はターゲット・ループの構造ならびに加速器の地下設置に伴いリチウムの地下での使用を前提とした。
- ⑤ 危険物であるリチウム金属の地下使用は特例申請等による使用許可を得ることとした。
- ⑥ 本体棟を中心に必要な電力、水量を検討し、その設備を検討するとともに A-FNS に必要な建屋を検討し、それらの A-FNS サイトにおける配置計画を実施した。電力の受電系統は66kVとした。
- ⑦ 事業所境界の線量を最小化するために事業所境界からの距離を等方的に同一距離になるように A-FNS 本体棟及び排気塔を敷地の中心に配置した。
- ⑧ A-FNS 本体棟に付設し、地下2階、地上1階（100 m×60 m）の照射後試験施設（PIE）の建屋レイアウトについて必要なインフラも含めて検討した。PIE 棟では各セル等において A-FNS で照射した試料等の分析・観察ならびにターゲット健全性評価も行う。また30年間の運転を想定し、加速器、ターゲット・ループ機器、照射モジュールの装置部品や低レベル放射化物等を固体・液体に分け管理可能な放射化物保管棟を検討した。
- ⑨ リチウム取扱棟は、非密封放射性同位体を取り扱う管理区域と非管理区域から構成されており、RI法のみならず、消防法（危険物第3類）に対応する必要があるとあり、平屋建てでピット構造を有する建屋となる。使用済みリチウムの洗浄・燃焼処理において多量のトリチウム放出が想定されることから、トリチウム管理の可能な廃水設備及び排気設備を有することが特徴である。

A-FNSサブシステム設計として、加速器システム設計、ターゲットシステム設計、試験システム設計の概念設計を行い、基本概念を確立した。各々、以下のとおりである。

（1）加速器システム設計

A-FNS加速器に要求される125 mA CWのビーム電流は、従来の陽子／重陽子加速器での達成値を超える高い目標値であり、最先端の加速器技術をもってしか達成しえない。そのような最先端技術の検証のため、IFMIF/EVEDA原型加速器（LIPAc）において重陽子ビームで125 mA・9 MeV—CWの工学実証が進められている。A-FNS加速器システムの概念設計は、IFMIF加速器の設計と、LIPAcにおいてこれまでに得られた成果に基づいている。

A-FNSの加速器システムは、イオン源から重陽子ビームを引き出し100 keVまで静電加速する入射器、125 mAのビーム電流を5 MeVまで加速する高周波四重極加速器と、さらに40 MeVまで加速する超伝導高周波線形加速器からなる。現在も建設とコミッショニングが進められているLIPAcがA-FNS加速器の超伝導加速器の最上流モジュールまでと完全に一致していることで、特に空間電荷効果が顕著な低エネ

ルギー部におけるビームダイナミクスを理解した上で、A-FNS加速器の今後の工学設計と建設後のビームコミッショニングに臨むことができる。既にLIPAcでの検証を経てIFMIF加速器の設計から変更された点もあるが、今後予定されているLIPAcの建設や運転から得られる成果も今後、A-FNS加速器の設計に反映される。本概念設計書では、A-FNS加速器におけるビームダイナミクス及び加速器工学の観点からの課題について議論し、今後LIPAcにおいて検証すべき事項、期待される成果や、その結果として必要となるかもしれない代替設計の概念についても言及した。

(2) ターゲットシステム設計

加速器システムから供給される重陽子ビームを受け止めd-Li反応により模擬核融合中性子を供給するための液体リチウムターゲットシステムの概念設計を行った。先行設計事例であるIFMIF中間工学設計報告書を参照しつつも、BA フェーズ Iで実施したリチウム試験ループ (ELTL) での液体リチウム長時間流動試験の結果を考慮し、A-FNSターゲットシステムを設計した。ELTLのターゲット下流配管で想定外のキャビテーションが発生した事実を考慮し、下流配管へのキャビテーション流の衝突を避けるため、A-FNSでは下流配管とクエンチタンクの構造に「傾斜直管方式」を採用した。さらにリチウム純化系について、IFMIF設計のものから不純物濃度管理に関する合理化を行った。窒素濃度と水素同位体濃度の管理上限値をそれぞれIFMIF管理値の40倍、8倍と緩和した。緩和した理由は、緩和した窒素濃度管理値でもリチウム配管の健全性に影響を及ぼす程の腐食を生じないことが想定されること、緩和した水素同位体濃度管理値でもトリチウム安全上対応可能であることが判明したためである。Liループ運転開始後4年程度は窒素・水素トラップなしの運転でブランケット構造材料の中性子照射量20 dpaを達成できる見通しを得た。

(3) 試験システム設計

A-FNS の試験施設は、試験セル、アクセスセル、試験モジュール取扱セル、試験システム補機装置セル、照射後試験施設から構成される。試験セル内に核融合炉材料照射試験用の試験モジュールによる試験システムを設置し核融合中性子環境下における照射試験を行う。「原型炉研究開発ロードマップ」に基づき、核融合中性子源による以下の項目について2035年頃の原型炉建設判断までに以下のデータを取得することが求められている。

- ・ 核融合中性子源による低放射化フェライト鋼、並びに、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データを取得。
- ・ 核融合中性子源によるトリチウム挙動評価技術の検証

上記要求に照らし合わせて、A-FNS では以下の核融合炉照射データを順次取得する。

- ① ブランケット構造材料
- ② ブランケット機能材料
- ③ ダイバータ機能材料
- ④ ブランケット第一壁冷却水配管中の放射性腐食生成物
- ⑤ ブランケット増殖材及び増倍材ペブルからのトリチウム放出回収特性
- ⑥ クリープ疲労特性
- ⑦ ブランケット核特性
- ⑧ 計測制御機器

