

A-FNS中性子照射利用計画報告書

Report of utilization plan on neutron irradiation in A-FNS

June 3, 2019 (Received - June, 2019)

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

Report of utilization plan on neutron irradiation in A-FNS

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

Report of utilization plan on neutron irradiation in A-FNS

Date of Publishing: June, 2019
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

©2019 National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology. All Rights Reserved.

Printed in Japan
QST-R-12

A-FNS 中性子照射利用計画報告書

A-FNS 中性子照射利用計画報告書

発行年月： 2019年6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駮字表館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

©2019 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-12

Report of utilization plan on neutron irradiation in A-FNS

Masayuki OHTA, Kentaro OCHIAI, Makoto OYAIIDZU, Atsushi KASUGAI,
Saerom KWON, Jaehwan KIM, Yoshiteru SAKAMOTO, Satoshi SATO,
Youji SOMEYA, Hiroyasu TANIGAWA, Motoki NAKAJIMA, Masaru NAKAMICHI,
Makoto NAKAMURA, Takashi NOZAWA, ChangHo PARK, Tsuyoshi HOSHINO

Rokkasho Fusion Institute, Fusion Energy Research and Development Directortae

Rokkasho, Aomori

In order to acquire the fusion neutron irradiation data for the design and construction of the DEMO fusion reactor, we have conducted the design on the advanced fusion neutron source A-FNS. We acquire the data for the following tasks by using A-FNS;

- (1) Irradiation data on the in-vessel component structural materials,
- (2) Evaluation of tritium behavior in the blanket,
- (3) Irradiation data on the diagnostic controlled devices for the DEMO reactor.

A-FNS is mainly composed of deuteron linac accelerator, liquid lithium target loop and irradiation test facility. Huge neutrons are generated by the nuclear reaction between 40 MeV deuteron and lithium in the A-FNS. The current of the deuteron is 125 mA, and the neutron source intensity is 6.8×10^{16} n/s at the target.

We will perform irradiation tests for the fusion reactor material using a variety of the test modules in A-FNS. In addition, we will perform multi-purpose usage using huge neutrons. In this report, we mention the utilization plan for the irradiation tests for the fusion reactor material performed by A-FNS, and that for the multi-purpose usage.

Keywords: Fusion reactor materials, Advanced Neutron Source, Irradiation modules,
RI production, Industrial application

A-FNS 中性子照射利用計画報告書

太田 雅之、落合 謙太郎、小柳津 誠、春日井 敦、金 宰煥、権 セロム、
坂本 宜照、佐藤 聡、染谷 洋二、谷川 博康、中島 基樹、中道 勝、
中村 誠、野澤 貴史、朴 昶虎、星野 毅

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

核融合原型炉設計・建設の為の核融合中性子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 の設計を行っている。以下の照射特性を明らかにすることを目的として、A-FNS を用いて、照射データを取得する。

- (1) 核融合原型炉設計に必要な炉内機器構造材料
- (2) ブランケット内トリチウムの挙動評価
- (3) 計測・制御機器材料の耐照射性評価

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、照射試験施設等から構成される。A-FNS では、40 MeV/125 mA の重陽子とリチウムとの核反応により、中性子を発生させる。中性子の発生強度は 6.8×10^{16} n/s である。

A-FNS では、様々な試験モジュールを用いて、核融合材料照射試験を行う。A-FNS では、核融合材料照射試験に加えて、発生する莫大な量の中性子を用いて、医療用や産業用の RI 生成、半導体製造等の応用利用を行う計画である。本報告書では、A-FNS にて実施する核融合炉材料試験に関する中性子照射利用計画、中性子を用いた応用利用計画について記す。

Contents

1	Introduction.....	1
2	Fusion reactor material irradiation test	4
2.1	Overall plan.....	4
2.2	Neutron Flux Measurement Module (NFMM).....	8
2.3	Blanket Structural Material Test Module (BSMTM).....	11
2.4	Blanket Functional Material Test Module (BFMTM)	22
2.5	Tritium Release Test Module (TRTM)	25
2.6	Activated Corrosion Product Module (ACPM)	30
2.7	Blanket Nuclear Property Test Module (BNPTM)	34
2.8	Diagnostic Controlling device Test Module (DCTM)	37
2.9	Creep Fatigue Test Module (CFTM)	37
3	Neutron application.....	39
3.1	Overall plan.....	39
3.2	Radio Isotope Production Module	39
3.3	Low Energy Neutron Irradiation Module	47
3.4	Liquid Loop Module/Gas Loop Module.....	51
3.5	Neutron Beam Hole System.....	53
3.6	Possibility of Other Application.....	57
3.7	Summary of issue of module and system	58
3.8	Date of discussion meeting with expert	60
3.9	Reference material used for explanation at discussion meeting with expert.....	60
4	Summary.....	70

目次

1	はじめに.....	1
2	核融合炉材料照射試験.....	4
2.1	全体計画.....	4
2.2	中性子束計測モジュール (NFMM)	8
2.3	ブランケット構造材料照射試験モジュール (BSMTM)	11
2.4	ブランケット機能材料照射試験モジュール (BFMTM)	22
2.5	トリチウム放出回収特性試験モジュール (TRTM)	25
2.6	放射性腐食生成物試験モジュール (ACPM)	30
2.7	ブランケット核特性試験モジュール (BNPTM)	34
2.8	計測制御機器照射試験モジュール (DCTM)	37
2.9	クリープ疲労試験モジュール (CFTM)	37
3	応用利用.....	39
3.1	全体計画.....	39
3.2	多目的 RI 生成モジュール.....	39
3.3	低エネルギー中性子照射モジュール.....	47
3.4	液体気体ループ照射試験モジュール.....	51
3.5	多目的利用ビーム孔システム.....	53
3.6	その他の応用の可能性.....	57
3.7	各モジュール・システムの課題のまとめ.....	58
3.8	意見交換を行った期間の日付とメモ.....	60
3.9	これまでに意見交換会で説明に用いた参考資料.....	60
4	まとめ.....	70

1 はじめに

核融合原型炉設計に必要な炉内機器構造材料やブランケット内トリチウムの挙動評価、計測・制御機器材料の耐照射性評価のために、核融合中性子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の設計を行っている。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、照射試験施設等から構成される。図1-1にA-FNSの概念図、表1-1にA-FNSの主要パラメータを示す。40 MeVの重陽子とリチウムとの核反応により、中性子を発生させる。中性子の発生強度は 6.8×10^{16} n/sである。モンテカルロコードMCNP、D-Li線源コードMcDeLicious、核データライブラリーFENDL-3.1d（中性子エネルギーの上限値：150 MeV）を用いて、IFMIF/EVEDAの核解析で用いたMCNP形状データにA-FNSの試験モジュールを装填し、核解析を実施している。図1-2及び図1-3にMCNP幾何形状の垂直断面図及び水平断面図を示す。図1-4にリチウムターゲット後壁（バックプレート）での中性子スペクトルを示す。中性子スペクトルは14 MeV近傍にピークを有しており、核融合原型炉で発生する中性子と同様なスペクトルである。中性子の最大エネルギーは55 MeVであるため、中性子のエネルギー55 MeV以上を網羅する核データライブラリーFENDL-3.1dを用いて、核計算を実施している。FENDL-3.1dに収められているデータファイルの最大エネルギーは150 MeVである。照射試験施設は照射試験セル、アクセスセル、照射後試験（PIE）施設等から構成される。照射試験セルには、リチウムターゲットアッセンブリー（TA）と試験モジュールが設置される。

A-FNSでは、様々な試験モジュールを用いて、核融合材料照射試験を行う。核融合材料照射試験に加えて、発生する中性子を用いた応用利用を行う計画である。本利用計画書では、2章にて、A-FNSにて実施する核融合炉材料試験に関する中性子照射利用計画、3章にて、中性子を用いた応用利用計画について記す。

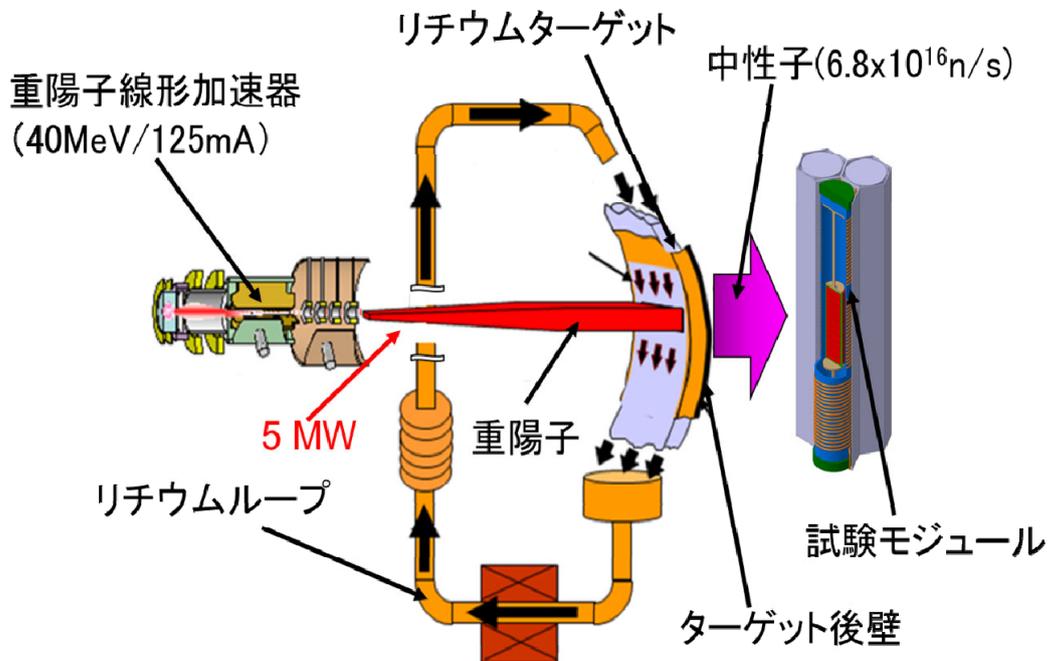


図 1-1 A-FNS 概念図

表 1-1 A-FNS の主要パラメータ

イオンビーム	重陽子
入射エネルギー	40 MeV
電流	125 mA
ビーム幅	200 mm
ビーム高さ	50 mm
ターゲット	液体リチウム
ターゲット温度	250 °C
ターゲット厚さ	25 ± 1 mm
ターゲット流速	15 m s ⁻¹
中性子源発生強度	6.8 × 10 ¹⁶ n s ⁻¹
中性子束 (ターゲット後壁)	6.0 × 10 ¹⁴ n cm ⁻² s ⁻¹
試験セル設置領域	1.5 m ^D × 1.5 m ^W