上記①から⑧の照射データ取得に加えて、中性子照射条件を明らかにするためのモジュールを加えた以下の9つのモジュールを試験セルに設置して、照射試験を行う。

- (1) ブランケット構造材料照射試験モジュール (BSMTM)
- (2) ブランケット機能材料照射試験モジュール (BFMTM)
- (3) ダイバータ機能材料照射試験モジュール (DFMTM)
- (4) 放射性腐食生成物試験モジュール (ACPM)
- (5) トリチウム放出回収特性試験モジュール (TRTM)
- (6) クリープ疲労試験モジュール (CFTM)
- (7) ブランケット核特性試験モジュール (BNPTM)
- (8) 計測制御機器照射試験モジュール (DCDTM)
- (9) 中性子束計測モジュール (NFMM)

A-FNS の概念設計においては、これらの多様な核融合炉材料等の照射データを短期間に効率よく取得できる試験モジュール概念の確立及び試験モジュールの遠隔保守設計が重要な設計課題である。本課題を解決するために、照射モジュールの核設計、熱設計、構造設計、遠隔保守設計等を行い、A-FNS の照射モジュールの基本概念を確立した。主要な成果は以下のとおりである。

- ① IFMIF では想定しなかった9種類の中性子照射試験モジュールを設計し、試験モジュールを試験セル内に適切に設置し、照射データを取得する基本概念を確立した。
- ② IFMIF よりも遠隔保守性に優れた遠隔保守方法を提案した。
- ③ A-FNS で照射試験を行う試験モジュールとして9種類の中性子フラックス、温度特性や目的の異なる試験モジュールの概念設計を行った。核解析結果に基づき、試験セル内の中性子束や中性子はじき出し損傷等の核的特性分布を明らかにし、試験セル内に設置する9種類（ブランケット構造材、ダイバータ機能材、ブランケット機能材、放射性腐食生成物、トリチウム放出回収、クリープ疲労、計測制御機器、ブランケット核特性、中性子束計測）の試験モジュールの配置及び構造概念を確立した。
- ④ IFMIF や DONES は、垂直方向に試験モジュールを単体で交換する遠隔保守方式である。この方式では、高放射線場で狭隘な空間の試験セル内で、切断・溶接等により、莫大な数の配管やケーブル類の遠隔継手を高精度で分離・接続する方法が必要であり、技術課題が多い。この IFMIF/DONES が計画している方式の課題を解決することが可能な新たな遠隔操作による試験モジュールの交換方式として、遮蔽プラグと一体に水平方向に試験セルから側方アクセスセルへ引き抜く遠隔保守方法を提案した。

A-FNS は大強度の中性子源であり、核融合炉の材料研究だけでなく産業面での応用利用にも供することができる。応用利用の検討にあたっては、核融合炉材料照射試験に影響を与えないように、応用利用のための試料の設置や取り出しのためにビームを止める必要がないように設計する必要がある。また、応用利用のための試料や装置を設置することによって、核融合炉材料照射試験に用いる中性子場に大きな影響を与えることがないようにしなくてはならない。核融合炉材料照射試験に関わる照射試験のスケジュールを保ちつつ、応用利用を実施することを前提として検討を行った。A-FNS での応用利用として、以下の4種類の照射を検討し、中性子利用計画をまとめた。

- (A) 多目的 RI 生成モジュール
- (B) 低エネルギー中性子照射モジュール
- (C) 多目的利用ビーム孔システム

(D) 液体気体ループ照射システム

(4) 遠隔保守システム設計

提案した前述の水平交換方式に基づいて遠隔保守に関する概念設計を行い、基本概念を確立した。テストセル内のターゲットアセンブリと試験モジュールを年1回程度の頻度で保守交換することを想定しているが、テストセル内の空間線量率は中性子運転停止後でも作業者が立ち入ることはできない量であると見込まれる。そこで、ターゲットアセンブリと試験モジュールの遠隔保守概念を構築した。ターゲットアセンブリの遠隔保守については、ターゲットアセンブリと高フラックス試験モジュールの間のクリアランスを50 mm程度取ることで、照射モジュールが設置された状態でもターゲットアセンブリの取付け・取外しを行う保守方式とした。CATIA/DELMIAを用いた機構解析（キネマティクスシミュレーション）により、ターゲットアセンブリと保守治具が周囲の機器や構造物と干渉することなくターゲットアセンブリを取付け・取外しが可能であることを明らかにした。

以上、A-FNS概念設計を行い、基本計画、全体設計、サブシステム、遠隔保守に関する基本概念を確立した。

6 工学設計の展望

6.1 A-FNS 工学設計に必要な主な R&D 項目

核融合中性子源 A-FNS 概念設計書は、A-FNS の必要性、施設・設備ならびに機器等の要求仕様、A-FNS 照射試験計画を明確にすることを目的とし、「全体設計」と「サブシステム」を中心に概念設計をまとめたものである。A-FNS の工学設計移行にあたり注意すべきこと、残された R&D や設計項目については今後の課題となっている。

日欧で進める BA フェーズ II において、日欧の共通の課題を抽出し、IFMIF/EVEDA 事業の中で検討し、その成果を日欧で共有することになっている。日欧で検討中の課題の一覧と概要を表 6-1 に示す。

表 6-1 BA フェーズ II において想定される日欧で検討中の共通課題

課題名	試験対象機器	試験概要	
		BA Phase II (2020~2024 年度)	A-FNS 建設期においても継続して実施する工学設計実証試験・工学 R&D (2024~2029 年度)
超伝導加速空洞性能への Li 蒸気影響の評価試験	超伝導加速器 (SRF) 高エネルギービーム輸送システム (HEBT)	様々な不純物や微粒子などの付着が超伝導加速空洞の性能劣化を引き起こすことが一般に知られているが、Li 付着による性能への影響については知見が存在しない。これを実験的、定量的に評価し、HEBT の設計に反映させる必要がある。IFMIF 中間工学設計書 (2013 年 6 月) の時点では、この影響は考慮されていない。具体的には、SRF 空洞試作機を Li 蒸気に暴露して定格 RF 電界までの大電力試験を行い、放電限界電界強度や Q 値への影響を調べて許容 Li 暴露量を明らかにする。2023 年頃に実施したい。	評価試験の結果に基づき、HEBT における Li 蒸気の差動排気方法 (排気ポート位置や排気速度) を決定する。施設・設備は、A-FNS 用 SRF 空洞の性能確認試験に活用する。
Li 安全計装 (Li 漏洩・燃焼・燃焼排ガス処理) 実証	Li ループ全般 Li 処理棟 トリチウム除去系 火災時/Li 処理時のトリチウム除去	テーブルトップサイズのリチウム燃焼試験を行い、リチウム火災を防止するための雰囲気評価と断熱材等、リチウム漏洩時に漏洩リチウムと接触する可能性の高い材料との共存性評価及び着火挙動評価を実施する。	A-FNS 実機規模想定の実証漏洩試験を実施する。また重水素入りリチウムを用いた火災想定模擬試験及び水等による模擬洗浄処理試験を実施し、排ガス処理系におけるトリチウム除去性能評価を実施する (コールド試験) とともに、廃液処理系の実証評価を行う。
リチウム純化系純度監視系実証試験/最適化	純化系・純度監視系	純化系用小型リチウムループを用いて、実規模流動環境下における窒素トラップ機器と水素ゲッター機器の実証試験を実施するほか、純度監視系重要機器であるプラギング計の実証試験を実施する。	純化系用小型リチウムループを用いて窒素/水素トラップ機器のより詳細な性能寿命評価を実施するとともに、重水素を用いた水素トラップ機器の詳細な性能評価を実施する。この結果に基づき、今後決定予定の窒素/水素トラップ交換頻度に合わせ、A-FNS 窒素/水素トラップ設計の最適化を行う。また、プラギング計のプラギング部形状や本数、流量等の最適化を行い、大気インリーク事象やコールドトラップ異常への応答性能の向上化を図る。
ビームオンターゲット		電子ビーム/レーザー等による模擬試験の検討を実施する。	電子ビームやレーザー等による模擬ビームオンターゲット試験を実施する。

一方で、A-FNSは日本が進める核融合原型炉に関する材料の中性子照射データを取得するとともに、多岐にわたる医療を含む産業応用への利用にも役立てたいと考えている。したがって、必ずしも日欧共通課題だけが今後解決すべき課題だけではなく、異なる中性子照射試験を同時に行う可能性があるため実現可能性を十分に精査し、設計に反映させなければならない。概念設計では中性子照射利用計画に従ったモジュールの概念設計を実施したが、次の段階として照射モジュールや中性子ビームポート等のシステムインテグレーションを具体的に検討し、A-FNSの工学的成立性を検証する必要がある。遮蔽設計や全体設計にも深くかかわる事項であるため、総合的な設計を進める必要がある。全体スケジュールは原型炉移行判断である2035年を基準にいわば遡及的なスケジュールとして検討した。一方で全体設計でも述べられている受電や給水計画は電力会社や自治体を持つ計画とすり合わせる必要があるため、このスケジュールを維持するためには、より実施項目をブレイクダウンし、建設合理化も含めた検討を行わなければならない。これらは工学設計の初期の段階で確定する必要がある。

6.1.1 施設の安全性に関する課題

液体リチウムを大量に取り扱う大規模放射線取扱施設として、A-FNSは国内のみならず世界においても他に類を見ない人類未踏の施設である。そのため、想定事故時における液体リチウムの挙動の素過程、及びそれが事故シナリオに及ぼす影響を検討する必要がある。特にリチウム漏洩時におけるリチウム発火特性の実験的研究、リチウムループ異常時（配管破断、ポンプ異常停止等）における液体リチウムの過渡流動特性の研究、想定事故シナリオの統合的モデリング等の項目を、実験と理論・シミュレーションの両面から検討する必要がある。工学設計では、本概念設計書に記載した安全概念に基づき、サブシステム（加速器施設、リチウムターゲット施設、照射試験施設等）にまたがる施設横断的な想定事故シナリオの抽出、想定事故シナリオの進展の解析、安全システムの詳細設計とその効果の評価を行う。以下に検討課題を列挙する。

1. 危険物である液体リチウムの地階での使用に関する特例措置に向けた検討
2. 規制当局や自治体等への法令や条例に対する安全確保の考え方の検討（特に放射線、放射性物質、危険物使用に関する技術的な対応策の検討）
3. 安全確保に向けたA-FNSに関する建屋や設備の合理化検討

6.1.2 加速器システムに関する課題

A-FNS加速器の低エネルギー部の9 MeVまでのプロトタイプである原型加速器LIPAcにおいては、現在までに入射器とそれに続く高周波四重極加速器（RFQ）までの設置を完了し、低デューティ試験において、目標とする125 mAにおいて重陽子ビームの5 MeV までの加速に成功している。今後、定常運転（CW運転）を目指した高デューティでのビームコミッショニング、後段の超伝導高周波線形加速器（SRF Linac）の設置を経て、最終的に所期の目標値である9 MeVまでの125 mA CW の重陽子ビーム加速の実証に向けて、IFMIF/EVEDA事業がBAフェーズIIとして引き続き進められる。本概念設計書では、これらの今後予定されているLIPAcの建設や運転において取り組むべき課題と期待される成果について論じ、結果として必要となるかもしれない代替設計の概念にも言及した。