リチウムターゲットアッセンブリー

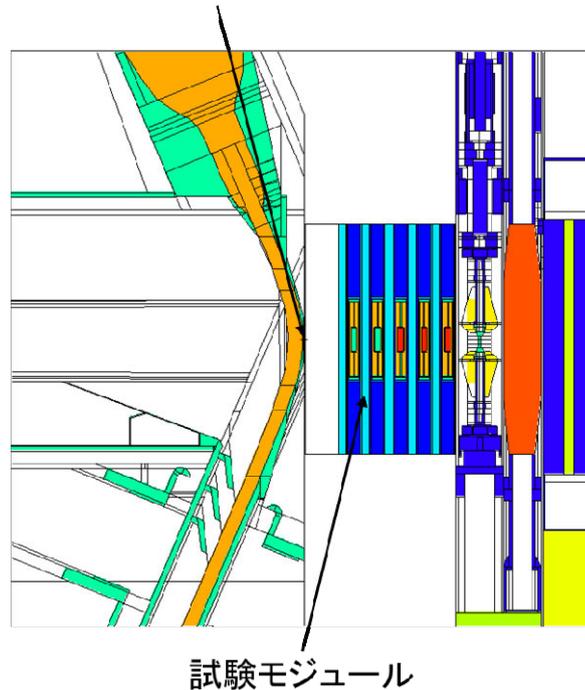


図 1-2 MCNP 幾何形状垂直断面図

リチウムターゲットアッセンブリ

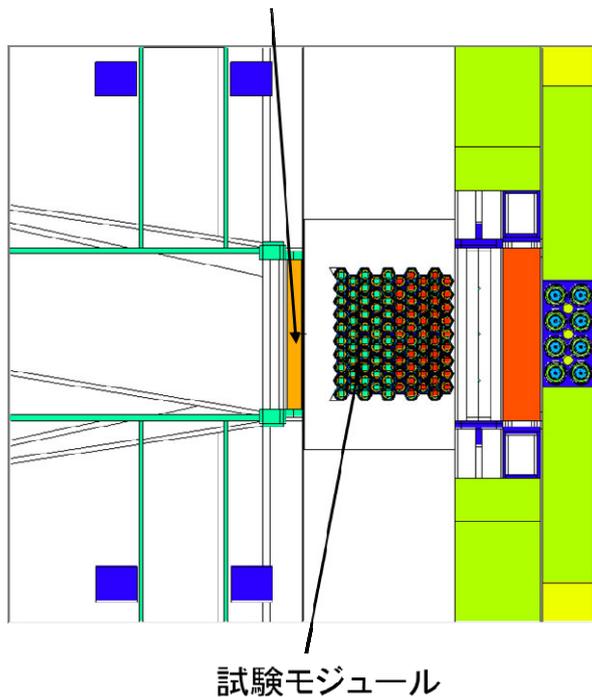


図 1-3 MCNP 幾何形状水平断面図

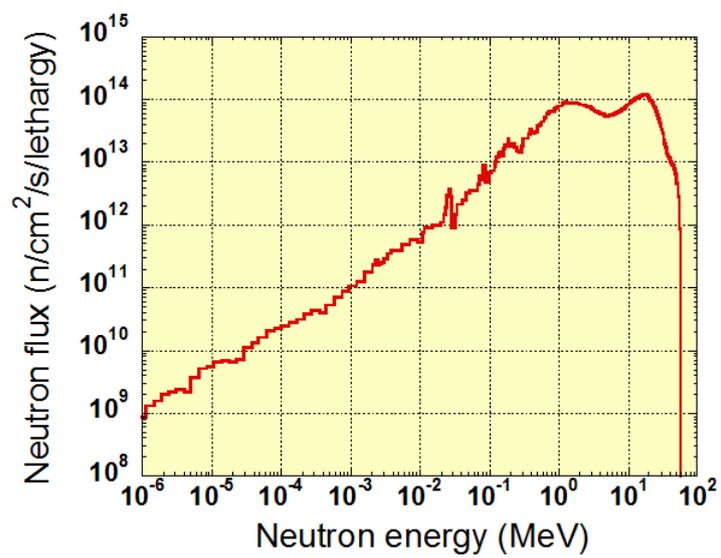


図 1-4 リチウムターゲット後壁での中性子スペクトル

2 核融合炉材料照射試験

2.1 章で核融合材料照射試験の全体計画を 2.2～2.9 章の各試験モジュールの詳細を記す。

2.1 全体計画

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、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。

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

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. 中性子束計測モジュール (NFMM)
2. ブランケット構造材料照射試験モジュール (BSMTM)
3. ブランケット機能材料照射試験モジュール (BFMTM)
4. トリチウム放出回収特性試験モジュール (TRTM)
5. 放射性腐食生成物試験モジュール (ACPM)
6. ブランケット核特性試験モジュール (BNPTM)
7. 計測制御機器照射試験モジュール (DCTM)
8. クリープ疲労試験モジュール (CFTM)

なお、上記以外にも 2035 年まで初期データの取得が必須とされる、ブランケット及びダイバータ機能材料（タングステン、銅合金、SiC/SiC 複合材料、ベリリウム、ベリライド、リチウムセラミックス等）についても同様の照射モジュールで試験を実施する。

上記試験モジュールのうち、NFMM及びBNPTMに関しては、コミッショニング時に、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、同時に設置して、照射試験を行う。設置位置や照射試験には、詳細を後述する。

各モジュール、システムの目的、基本仕様等の概要は以下の通りである。なお 2.2 以降の各セクション

で各モジュールの詳細について述べる。

1. 中性子束計測モジュール (NFMM)

中性子束計測モジュール (Neutron Flux Measurement Module, NFMM) は、各モジュールが受ける中性子束やはじき出し損傷等の照射条件を明らかにすることを目的として、各モジュールと同一形状のモジュールを用いて、これらのモジュールをコミッショニング時に各モジュールと同じ設置位置に設置し、中性子束を計測する。各モジュールに放射化箔やペレット、蛍光線量率計等を設置し、コミッショニング時に中性子束の指標となる放射化反応率や核発熱率等を計測する。測定値と計算値に基づいて、各モジュールの照射条件をあらかじめ明確にすることを目的とする。オンライン測定ではなく、放射化箔やペレット、蛍光線量率計等による反応率測定や核発熱率等を計測し、その後それらの計測器や放射化した材料を取り出し、PIE 室 (照射後試験室) にてオフライン測定を行う。今後は設置する放射化箔やペレット、蛍光線量率計等の選定を行う。詳細に関しては、2.2 章で記述する。

2. ブランケット構造材料照射試験モジュール (BSMTM)

ブランケット構造材料照射試験モジュール (Blanket Structural Material Test Module, 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。中性子はじき出し損傷20 dpaまでの照射データを2035年までに取得することが求められている。原型炉ブランケット構造材料F82H微小試験片を20 dpa及び5 dpaのはじき出し損傷、250°C~550°Cの温度条件に対する照射データを取得する。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、BSMTM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。

3. ブランケット機能材料照射試験モジュール (BFMTM)

ブランケット機能材料照射試験モジュール (Blanket Functional Material Test Module, BFMTM) は、原型炉ブランケット中性子増倍材やトリチウム増殖材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。BFMTMはBSMTMと同一規格で設計する。ブランケットトリチウム増殖材及び中性子増倍材試験片をBSMTMと同一規格の円柱形状のキャプセルに装荷し、300°C~1000°Cの温度条件に対する照射試験を行い、照射後にPIE施設で機械試験や金相観察等の様々な特性試験を行い、ブランケット機能材料の核融合中性子による重照射データを取得する。

4. トリチウム放出回収特性試験モジュール (TRTM)

トリチウム放出回収特性試験モジュール (Tritium Release Test Module, TRTM) 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評価するためのモジュールである。BSMTMやBFMTMと同様の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、ヘリウムパージガスをキャプセル内に流し、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、中性子照射により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し、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。これ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が評価できる。また、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、ヘリウムガス特性をパラメータとして、トリチウム放出及び回

取特性を評価する。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の円柱形状の照射キャプセルに装荷し、300°C~1000°Cの温度条件で照射試験を行う。

5. 放射性腐食生成物試験モジュール(ACPM)

放射性腐食生成物試験モジュール(Activated Corrosion Product Module, ACPM)は、核融合原型炉構造材F82H配管中に原型炉と同等条件の高温高压水を流し、核融合中性子照射条件下での放射性腐食生成物(Activated Corrosion Product, ACP)を測定するモジュールである。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、冷却水配管ACP評価コードによる解析結果と比較することにより、コードの信頼性向上を行う。高温高压水が試験セル内に漏洩しないよう、F82H配管の外側に容器を設置する二重構造を考えている。ACPMはBSMTMと同じ高中性子束場の位置に設置する。従ってACPMとBSMTMとは同時に照射できないため、それぞれは異なった時期に照射試験を行うことになる。

6. ブランケット核特性試験モジュール(BNPTM)