A-FNS全体に求められる75%の可動率を達成するために、加速器システムに要求される可動率は87%である。この可動率要求を満たすために目標としている4.5%以下のビームトリップ率を実証することが、LIPAc

で今後計画している高デューティ運転の最も重要な目的の一つである。一方、機器・システムの耐久性や故障率を反映するHardware Availability (HA)については、HA>91%と高い目標であることについては限られた期間で実証することはできないが、HA目標達成の可能性を評価し、今後のA-FNS工学設計活動に活かすことも、LIPAcにおける高デューティ運転の重要な役割であると言える。特に、多くの大電力高周波源ユニットからなる高周波源サブシステムについては、これまでのLIPAcにおける低デューティ運転において既に多くの課題の抽出と解決がなされた。今後の高デューティ運転においても、保守手順の確立も含め、高いHA目標の達成に向けて不可欠であり、その成果が期待される。また、A-FNSの連続運転期間（4ヶ月）毎の交換が予定されている消耗部品などの耐久性も検証する必要がある。

可動率に関連して、SRFライナック設置後のLIPAcの重要な役割は、微粒子等の異物混入に起因すると考えられているSRF空胴の性能劣化について、統計的な発生頻度や劣化の程度の情報を提供することである。A-FNSのSRFライナックの設計は、備えておくべき交換用の予備SRF空胴の数や劣化したSRF空胴の回復処理施設の規模も含め、LIPAcから得られた知見に基づいて最終的に決定される。現在LIPAcには、回復処理施設が併設されていないため、工学設計フェーズにおいてこれを設置して、回復処理技術の評価しておくことも重要である。SRF空胴内面の汚染によると考えられる性能劣化には、他の加速器における多くの先例があるが、リチウム蒸気の影響については知見が存在しないため、これを定量的に評価した上で高エネルギービーム輸送系（HEBT）サブシステムの差動真空排気系を設計する必要がある。

SRF空胴メーカーは性能確認試験のための施設設備を有しておらず、性能仕様では受注しない。このため量産前に先ず単体試作機（構造仕様）を納品させ、性能確認試験を発注元の施設・設備で行う必要がある。IFMIF/EVEDAにおいては、A-FNSに必要なSRFモジュールのうちの最上流の1モジュールしか工学実証が予定されていないため、下流モジュールのSRF空胴の試作機性能確認試験をQSTが行う必要がある。A-FNSのSRF加速器に必要な全数の製作には3年程度を要すると見込まれるため、試作機試験は、A-FNS建屋竣工前に別施設で行う必要がある。

加速器システムのビームダイナミクス設計における最も困難な課題は、hands-on保守を可能とする極めて低い重陽子ビーム損失率を達成することにある。要求されるビーム損失率は、ビームエネルギーが高くなる下流ほど低く、最上流の低エネルギー部だけで構成されるLIPAcでは、A-FNSが要求する低いビーム損失率を評価することはできない。これまでの設計計算に用いられてきたシミュレーション技術は、ビーム損失率要求の充足を確実にするには不十分であり、今後さらに高度化が必要である。結果としてビーム損失率要求の充足を確信できない場合においては、SRFライナックの上流部でのエネルギーフィルタの追加が必要となる可能性もある。

ビームダイナミクス設計の今後のもう一つの課題は、改善の余地がある入射器設計の最適化と、そのためのビーム解析技術の高度化である。工学設計フェーズにおいて改良機のプロトタイプを製作して試験を実施することが望ましい。入射器の高性能化は、後段のRFQの放射化を抑える観点から求められている。LIPAcでのこれまでの低デューティ運転における評価では顕著な放射化が見られていないものの、今後の高デューティ運転におけるRFQ放射化の詳細な評価が期待される。

6.1.3 リチウムターゲットシステムに関する課題

リチウム純化系・純度監視系の概念設計を4.3.4項で報告したが、その設計の妥当性はこれまでBAフェーズIとして行われた大型液体リチウムループ試験（ELTL）では実証されておらず、実験的な実証試験が必要である。液体リチウムには窒素、酸素、水素などの軽元素不純物が容易に混入するため、これらを除去し、ループを循環する液体リチウムを純化する必要がある。コールドトラップ（酸素及び難溶性不純物のト

ラップ)や窒素トラップは ELTL に実装したが、水素トラップは ELTL に実装されなかった。水素はリチウムとの親和性が高く、A-FNS 運転中には水素の放射性同位体であるトリチウムが多量に生成されるため、水素トラップの実証は非常に重要である。水素トラップ材は窒素不純物存在下では失活する(表面が窒化物皮膜に覆われる)ため、水素トラップには窒素トラップを必ず併設する必要があるほか、酸素にも弱いいため、コールドトラップの設置もまた必要となる。また、純化のためには純度の監視も必要である。このように、各種不純物の除去・監視の総合的実証はこれまでなされていない。そこで工学設計フェーズでは、液体リチウムループを用いたリチウム純化系の実証試験を行う。ELTL 程度の大規模なリチウムインベントリのリチウムループは必要としないが、大学の実験室に設置されているテーブルトップのループではインベントリが小さすぎる。そのため、実証試験のためには A-FNS リチウムループの 1/1000 程度のインベントリを持つ「小型リチウムループ」が必要である。これにより、A-FNS 実機の設計に外挿可能なリチウム純化系運転実績を取得することを目指す。なおリチウム純化系・純度監視系の R&D は日欧共通の R&D 課題とされるため、日欧の BA フェーズ II の活動として実施される。