ブランケット核特性試験モジュール(Blanket Nuclear Property Test Module, BNPTM)は、原型炉ブランケットの核特性試験を行うモジュールである。コミッション時に、他のモジュールが無い状態で、原型炉ブランケットモックアップを試験セルに設置し、核融合中性子照射を行い、核特性実験を行う。原型炉ブランケットモックアップ体系内にリチウムペレット、放射化箔、熱蛍光線量系等を設置し、トリチウム生成率分布、放射化反応率分布、核発熱率分布等を測定する。計算値と測定値を比較し、原型炉ブランケット核設計計算精度を確立する。

7. 計測制御機器照射試験モジュール(DCTM)

計測制御機器照射試験モジュール(Diagnostic Controlling device Test Module, DCTM)は、核融合原型炉計測装置、制御装置、窓材、絶縁材、コイル線材等の中性子照射特性を評価する為のモジュールであり、低中性子束場に配置される。原型炉ではITERよりも晒される放射線環境自体が厳しいだけでなく、計測制御機器を設置可能な場所が制約されることや運転シナリオが厳しく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ている。計測制御機器照射試験モジュール(DCTM)では、計測制御用素材の照射試験を実施し、照射データを取得することを目的とする。

8. クリープ疲労試験モジュール(CFTM)

クリープ疲労試験モジュール(Creep Fatigue Test Module, CFTM)は、核融合中性子照射環境での原型炉ブランケット構造材料のクリープ疲労特性を評価するためのモジュールである。クリープ試験片とクリープ試験機から構成される。核融合炉の第一壁材・ブランケット構造材であるF82Hの照射中クリープ疲労特性試験を実施し、核融合炉材の寿命評価のためのデータ取得を行う。

図2.1-1に各試験モジュールの試験セルでの設置位置及び中性子束分布を示す。テストセル内(照射場)の広さは、現在の設計案ではビーム方向に150 cm、ビームと直行方向に150 cmである。照射場の大きさに関しては、現状、IFMIFと同じ条件で検討を行っている。ブランケット構造材試験モジュール及び放射性腐

食生成物モジュールは、高中性子束での試験が必要であり、ターゲットから最も近い位置に設置する。ブランケット構造材試験モジュール及び放射性腐食生成物モジュールはターゲットアセンブリーのバックプレートから約5 cm離れた位置に設置し、ブランケット構造材試験モジュールと放射性腐食生成物モジュールは照射キャンペーンごとに交互に設置し試験する。ブランケット機能材料照射試験モジュールは、ブランケット構造材試験モジュールの直ぐ背後に設置する。トリチウム放出回収特性試験モジュール及びブランケット核特性試験モジュールは、熱中性子場で試験を行う。これらのモジュールは、空間的裕度を確保する観点から、ブランケット機能材料照射試験モジュールの背後約30 cmの位置に設置する。ブランケット核特性試験モジュールはモジュールが無い状態で、数日間照射して取り出し、その後は、トリチウム放出回収特性試験モジュールを設置する。計測制御機器モジュール及びクリープ疲労試験モジュールは、空間的裕度を確保する観点から、トリチウム放出回収特性試験モジュールの背後約30 cmの位置に設置する。中性子束計測モジュールは、他のモジュールと同じ形状とし、コミショニング時に各々のモジュールと同じ位置に設置する。

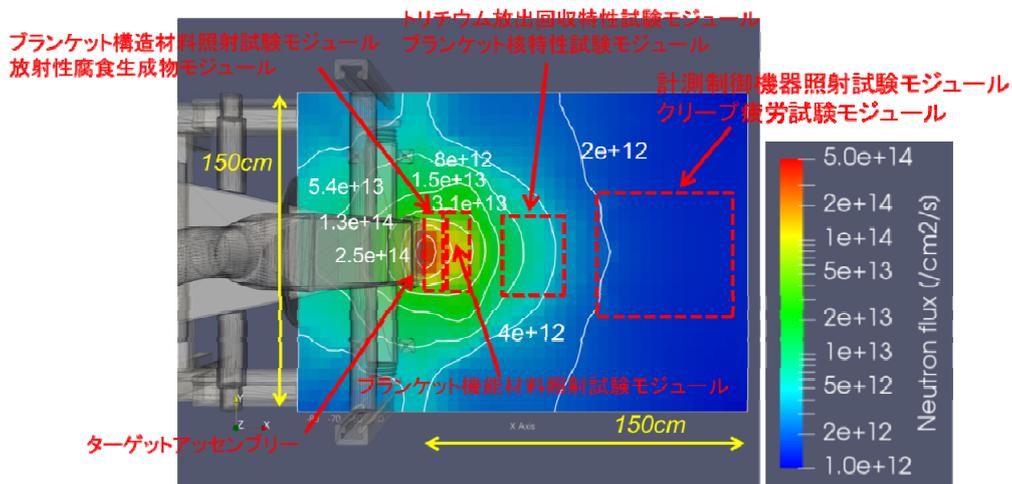


図 2.1-1 各試験モジュールの試験セルでの設置位置及び中性子束分布

図2.1-2に試験モジュール及びターゲットアセンブリーの試験セルからの取出し方法の概念を示す。ターゲットアセンブリーは試験セル天井の遮蔽プラグを取り出して、遠隔操作によりターゲットアセンブリーを試験セル上方に設置するアクセスセルへ上方に取り出すのに対し、試験モジュールに関しては、試験セル側壁に設置する遮蔽プラグと一体で水平方向に移動し、遠隔操作により試験モジュールを、試験セル側方に位置するアクセスセルへ水平方向に引き出す。図2.1-3に側方アクセスセルでの試験モジュールの切断・接続方法の概念を示す。冷却材ループ、ヒーターや熱電対等の導線等は、全て、側方アクセスセルで、遠隔操作により切断・接続を行う。

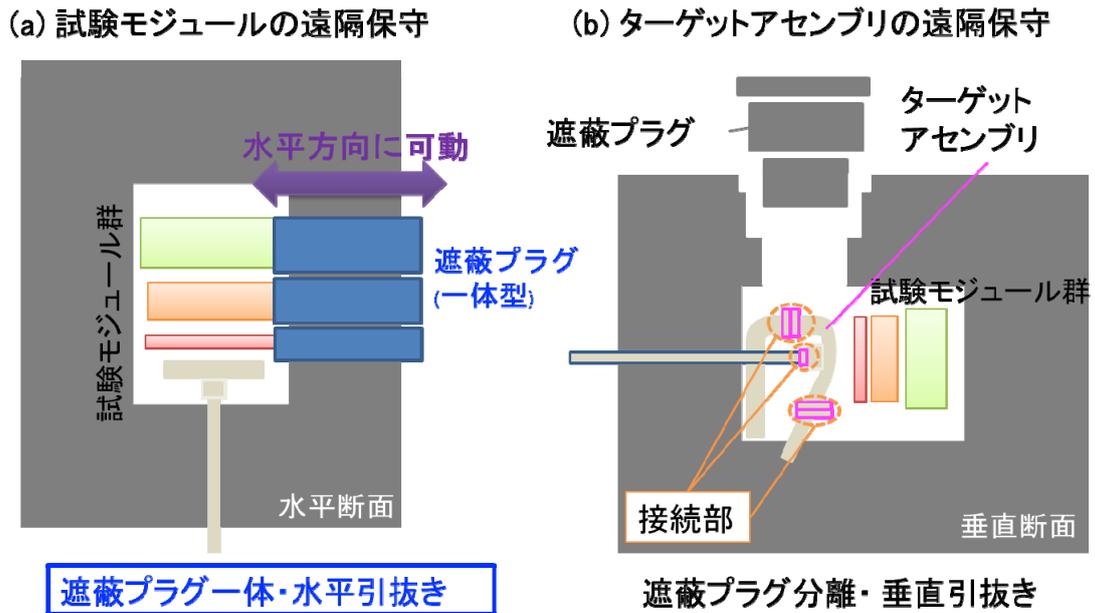


図2.1-2 試験モジュール及びターゲットアセンブリの試験セルからの取出し方法概念

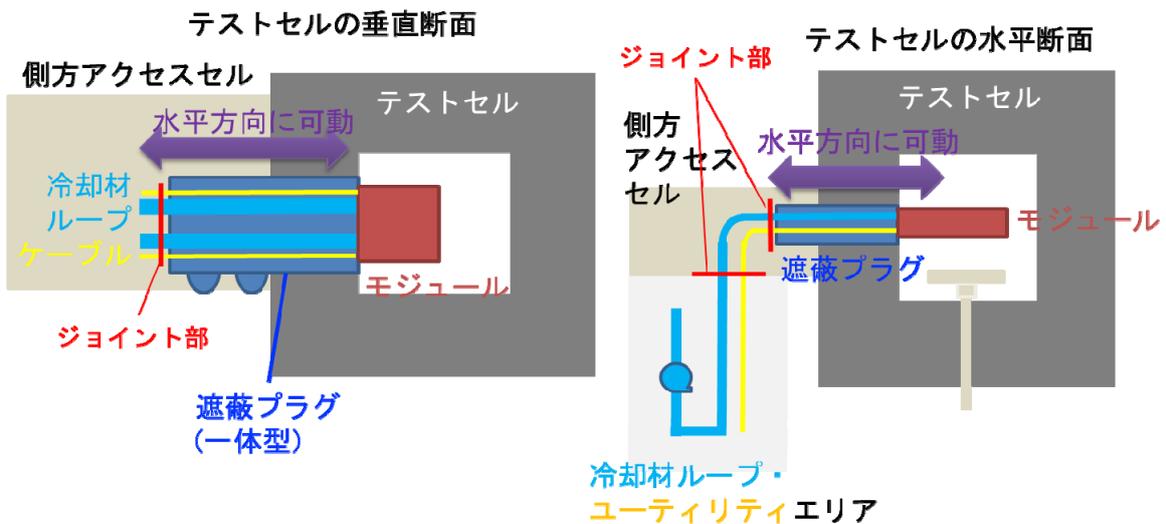


図2.1-3 側方アクセスセルでの試験モジュールの切断・接続方法概念

2.2 中性子束計測モジュール (NFMM)

2.2.1 モジュール概要

NFMM は、試験セル内に設置する各試験モジュール中の中性子束を計測するモジュールである。A-FNS のビームコミッショニング時に、試験セル内に NFMM を設置する。各試験モジュールに、各々のモジュールと同じ形状の NFMM を、各試験モジュールの設置位置と同じ位置に設置する。

2.2.2 測定方法

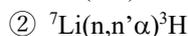
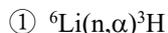
NFMM では、オンライン測定は行わず、PIE 室でのオフライン測定のみである。各試験モジュールの試験片設置位置に、放射化箔やペレット、熱蛍光線量率計等の検出器を設置する。数時間若しくは数日照射を行い、遠隔操作により NFMM を試験セルからアクセスセルを介して、NFMM 取扱いセルへ搬送する。NFMM 取扱いセルにて、NFMM を解体し検出器を取り出す。検出器を NFMM 取扱いセルから PIE 室へ搬送する。PIE 室にて、NFMM 内に設置した放射化箔やペレット、熱蛍光線量率計等を以下の方法により測定する。

(1) 放射化箔：

高純度ゲルマニウム検出器を用いて、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測定し、放射性同位体の生成量を算出する。放射性同位体の生成量から、中性子束の指標となる反応率を算出する。核反応毎に、反応を起こす中性子のエネルギー範囲は異なり、様々な反応率を測定し、熱エネルギーから 55 MeV までの中性子エネルギー範囲の反応率を測定する。表 2.2-1 に示す中性子のエネルギー範囲の中性子束の指標となる反応率を、各モジュール、各測定位置にて評価する。併せて、放射化反応率測定結果から、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。反応率の測定結果及び解析結果に基づいて、各試験モジュールの照射条件（中性子スペクトル、中性子フルエンス、はじき出し損傷、ヘリウム生成率、等々）を明らかにし、実験条件を明確にする。

(2) ペレット：

${}^6\text{Li}$ ペレット及び ${}^7\text{Li}$ ペレットを用いて、中性子と以下の核反応によりペレット中に生成するトリチウムからのベータ線を液体シンチレーションカウンターを用いて測定し、トリチウムの生成量を算出する。



トリチウム生成量から、トリチウム生成率を明らかにし、実験条件を明確にする。

(3) 熱蛍光線量計：

熱蛍光線量計を設置し、照射後取出し、熱蛍光線量計リーダーにて吸収線量を測定し、ガンマ線核発熱率を明らかにする。

2.2.3 今後解決すべき検討課題

今後解決すべき主な検討課題は、以下の通りである。

- ①NFMM に使用する放射化箔
- ②NFMM の設置方法
- ③試験セルからの NFMM の取り出し方法
- ④NFMM からの放射化箔の取り出し方法
- ⑤NFMM の照射時間
- ⑥NFMM の冷却方法
- ⑦中性子束分布の評価方法の確立

表 2.2-1 NFMM で使用する放射化箔、放射化反応、核反応中性子のエネルギー範囲、生成する放射性同位体の半減期

放射化箔	放射化反応	核反応中性子エネルギー範囲	半減期
コバルト	$^{59}\text{Co}(n,p)^{59}\text{Fe}$	$8 < E < 25$	44.5 d
	$^{59}\text{Co}(n,2n)^{58}\text{Co}$	$13 < E < 27$	70.9 d
	$^{59}\text{Co}(n,3n)^{57}\text{Co}$	$25 < E < 45$	271.7 d
ニオブ	$^{93}\text{Nb}(n,2n)^{92\text{m}}\text{Nb}$	$11 < E < 22$	10.2 d
金	$^{197}\text{Au}(n,2n)^{196}\text{Au}$	$10 < E < 20$	6.2 d
	$^{197}\text{Au}(n,3n)^{195}\text{Au}$	$20 < E < 30$	186.1 d
ビスマス	$^{209}\text{Bi}(n,3n)^{207}\text{Bi}$	$20 < E < 30$	32.9 y
	$^{209}\text{Bi}(n,4n)^{206}\text{Bi}$	$30 < E < 40$	6.2 d
	$^{209}\text{Bi}(n,5n)^{205}\text{Bi}$	$40 < E < 55$	15.3 d

2.2.4 放射化箔選定

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、様々な放射化箔に中性子を照射、放射化反応率を測定し、ドジメトリー断面積の精度検証を行っている。東北大サイクロトロン・ラジオアイソトープセンター（Cyclotron and Radioisotope Center, CYRIC）の D-Li 中性子源を用いて、中性子照射実験を行っている。図 2.2-1 に実験体系の写真を示す。様々な放射化箔中の反応率を測定している。最新のドジメトリー断面積ライブラリー及びモンテカルロ計算コードを用いて放射化反応率を計算し、計算結果と実験結果を比較することにより、ドジメトリー断面積の精度検証を行う。ドジメトリー断面積の精度検証結果に基づき、NFMM に設置する放射化箔を選定し、NFMM 設計の基本仕様を確定する。



図 2.2-1 実験体系

2.3 ブランケット構造材料照射試験モジュール (BSMTM)

2.3.1 モジュール概要

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殆ど反応が生じず、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。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。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。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。核融合原型炉建設判断の為に、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。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、BSMTM 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 照射データの基本仕様を表 2.3-1 に示す。(なお、この仕様は材料評価側からの要求仕様である。)

表 2.3-1 F82H 照射データの基本仕様

照射量	20 dpa, 5 dpa
照射温度	250°C、300°C、350°C、400°C、450°C、500°C、550°C
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

BSMTM は、中性子発生線源であるリチウムターゲットアッセンブリー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。BSMTM は、照射容器、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。BSMTM 照射容器の概念図を図 2.3-1 に示す。照射容器はハニカム型の容器であり、ハニカム型容器中に多数の円筒型の照射キャプセルを設置する。円筒型の照射キャプセル中には、微小試験片 (引張試験片、CT 破壊靱性試験片、曲げ試験片) を装填し、中性子照射後 PIE 室にて、キャプセルから微小試験片を取り出し、機械的特性試験を行い、原型炉ブランケット構造材料の中性子照射後機械的特性データベースの構築に資する。円筒型キャプセル中には、所定の照射温度に制御するための NaK 等の液体金属伝熱媒質を充填し、温度測定用の熱電対を設置する。円筒型キャプセルの周囲には電気ヒーター、円筒型キャプセルとハニカム型のモジュール容器間には、ヘリウムガス流路を設置

し、核発熱と電気ヒーターによる発熱、ヘリウムガスによる冷却により、照射温度を制御する。原型炉ブランケット構造材料 F82H 微小試験片を円柱形状のキャプセルに装荷し、20 dpa 及び 5 dpa のはじき出し損傷、250°C~550°Cの温度条件に対する照射試験を行い、照射後 PIE 室で照射後 F82H の特性評価試験を行う。