リチウム純化系の設計(4.3.4 項)の実証のためには、トラップ材の特性の理解も不十分である。そこで工学設計フェーズでは、トラップ材の特性(破過特性・材料健全性等)を明らかにする。破過特性は小型リチウムループにトラップ材を装荷する前のフェーズにおいて、大学等との共同研究によりテーブルトップの実験装置を用いて明らかにする。材料健全性の研究は小型リチウムループでの純化試験の後にループから取り出した使用済みトラップ材を用いて実施する。これにより、純化系に装荷するトラップ材の設計運転条件の妥当性の検証を目指す。

ELTL は液体リチウム高速流の長時間(1,000 時間以上)連続運転を行った世界で初めての装置である。ELTL ターゲット部から試験片を切り出し、電子顕微鏡等での表面及び断面観察と元素分析を予備的に実施したところ、リチウムによるターゲット材料(ELTL の場合はステンレス鋼)の腐食、及びリチウム流のせん断応力による腐食部の剥離が観測された。A-FNS ターゲット設計では腐食・摩耗許容値を $1\mu\text{m}/\text{年}$ としたが(4.3.1 項)、この妥当性を実証する必要がある。そこで、工学設計フェーズでは、ELTL ターゲットの様々な位置(つまり様々なせん断応力に対応する場所)における切り出し試験片の構造健全性評価を実験的に実施する。これにより、腐食・摩耗の許容設計値を決定し、ターゲットシステムの信頼性向上を図る。

ターゲット液膜流表面変動及び膜厚は、重陽子ビーム入射運転中においてレーザー光コム計測系でモニタする。しかし、放射線環境に対応した長距離レーザー光コム計測系の実証は十分に行われていない。そこで工学設計フェーズでは、長距離レーザー光コム計測系の実証試験を行う。長距離レーザー光コム計測を設計・試作し、既設リチウム噴流試験装置に実装する。10 m 以上の長距離光路でなおかつ最終ミラーより下流で絞りレンズがない体系で、長距離レーザー光コム計測系を用いて所定の精度($\pm 10\mu\text{m}$)で液膜流表面変動及び膜厚をリアルタイムで診断できることを実証する。これにより、A-FNS 設計で採用したターゲット診断系の妥当性を実証する。なおこれらは大学との共同研究を過活用する予定である。

ターゲット液膜流の表面安定性を維持することは、ターゲットの損傷防止のために重要である。そこで A-FNS ターゲット設計では膜厚変動の設計上限値を $\pm 1.63\text{ mm}$ と定めた(4.3.1 項)。液膜流表面の不安定性の原因のひとつはノズル出口に付着する不純物である。一般的に運転時間にしたがってノズル出口不純物のサイズは成長すると考えられるので、液膜流表面を不安定化させるノズル出口異物サイズを明らかにすることは、ターゲット保守の実施の是非を判断する材料を提供する意味で重要である。そこで、工学設計フェーズでは、ノズル出口付着物がターゲット液膜流の表面安定性に及ぼす影響を明らかにする。リチウム流を模擬する水噴流実験装置等を用いて、ノズル形状の乱れと液膜流表面の安定性の関係を実験的に明らかにす

る。これにより、ターゲットの保守条件を明らかにし、ターゲットの保守設計と A-FNS 運転シナリオの妥当性を検証する。

ELTL 試験で初めて明らかになったリチウム流体の工学的課題は、ターゲット下流におけるキャビテーションの発生である。実際に ELTL 下流配管のエルボ部では、キャビテーション孔食に起因すると思われる変色が目視確認されている。キャビテーションは配管とポンプに影響を与えるため、クエンチタンクにおいて適切な手法で消滅させなければならない。また、ELTL でキャビテーション流が発生した物理機構も分かっていない。そこで、工学設計フェーズでは、数値流体力学シミュレーションと実験の両面から、ELTL 型（すなわち A-FNS 型）縦型湾曲ターゲットの下流におけるキャビテーションの発生機構を明らかにする。ターゲットを模擬する水ループを用いて、下流配管のキャビテーション流の実験研究を行うことを検討する。また、明らかにしたキャビテーション発生機構を踏まえ、下流配管とクエンチタンクの形状の最適化も行う。

リチウムはアルカリ金属であるため化学的活性が高く、容易に湿分と反応する。また、原子番号が小さいため、配管の隙間からの漏洩性が高い。また、リチウムにはターゲット部の核反応で生成されたトリチウムと Be-7、さらに放射性腐食生成物など、様々な放射性物質が含まれる。このため、リチウム配管漏洩事象やリチウム火災事象は A-FNS の安全確保にとって重要である。そこで、工学設計フェーズでは、リチウム安全性に関する要素 R&D を実施する。テーブルトップの小規模実験装置（グローブボックス等）を用いて、リチウム発火特性を実験的に明らかにする。さらに、リチウム配管漏洩におけるリチウムの過渡的挙動をモデリングする。このような要素 R&D を統合し、リチウム漏洩や火災に起因する事故進展シナリオを解析し、必要な安全系の仕様を決定する。

ELTL ではターゲットのリチウム液膜流の長時間の安定維持を実証したが、これは重陽子ビームの入射がない状態（ビーム・オフ）の場合であった。しかし、実際の A-FNS では重陽子ビームが入射する「ビーム・オン」状態である。重陽子ビーム入射時における液膜流ターゲット（非密封）の熱流動特性はほとんど分かっていない。容器に密封された液体金属（水銀）ターゲットとパルス陽子ビームの相互作用については、J-PARC MLF や米国 SNS にて容器のピッチングが観測されている。これは(i)パルス陽子ビームにより水銀内部に衝撃波が生じ、(ii)これがキャビテーションを発生させ、(iii)キャビテーションが容器に衝突したことが原因である。このことから非密封の A-FNS 液体リチウム液膜流ターゲットにおいても、液膜流内部にて何らかの熱流動現象が発生するであろうと予測される。そこで工学設計フェーズでは、ビームオンターゲットの熱流動現象を研究する。研究の結果、ビーム入射により装置運転に影響を及ぼす現象が見いだされる場合、その現象を緩和するシステムを設計する。また、水ループ試験等を用いて、コールド環境でビームオンターゲットを実験的に模擬する手法も検討する。

4.5.1 項ではターゲットアセンブリの遠隔保守方式の概念を記述した。主オプション「垂直引抜き方式」と代替オプション「遮蔽プラグ一体・水平引抜き方式」を提案した。いずれの設計オプションでも、リチウムに濡れた配管の切断と再溶接が必要になる。しかしながら、リチウムに濡れた配管を切断・接続した例はこれまでにない。そこで、工学設計フェーズでは、リチウムに濡れた配管の切断と溶接の実証試験を行う。

6.1.4 試験システムに関する課題

本概念設計書の 4.4.3 項「ブランケット構造材料試験モジュール」にて、円筒型照射キャプセルの概念設計及び今後の課題に関して記載している。ブランケット構造材料、ブランケット機能材料、ダイバータ機能材料試験モジュールのハニカム容器に装填する円筒型照射キャプセルの試作試験により、製作性を検証、製作上の課題を抽出する。F82H 材で製作されたハニカム容器の概念設計及び今後の課題に関して記載してい

る。ブランケット構造材料、ブランケット機能材料、ダイバータ機能材料試験モジュールのハニカム容器の試作試験により、製作性を検証、製作上の課題を抽出する。

また、コンタクトプローブや配電ボード、コネクタ等の概念設計及び今後の課題に関し、試作試験により、製作性の検証と製作上の課題を抽出し、コンタクトプローブや配電ボード、コネクタ等の製作性、遠隔操作性を含めた工学設計を行う。さらに遠隔保守機器を用いた試験モジュールから照射キャプセルの交換に関する実証試験により、交換性を検証、遠隔保守の課題を抽出し、照射キャプセル交換の遠隔保守に関する工学設計を行う。

ブランケット構造材料試験モジュールの熱設計、製作性、遠隔保守設計に関し、照射温度 550 °C の設計条件であるが、他の試験モジュールでは、照射温度が最大 1,200 °C の試験モジュールがある。照射温度 800 °C 以上の試験モジュールの高温条件での熱設計、製作性、遠隔保守設計に関する検討が必要である。次の課題についても工学設計活動の中で実施する。

1. 試験モジュールの熱流動解析や過渡解析等の詳細解析
2. 試験セル壁の熱設計、製作性検討
3. 試験モジュールに供給するユーティリティ等に関する詳細設計
4. 試験モジュールのサブシステムセルに関する詳細設計
5. 試験モジュールの組立、製作に供する試験モジュール取扱セルに関する詳細設計
6. 試験モジュールの試験モジュール交換の際の試験セル、アクセスセル、試験モジュール取扱セル、照射後試験施設までの試験モジュール、照射キャプセルの動線に関する詳細設計
7. 応用利用モジュールに関し、核設計、熱設計、製作性、遠隔保守性、サブシステム等を考慮した設計
8. 応用利用と核融合関係の試験モジュールとの共存性を検討し、照射シナリオの成立性についての検討

6.1.5 遠隔保守に関する課題

本概念設計書 4.5 節では、ターゲットシステム、照射試験システム、そして試験セルの遮蔽プラグ（遮蔽システム）の遠隔保守の基本概念（保守手順、保守時における放射線環境条件など）を記述した。工学設計フェーズでは、基本概念に基づき、それぞれのシステムについて、

(i) 各手順で用いる遠隔保守治具の詳細設計、

(ii) 配管（He 配管、Li 配管）、ケーブル（ヒータ、熱電対）の遠隔継手部の詳細設計を実施する。

本概念設計書で記載したターゲットシステムと照射試験システムの遠隔保守概念は、先行設計事例である IFMIF 工学設計とは大きく異なる。さらに、一般的にシステムや製品を新規に設計した場合は、モックアップ等を用いてその設計妥当性を実験的に実証しなければならない。人の一時的な立ち入りさえも不可能な環境で動作するシステムについては、とりわけモックアップ試験設備と実際に操作員が操作するマン・マシン・システムの実証試験が必要となるため、ターゲットシステム、照射試験システム、遮蔽システムについて、それぞれの遠隔保守治具を用いた操作員によるモックアップ遠隔保守実証試験を行う必要がある。操作員による操作可能性も実証項目のひとつになるため、寸法を縮小したモデルを用いた試験はできず、実規模

のモックアップを用意する必要がある。ただし、実証に必要な部分だけを抽出した 1/1 カットモデルを用意すればよい。

要素実証試験として、配管やケーブルの継手部や治具の耐放射線性 Li に濡れた配管の溶接健全性を行う方法を確立する必要がある。

6.2 A-FNS 工学設計への展望

本書は概念設計の基本となる内容を網羅し、今後、工学設計への展開を図るためのガイドラインとなる。2021 年の第 1 回中間チェック・アンド・レビュー (C&R) をもって、工学設計活動に移行する計画である。

A-FNS 工学設計活動を円滑に進めるためには、概念設計書に加え、以下の項目についてあらかじめ計画することが必要であるとする。

- ① 各サブシステムに関する機器等の技術項目の整理と課題抽出
- ② 工学設計に必要な技術開発
- ③ 工学設計活動に必要なコスト評価
- ④ 工学設計活動における組織・体制
- ⑤ 外的要因による工学設計の効率化・合理化・リスクの整理
- ⑥ 廃止措置計画