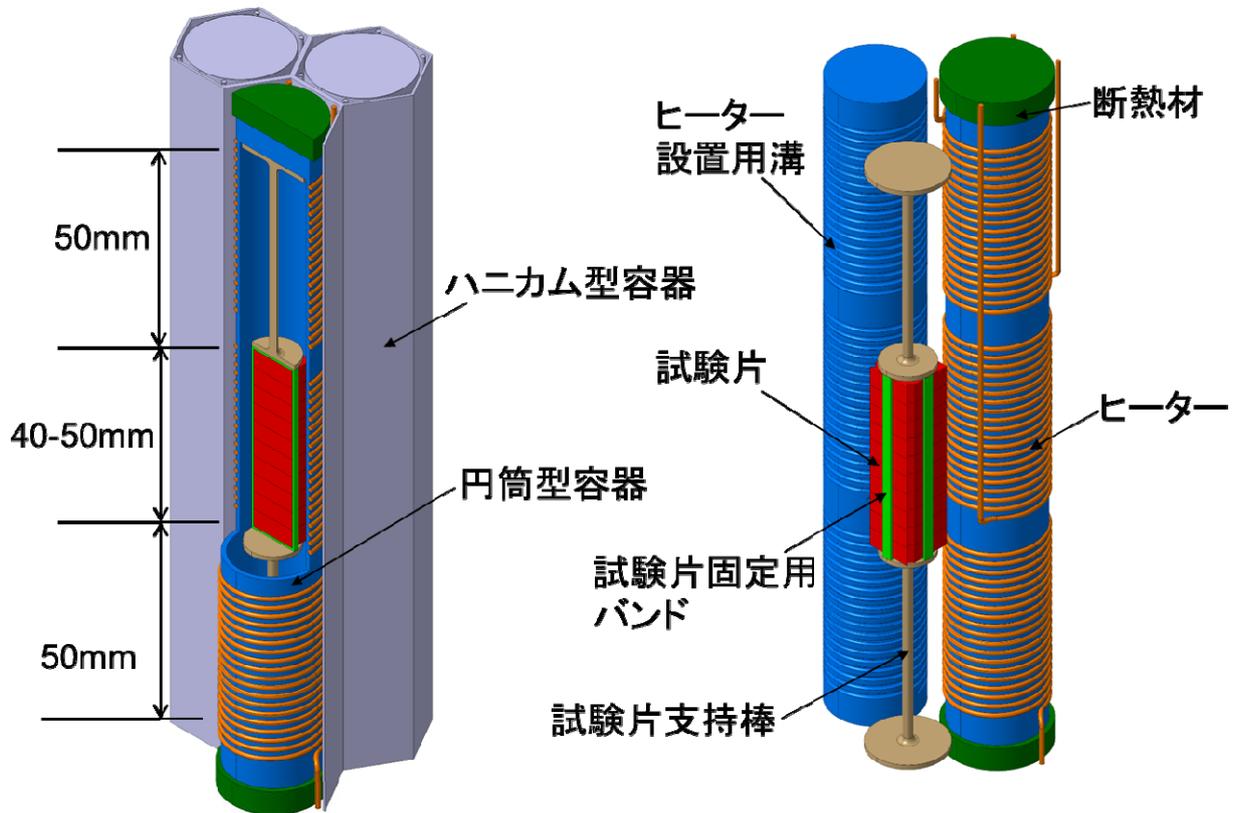


図 2.3-1 BSMTM 概観図

2.3.2 PIE

表2.3-2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。

表2.3-2 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

	<p>マイクロビッカース硬さ試験機 ナノインデンテーション試験機 万能試験機 レーザースポレーション干渉計 ガス圧式破裂試験装置 スモールパンチ試験装置 トルク試験装置</p>	<p>硬さ評価 硬さ評価 強度試験全般 剥離強度評価 管に内圧かけて破裂、疲労評価 強度試験全般 剪断特性評価</p>
物理的特性評価	<p>密度測定装置 熱伝導率測定装置 熱膨張率測定装置 比熱測定装置 繰り返し熱負荷試験装置 X線回折装置 (XRD) 磁気特性測定装置 超音波式弾性率測定装置 内部摩擦測定装置 比表面積測定装置 透過率測定装置 電気特性評価装置</p>	<p>密度評価 熱伝達率評価 線膨張率評価 比熱評価 熱衝撃特性評価 結晶構造評価 B-H 曲線評価 ヤング率、剛性率、ポアソン比評価 内部摩擦評価 比表面積評価 透過率評価 電気特性評価</p>
化学的特性評価	<p>高温高圧水腐食試験装置 ICP 発光分光分析装置 (ICP-OES) ICP 質量分析装置 (ICP-MS) グロー放電発光分析装置 (GD-OES) 昇温脱離ガス分析装置 (TDS) X線光電子分光装置 (XPS) レーザーラマン分光装置 電気化学特性評価装置</p>	<p>腐食評価 元素分析 元素分析 元素分析 化学構造分析 化学構造分析 化学構造分析 電気化学特性評価</p>
微細組織観察	<p>X線 CT 装置 陽電子消滅寿命測定装置 3次元アトムプローブ ビデオマイクロスコープ (VM) 光学顕微鏡 (OM) レーザー顕微鏡 走査電子顕微鏡 (SEM) STEM 機能付走査電子顕微鏡 (SEM/STEM) 電子線マイクロアナライザ (EPMA) 走査型ヘリウムイオン顕微鏡</p>	<p>欠陥評価 欠陥評価 欠陥評価 微細組織観察 微細組織観察 微細組織観察 微細組織観察 微細組織観察 微細組織観察 微細組織観察</p>

	走査オージェ顕微鏡 走査型透過電子顕微鏡 (STEM) 透過電子顕微鏡 (TEM) 集束イオンビーム加工装置 (FIB) 集束イオンビーム走査電子顕微鏡 (FIB-SEM)	微細組織観察 微細組織観察 微細組織観察 サンプリング専用 薄膜・観察用
寸法評価	寸法測定装置 画像式粒度分布測定装置 高速度カメラ装置 画像計測装置	寸法計測、照射クリープ評価 粒度分布測定 強度試験中の寸法測定 強度試験中の寸法測定
非破壊検査	X線 CT 装置 磁粉探傷検査装置 (MT) 渦電流探傷検査装置 (ET) 超音波探傷検査装置 (UT) アコースティック・エミッション装置 (AE)	欠陥検査 表面・表層欠陥検査 表面欠陥検査 表面・内部欠陥検査 健全性・強度評価
その他	重量測定装置 切断装置 精密切断装置 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	重量測定 試験片切断、照射モジュール解体 試験片切断 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

2.3.3 モジュール基本設計

BSMTM の概観図を図 2.3-1、キャプセル一体の水平断面図を図 2.3-2、モジュール全体の水平断面図を図 2.3-3 に示す。ハニカム型の容器に円筒状のキャプセルを設置し、円筒状キャプセル内に F82H 微小試験片を装荷する。円筒状キャプセルの周囲に 3 本のシースヒーターを設置する。ハニカム型容器と円筒状キャプセル間には、冷却用のヘリウムガスを流動させる。円筒状キャプセル内に、微小機械試験片（引張試験片、CT 破壊靱性試験片、曲げ破壊靱性試験片）を装荷する。各々のキャプセルには、一種類の試験片のみを装荷する。引張試験片、CT 破壊靱性試験片、曲げ破壊靱性試験片の概観図を、各々、図 2.3-4、図 2.3-5、図 2.3-6 に示す。キャプセルはビーム方向に 5 列、ビームと直交方向に 9~10 列、合計で 48 本設置する。円筒状キャプセル内には、伝熱媒体として NaK 等の液体金属を充填する。

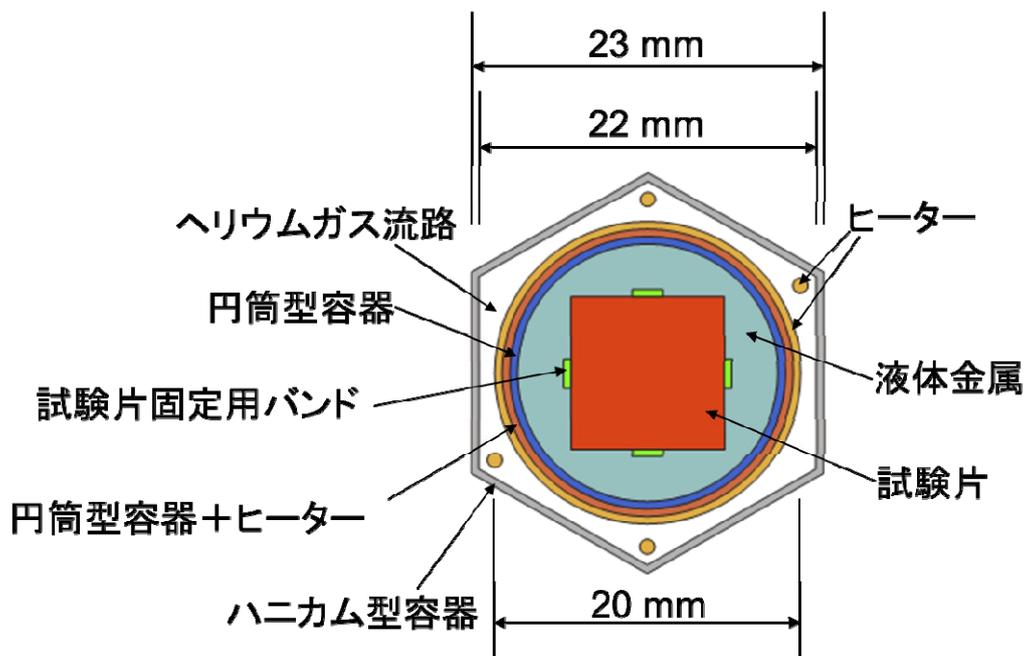


図 2.3-2 BSMTM キャプセル一体の水平断面図

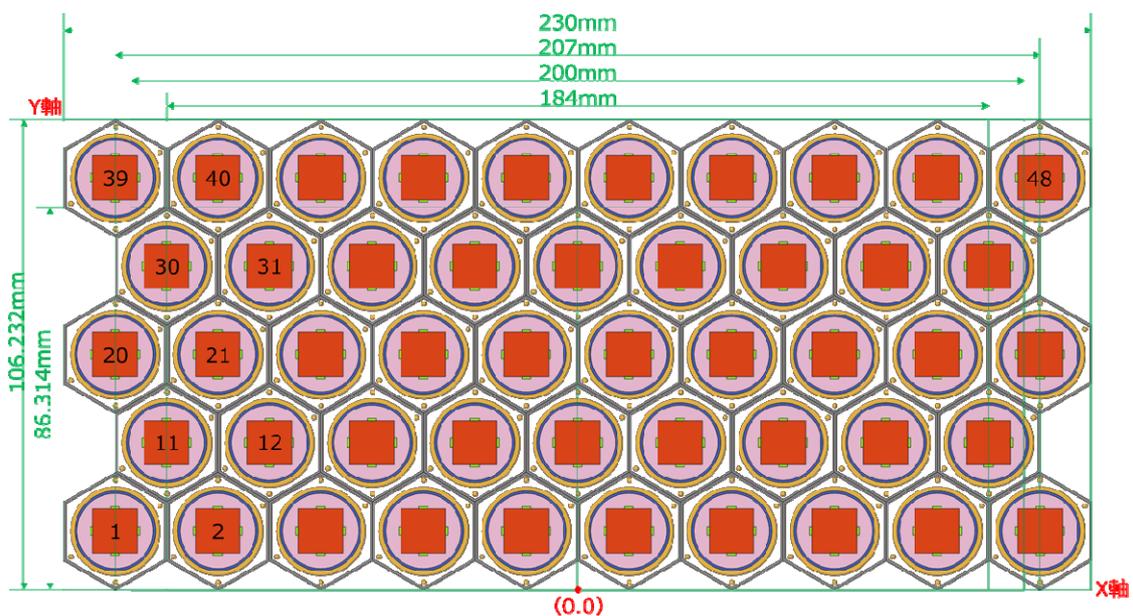


図 2.3-3 BSMTM 全体の水平断面図

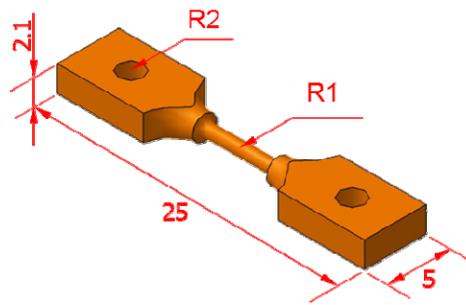


図 2.3-4 BSMTM に装填する引張試験片

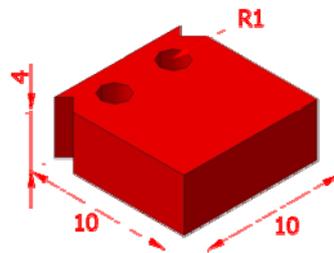


図 2.3-5 BSMTM に装填する CT 破壊靱性試験片

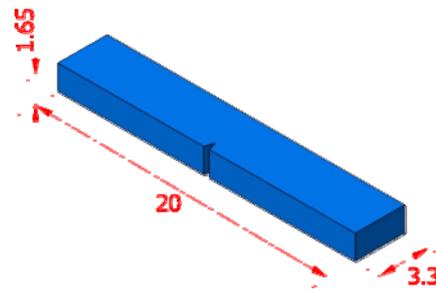


図 2.3-6 BSMTM に装填する曲げ破壊靱性試験片

2.3.4 検出器

表 2.3-3 にキャプセル中に装荷する検出器を示す。キャプセル内に、温度モニターとして、各キャプセルに、多対式熱電対、SiC 温度モニター、熔融金属温度計を装填する。多対式熱電対はオンライン測定、SiC 温度モニター及び熔融金属温度計はオフライン測定である。SiC 温度モニターは運転停止前の温度履歴、熔融金属温度計は照射中の最高温度測定に使用する。照射中はオンライン測定で以下の項目を測定する