これらの項目は「A-FNS 工学設計活動計画書」として今後まとめる。

以下、上述①～⑥に関する概要について言及する。

- ① 各サブシステムに関する機器等の技術項目の整理と課題抽出

本書 4 章の各サブシステムに関する情報を基に Plant Break Structure (PBS)作成を行い、それぞれの技術レベルと課題の抽出を行う。またそれらの情報を整理し工学設計フェーズでの課題解決に向けた方法案を Work Break Structure (WBS)等を活用して計画する。

- ② 工学設計に必要な技術開発

概念設計で提案したシステム及び技術の現在の成熟度を分析し、A-FNS の建設判断までに実施すべき R&D の必要性並びに R&D 計画を検討することが重要である。具体的には、今後の原型加速器 LIPAc による工学実証の結果次第で必要となるかも知れない加速器システムの代替設計検討、リチウムターゲット純化系、ターゲット液膜流の流体長期安定性、キャビテーション低減、ターゲットアセンブリ交換等、また試験モジュール製作性、照射キャプセルの交換法等が挙げられる。

リチウムターゲットの技術成熟度分析については ELTL の実績をもとに、A-FNS 概念設計期間中に概ねまとめており、主に純化系、純度監視系について R&D の必要性を指摘している。加速器についても超伝導加速器等の R&D の実施が提案されていること、さらにモジュールやターゲットアセンブリ交換に関する水平引き抜きや遠隔保守についても実証試験の必要性が提案されており、これらを総合的に検証可能な試験棟「A-FNS 工学準備棟」を建設し、実証試験を工学設計期間中に開始することが重要であると考えている。2020 年度には、A-FNS 工学準備棟の概念検討を実施し、工学設計段階での実施計画を精査する予定である。その他、外部研究機関及び大学

との協力研究・共同研究等を活用し、R&D を網羅的に実施することも必要である。

③ 工学設計活動に必要なコスト評価

A-FNS の工学設計活動において、設計費と開発費に関するコストに関する年次展開を検討することが必要となる。工学設計期間を 5 年間と想定し、各項目に対する年次毎のコスト概算を行う。また工学設計活動費の算定に必要な A-FNS 建設費と運営費の概算についても検討することが重要である。

④ 工学設計活動における組織・体制

概念設計は量子科学技術研究開発機構六ヶ所核融合研究所の核融合中性子源設計グループが中心となり、量子科学技術研究開発機構の事業として実施してきた。工学設計では R&D も含め、より活動範囲が広く、かつ内容も詳細な作業となる。量子科学技術研究開発機構が工学設計をけん引するのと同時に全日本的な活動として進めるため他の研究機関や大学との連携体制を構築する必要がある。さらに BA フェーズ II では欧州との国際協力において中性子源設計を実施する計画であり、国際的な組織体制についても欧州と十分な協力体制を築く必要がある。

⑤ 外的要因による工学設計の効率化・合理化・リスクの整理

「外的要因」とは要求仕様と相反する内容を示しており、概念設計で述べた各システム等の要求仕様に対して以下の項目との設計整合性をあらかじめ具体的に検討することが重要となる。これらは本書で主に 2 章、3 章の内容が対象となる。

(ア) 法令、規制、条例等

(イ) 安全評価と対策

(ウ) 外部環境整備（受電、給排水）

(ア) 法令、規制、条例等

本書では以下の法令等を考慮し、六ヶ所村における A-FNS 建設の実現性を検討した。

- ・都市計画法
- ・建築基準法
- ・消防法
- ・高圧ガス保安法
- ・放射性同位体元素等の規制に関する法律（RI 法）
- ・電波法
- ・労働安全衛生法
- ・環境影響評価法（環境アセスメント）
- ・文化財保護法
- ・港湾法
- ・六ヶ所村開発指導要綱 等

今後は許可申請の手順検討、建設スケジュール、コスト、法規等との整合性を図ることが必要となる。また今回対象として上記法規以外に該当するものがあるかさらに調べるとともに、自治体等との協議や取り決めが重要となる。

(イ) 安全評価と対策

A-FNS で想定される安全に関する評価は、極めて重要な項目である。工学設計における A-FNS の安全評価とその対策は、事故時の安全対策以外にも故障モードやリスクアセスメント等も含めた広義な安全評価として対応することが重要である。A-FNS の安全に関する主要な項目としては、

- ・放射線発生施設（主に中性子やガンマ線の放射線、トリチウム、ベリリウムなどの放射性物質）
- ・危険物取扱施設（主に液体リチウム）
- ・高圧ガス取扱（主に液体ヘリウム、液体窒素等）

が挙げられる。A-FNS に関する RAMI（信頼性、可用性、保守性、検査性）解析やリスクアセスメント、ならびに原型加速器 LIPAc や液体リチウムループ ELTL の運転実績などから安全解析を行う必要があり、工学設計での実施計画が最も重要な項目であると考えられる。

(ウ) 外部環境整備（受電、給排水）

インフラである電力供給と給水、排水計画を明確にし、その工程と A-FNS 運転開始計画と工程調整が図れるよう、既存の六ヶ所核融合研究所の設備との整合性を踏まえて、建設工程の精査を行う必要がある。