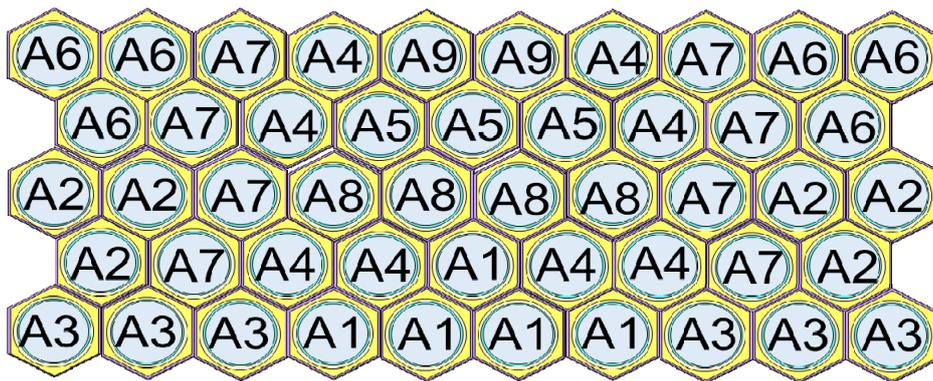
- (1) 多対式熱電対による試験片温度
- (2) ヒーター出力
- (3) ヘリウムガス流量
- (4) ヘリウムガス温度

表 2.3-3 キャプセル中に装荷する検出器

検出器	測定方法	仕様
熱電対	オンライン測定	中性子照射中の試験片の照射温度をオンラインで測定する。多点式熱電対を装荷し、高さ方向に数点測定する。
SiC 温度モニター	オフライン測定	SiC 温度モニターを装荷する。中性子照射後、PIE 室にて、SiC の熱膨張率を測定することにより、照射温度履歴を評価する。
熔融金属線	オフライン測定	タングステン等の熔融金属線を装荷する。中性子照射後、PIE 室にて、熔融金属線の熔融状況を測定することにより、中性子照射時の最高温度を評価する。
放射化箔	オフライン測定	放射化箔をキャプセル内に設置し、中性子照射後、PIE 室にて、放射化箔からの崩壊ガンマ線を測定し、放射化反応率を評価することにより、中性子束フルエンス及び中性子損傷量を評価する。

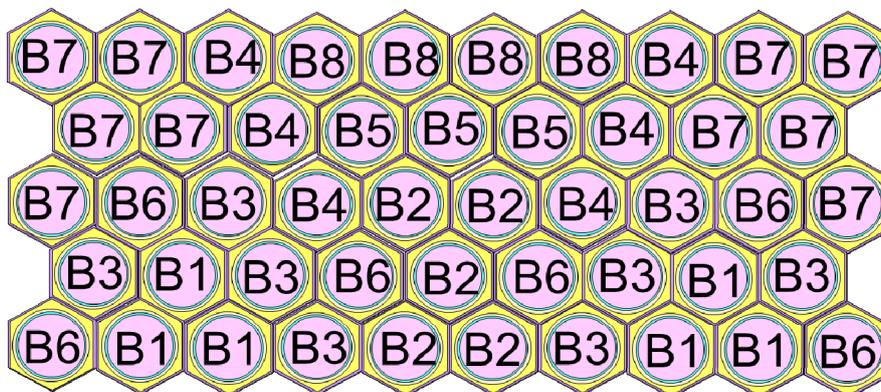
2.3.5 照射計画

低温試験用モジュールと高温試験用モジュールの2体を交互に取り替えながら照射試験する。図 2.3-7 に低温試験用モジュールの材質、はじき出し損傷の設計値、照射温度（設計温度）、図 2.3-8 に高温試験用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 $\pm 10^{\circ}\text{C}$ 以内とする。設計温度及び温度勾配を満足させるように、ヒーター仕様、ヘリウムガス仕様、伝熱媒質仕様を設計する。表 2.3-4 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 of 伸び試験片による温度評価、熔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 2.3-7 低温試験用モジュールの材質、はじき出し損傷の設計値、照射温度 (設計温度)



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 2.3-8 高温試験用モジュールの材質、はじき出し損傷の設計値、照射温度 (設計温度)

表 2.3-4 照射計画

照射量 (dpa)	照射温度 (°C)	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		

2.3.6 中性子損傷

図 2.3-9 に、ブランケット構造材照射試験モジュール表面からの距離を関数とした、はじき出し損傷の計算結果を示す。横軸は、モジュール表面からの距離、縦軸の値は 1 年間連続運転した場合の BSMTM 中心のはじき出し損傷値である。リチウムターゲットアッセンブリーバックプレートとモジュール間の距離をパラメータとしてプロットしている。リチウムターゲットアッセンブリーバックプレートとモジュール間の距離が短いと、はじき出し損傷値の勾配が大きい。実験データ評価の観点から、各キャプセル内のはじき出し損傷値の勾配を 10%以下にすることが必要である。照射条件をキャプセル内のはじき出し損傷値の勾配を小さくする観点、及びモジュールの交換・据付等の観点から、BSMTM はリチウムターゲットアッセンブリー後壁から約 5 cm の位置に設置する。図 2.3-10 に、BSMTM をリチウムターゲットアッセンブリーバックプレートから約 5 cm の位置に設置した場合のはじき出し損傷値分布及び各キャプセルのはじき出し損傷値の平均値を示す。各キャプセル内の数値は各キャプセルのはじき出し損傷値の平均値である。数値は 1 年間連続運転した場合 (full power year, fpy) のはじき出し損傷値である。各キャプセルのはじき出し損傷値の平均値の最大値は 10 dpa/fpy であり、通算 2 年間の運転で、はじき出し損傷値の目標値である 20 dpa を達成することができる。

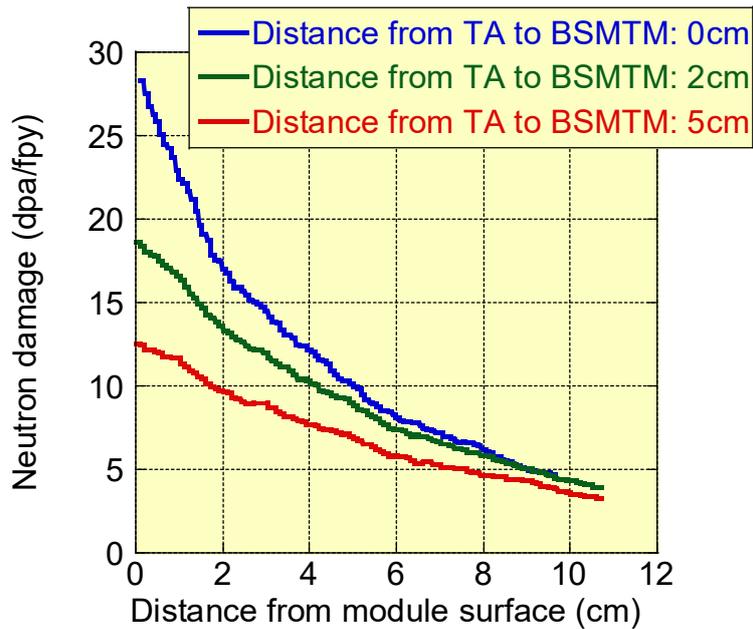


図 2.3-9 モジュール表面からの距離を関数としたはじき出し損傷

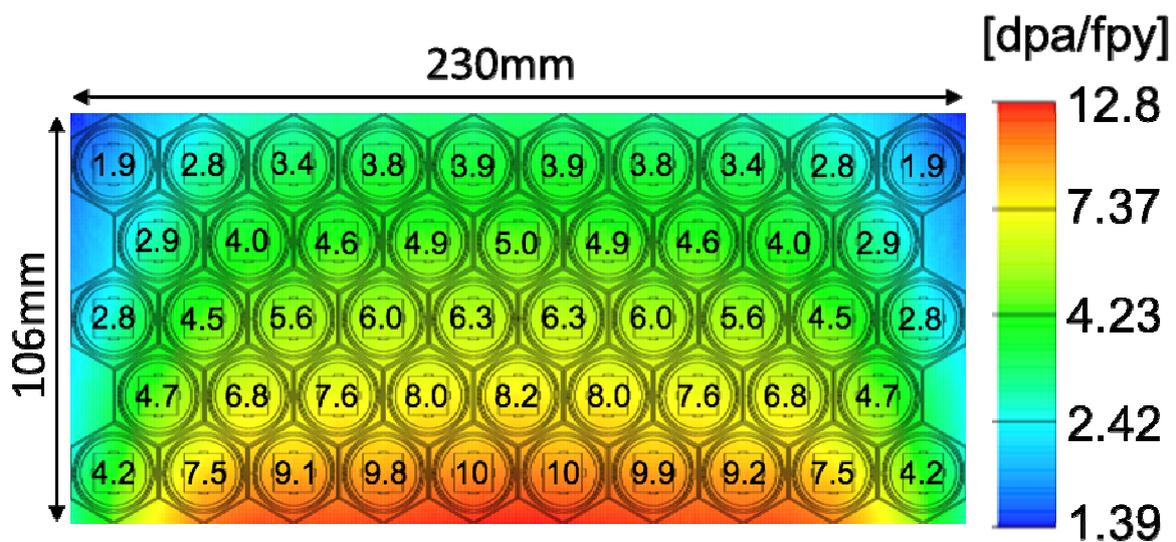


図 2.3-10 BSMTM をリチウムターゲットアッセンブリー後壁から 5 cm の位置に設置した場合のはじき出し損傷値分布及び各キャプセルのはじき出し損傷値の平均値

2.3.7 温度分布

3次元 FEM 熱解析コード ANSYS を用いて、キャプセルの熱解析を実施している。熱解析結果を図 2.3-11～図 2.3-13 に示す。円筒型容器とハニカム型容器間に、ヘリウムガスを上側から下側に向けて流す設計である。核発熱率をモンテカルロ計算コード MCNP で計算、核発熱値を ANSYS へ入力し、ヒーター出力、ヘリウムガス流量、ヘリウムガス温度をパラメータとして、熱解析を実施している。解析結果から、キャプセルの設計温度条件 $500^{\circ}\text{C} \pm 10^{\circ}\text{C}$ を達成できる見通しを得ている。

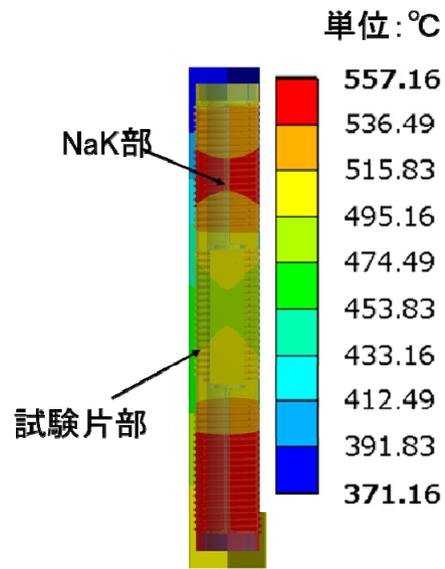


図 2.3-11 ブランケット構造材照射試験モジュールキャプセル全体の温度分布

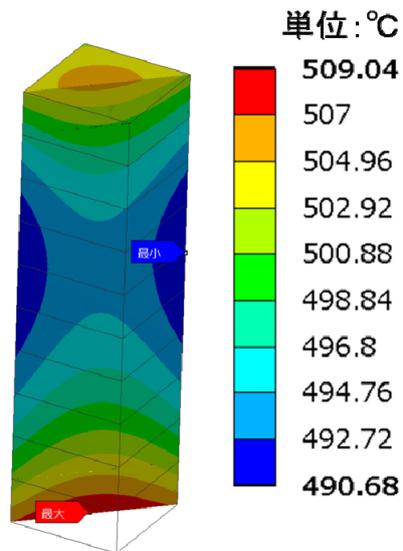


図 2.3-12 ブランケット構造材照射試験モジュール試験片部の温度分布

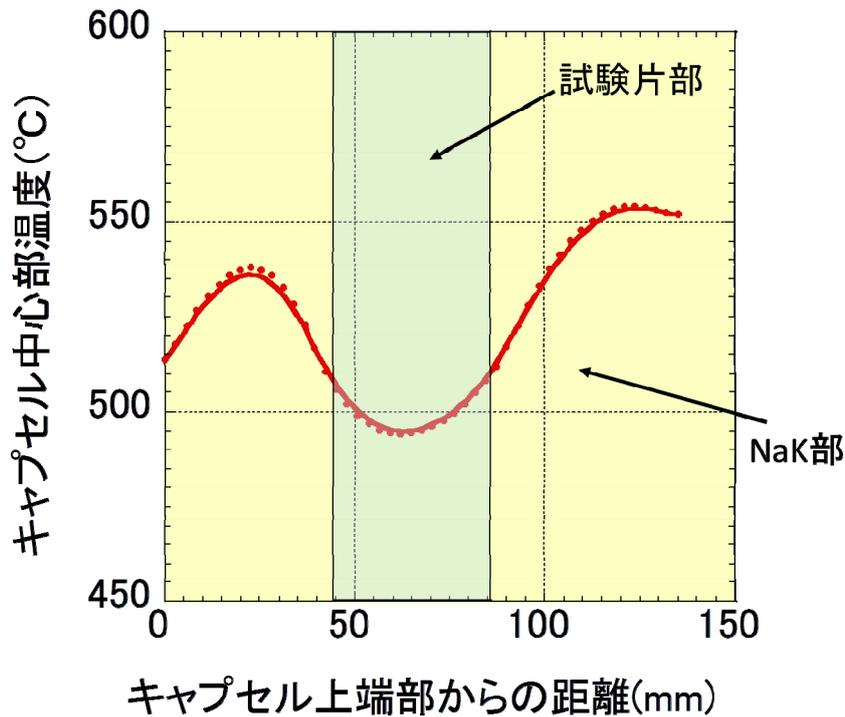


図 2.3-13 ブランケット構造材照射試験モジュールキャプセル中心部の温度分布

2.3.8 今後解決すべき検討課題

今後解決すべき主な検討課題は、以下の通りである。

- ①熱流動設計
- ②熱構造設計
- ③モジュール全体の構造設計
- ④ヘリウムガスの流動設計
- ⑤遮蔽プラグとの取り合い設計
- ⑥遠隔機器による設置・交換方法
- ⑦使用する熱媒体

2.4 ブランケット機能材料照射試験モジュール (BFMTM)

2.4.1 モジュール概要

BFMTM は、ブランケット機能材の核融合中性子照射後の特性評価を目的として、機能材試験片を装荷して照射試験を行い、核融合原型炉ブランケット機能材の核融合中性子照射データを取得するモジュールである。A-FNS を用いて、ブランケット機能材の中性子照射試験を行う。BSMTM と同一規格でモジュール設計し、試験材料として、ブランケット機能材を装荷し、照射後、PIE 施設にて照射データを取得する。BSMTM の直ぐ背後に設置する。核融合原型炉ブランケットには、ブランケット機能材として、中性子増倍

材としてベリリウム若しくは Be_{12}Ti の様なベリリウム合金、トリチウム増殖材としてリチウム酸化物が使用される。核融合原型炉ブランケットでは、核融合中性子により、ブランケット機能材の中性子はじき出し損傷が生じ、また核融合中性子による核変換反応により、ブランケット機能材中にヘリウムが生成されることにより、ブランケット機能材の特性が劣化することが懸念される。

2.4.2 モジュール基本設計

BFMTM の基本構造は、2.3 章に記した BSMTM と同じである。ハニカム型の照射容器に円筒状のキャプセルを設置し、円筒状キャプセル内にブランケット機能材試験材料を装荷する。円筒状キャプセルの周囲に 3 本のシースヒーターを設置する。ハニカム型容器と円筒状キャプセル間には、冷却用のヘリウムガスを流動させる。もしくは真空とする。図 2.4-1 に、BFMTM の水平断面図を示す。BFMTM は、ビーム方向に BSMTM の直ぐ背後に設置する。キャプセルはビーム方向に 5 列、ビームと直交方向に 9~10 列、合計で 47 本設置する。照射温度は $300^{\circ}\text{C}\sim 1000^{\circ}\text{C}$ で、 100°C 間隔で照射データを取得する。各々のキャプセル内の温度勾配は $\pm 10^{\circ}\text{C}$ 以内とする。設計温度及び温度勾配を満足させるように、ヒーター仕様、ヘリウムガス若しくは真空仕様を設計する。BSMTM 同様、キャプセル内に、温度モニターとして、各キャプセルに、多対式熱電対、SiC 温度モニター、溶融金属温度計を装填する。

試験は全てオフラインにて PIE 施設で行う。オンラインでの測定項目は以下の通りである。

- (1) 照射温度
- (2) ヘリウムガス流量
- (3) ヘリウムガス温度

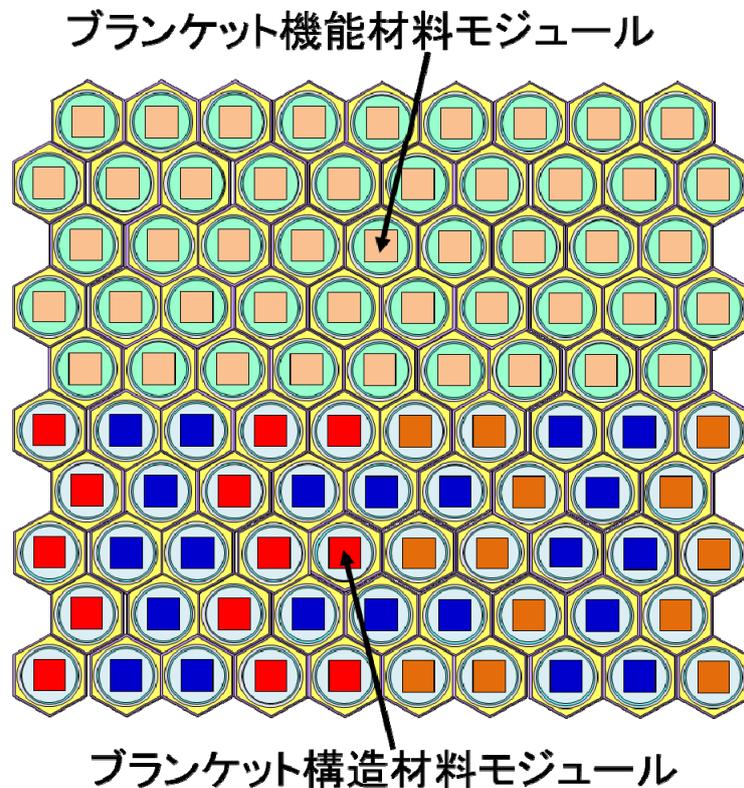


図 2.4-1 BFMTM 水平断面図

2.4.3 中性子損傷

図 2.4-2 に、BFMTM のベリリウムのはじき出し損傷値分布及びはじき出し損傷値の平均値を示す。図中の赤がベリリウムのはじき出し損傷値、黒が鉄のはじき出し損傷値である。各キャプセル内の数値は各キャプセルのはじき出し損傷値の平均値である。数値は 1 年間連続運転した場合のはじき出し損傷値である。BFMTM キャプセル毎のはじき出し損傷値の平均値の最大値は 0.8 dpa/fpy であり、通算約 3 年間の運転で、はじき出し損傷値の目標値である 2 dpa を達成する。