⑥ 廃止措置計画

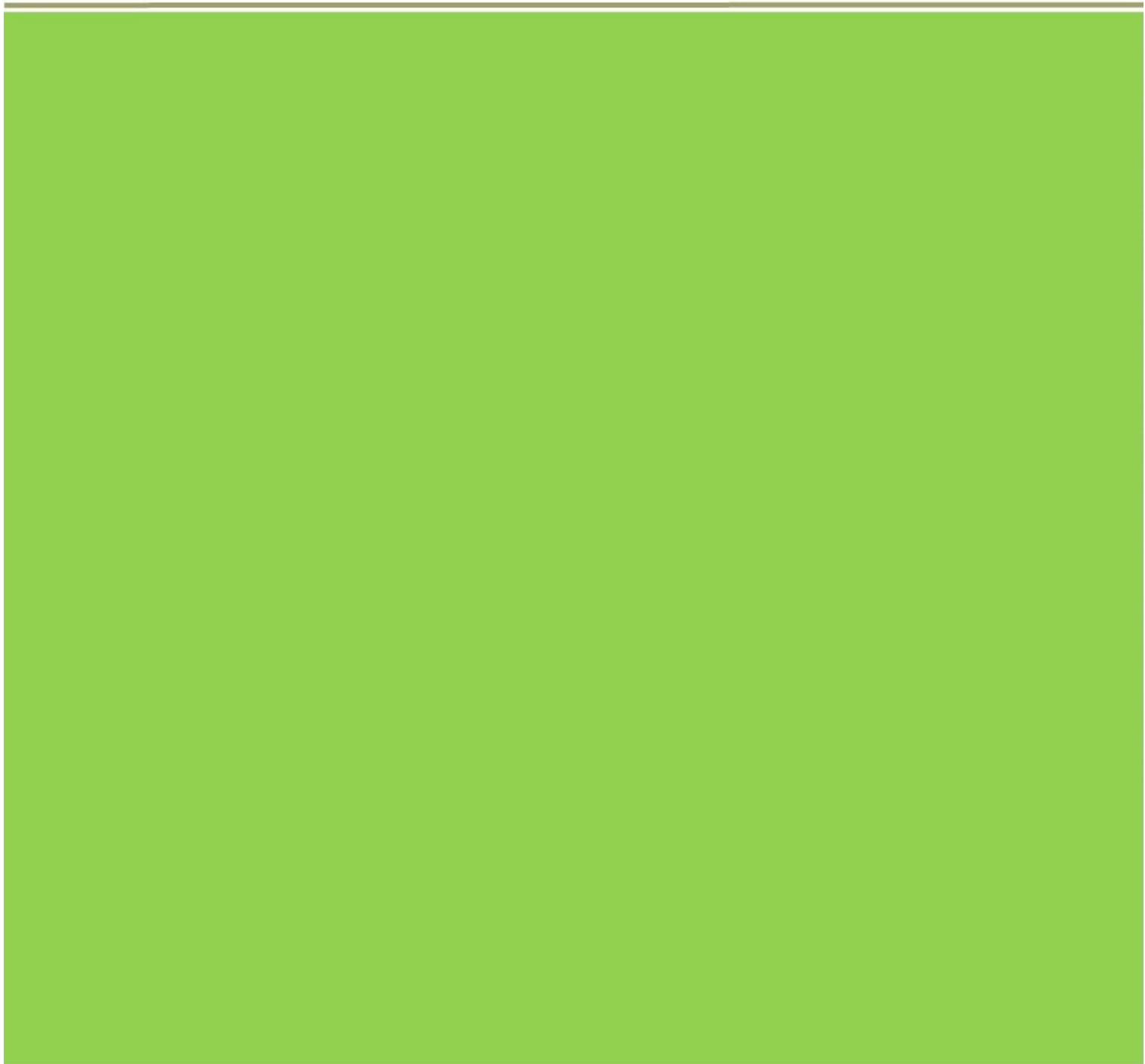
A-FNS は 30 年間可動することを想定して検討されている。試験終了後の施設の取扱いについての検討は深まっているわけではないが、今後、放射化された試験機器や排出され保管されている固体・液体廃棄物等について、試験終了後には廃止措置計画あるいは長期にわたる維持管理方法の検討が必要である。

以上のことから、A-FNS の工学設計の展開として、A-FNS 工学設計フェーズへの移行期間として 2020 年度を工学設計準備期間と位置付け、上記①～⑥に関する工学設計準備を実施し、『A-FNS 工学設計活動計画』を作成する。

謝辞

核融合中性子源A-FNS概念設計書作成にあたり、中村誠氏（（元）量子科学技術研究開発機構核融合中性子源設計グループ、（現）釧路工業高等専門学校）、近藤浩夫氏（（元）量子科学技術研究開発機構核融合中性子源設計グループ、（現）三菱重工業株式会社）、朴昶虎氏（（元）量子科学技術研究開発機構核融合中性子源設計グループ、（現）株式会社神戸工業試験場）、谷川博康氏（量子科学技術研究開発機構ブランケット研究開発部）、野澤貴史氏（量子科学技術研究開発機構核融合炉構造材料グループ）、安堂正巳氏（量子科学技術研究開発機構核融合炉構造材料グループ）、濱口大氏（量子科学技術研究開発機構ITER・BA業務推進グループ）、中島基樹氏（量子科学技術研究開発機構核融合炉構造材料グループ）、中道勝氏（量子科学技術研究開発機構増殖機能材料開発グループ）、星野毅氏（量子科学技術研究開発機構増殖機能材料開発グループ）、金宰煥氏（量子科学技術研究開発機構増殖機能材料開発グループ）、坂本宜照氏（量子科学技術研究開発機構核融合炉システム研究グループ）、染谷洋二氏（量子科学技術研究開発機構核融合炉システム研究グループ）、波多江仰紀氏（量子科学技術研究開発機構計測開発グループ）、石川正男氏（量子科学技術研究開発機構計測開発グループ）に多大なご協力をいただきました。

また、核融合中性子源A-FNS概念設計書をまとめるにあたり、量子科学技術研究開発機構核融合エネルギー部門の諮問委員会である炉工学研究委員会（委員長：寺井隆幸東京大学教授）、強力中性子源専門部会（部会長：室賀健夫核融合科学研究所教授）からは、非常に有益なアドバイスをいただきました。ここに感謝の意を表します。



<http://www.qst.go.jp>