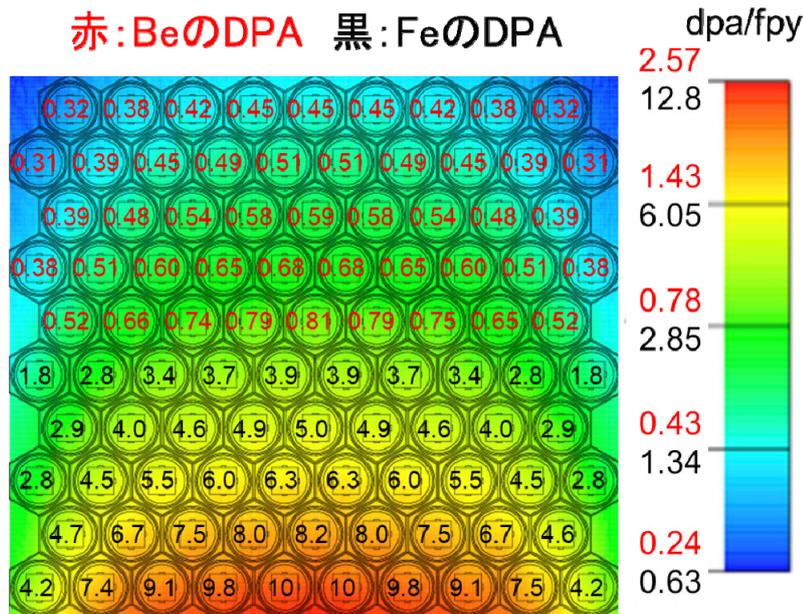


図 2.4-2 BFMTM のベリリウムのはじき出し損傷値分布及びはじき出し損傷値の平均値

2.4.4 PIE

照射後にBSMTMと同様に、遠隔操作により、試験セルからモジュール取扱セルへ、直接BFMTMを搬送する。モジュール取扱セルにて、遠隔操作によりモジュール解体後、試験片をPIE室に搬送し、照射後試験を実施する。照射後試験の試験項目は以下の通りである。

[1] 増殖材試験材料

1. Dimension/Swelling (寸法/重量測定装置)
2. Density (pycno-meter, immersion) (物理特性評価)
3. Compressive and bending test at high temp. or room temp (万能試験機)
4. Surface and cross-section images by OM/SEM/EPMA (微細組織観察・分析用)
5. 二次イオン質量分析装置 (SIMS)
6. ICP (impurity, ratio of Li and Ti, burn-up Li amount)
7. X-ray diffraction
8. Image analyzer for dimension and sphericity

[2] 増倍材試験材料

1. 引張試験装置
2. CT 靱性試験装置
3. Dimension/Swelling (寸法/重量測定装置)
4. Density (pycno-meter, immersion) (物理特性評価)
5. Compressive and bending test at high temp. or room temp (万能試験機)
6. Micro Vickers Hardness, Nano indentation (硬さ試験)
7. X-ray computed tomography (CT 撮影) (微細組織・欠陥観察用)
8. Atom probe tomography (アトムプローブ) (微細組織・欠陥観察用)
9. Surface and cross-section images by OM/SEM/EPMA (微細組織観察・分析用)
10. 二次イオン質量分析装置 (SIMS)
11. TEM observation (bubble formation) (微細組織観察用)
12. Thermal conductivity and expansion (熱特性)
13. Specific surface area by BET method (比表面積測定)
14. Corrosion interaction test (反応性)
15. ICP (impurity)
16. X-ray diffraction
17. Image analyzer for dimension and sphericity (寸法変化観察)
18. 切断装置、研磨装置、洗浄装置
19. 熱処理装置
20. シャルピー試験装置、クリープ試験装置、サイクル疲労試験装置

2.4.5 今後解決すべき検討課題

今後解決すべき主な検討課題は、以下の通りである。

- ①熱流動設計
- ②熱構造設計
- ③モジュール全体の構造設計
- ④ヘリウムガスの流動設計
- ⑤遮蔽プラグとの取り合い設計
- ⑥遠隔機器による設置・交換方法

2.5 トリチウム放出回収特性試験モジュール (TRTM)

2.5.1 モジュール概要

トリチウム放出回収特性試験モジュール(Tritium Release Test Module, TRTM)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約 1×10^{13} n/cm²/s を想定しているため、ブランケット機能材料モジュールの約 30 cm 後方に配置する

ことを考えている。トリチウム放出回収特性設計基礎データベースを確立するとともにトリチウム放出回収特性モデル構築を目的として、A-FNSにて、TRTMを設置し、照射実験を行い、チタン酸リチウム微小球及びベリリウムチタン合金微小球からのトリチウム放出回収特性を測定する。

2.5.2 モジュール基本設計

BSMTMやBFMTMと同様の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。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°C~1000°Cの温度条件で照射試験を行う。

図 2.5-1 に、TRTM の概念図を示す。TRTM は直方体の筐体と円筒型のリグ容器から構成される。図 2.5-2 に、円筒型リグ容器の概念図を示す。円筒型リグ容器は板厚 5 mm、内径 37.2 mm、外径 47.2 mm である。円筒型リグ容器内に円筒型キャプセルを設置し、円筒型キャプセル内にトリチウム増殖材微小球あるいは中性子増倍材微小球を充填する。微小球充填キャプセルは F82H 製で板厚 2 mm、内径 20 mm、外径 24 mm である。キャプセル周囲には、厚さ 1.6 mm のシースヒーターを設置する。円筒型リグ容器と円筒型キャプセル間には、5 mm のポイドを設ける。微小球充填円筒型キャプセル内、及び円筒型リグ容器と円筒型キャプセル間のポイド、各々に別系統のヘリウムパージガスを流動させる。微小球充填円筒型キャプセル内に流動させるヘリウムパージガスにより、微小球からのトリチウム放出量を測定する。円筒型リグ容器と円筒型キャプセル間のポイドに流動させるヘリウムパージガスにより、F82H 容器を透過するトリチウム量を測定する。核発熱及びシースヒーターにより、微小球の照射温度を制御する。照射温度としては、トリチウム増殖材、中性子増倍材ともに、300°C、400°C、500°C、600°C、700°C、800°C、900°C、1000°C の 8 条件の照射温度でデータを取得し、円筒型リグは合計 16 体設置する。図 2.5-3 に、円筒型リグのモジュール内配置を示す。円筒型リグはビーム方向に 4 列、ビーム直行方向に 4 列設置する。

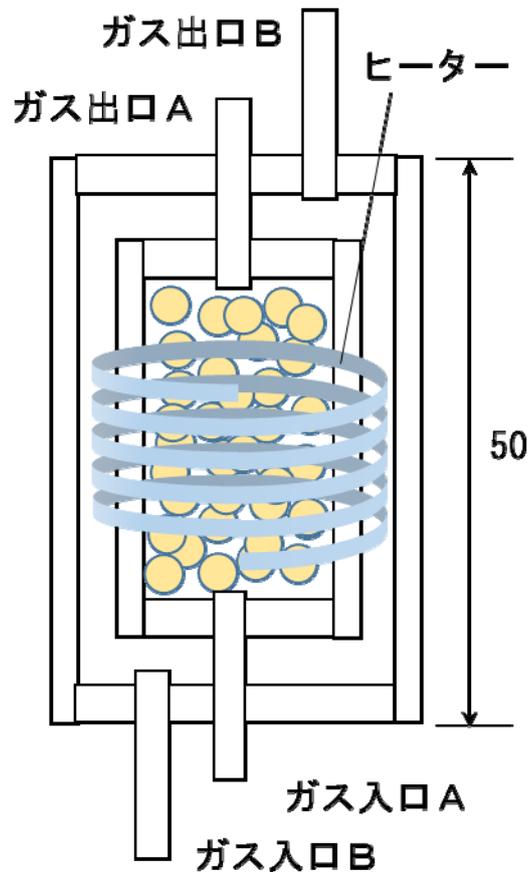


図 2.5-1 TRTM 概念図 (縦断面)

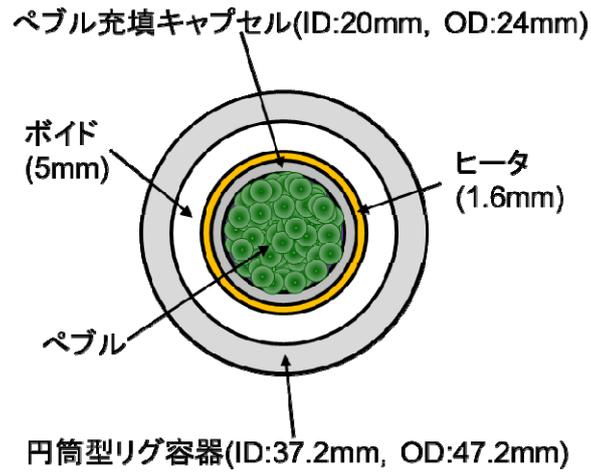


図 2.5-2 TRTM 円筒型リグ容器概念図

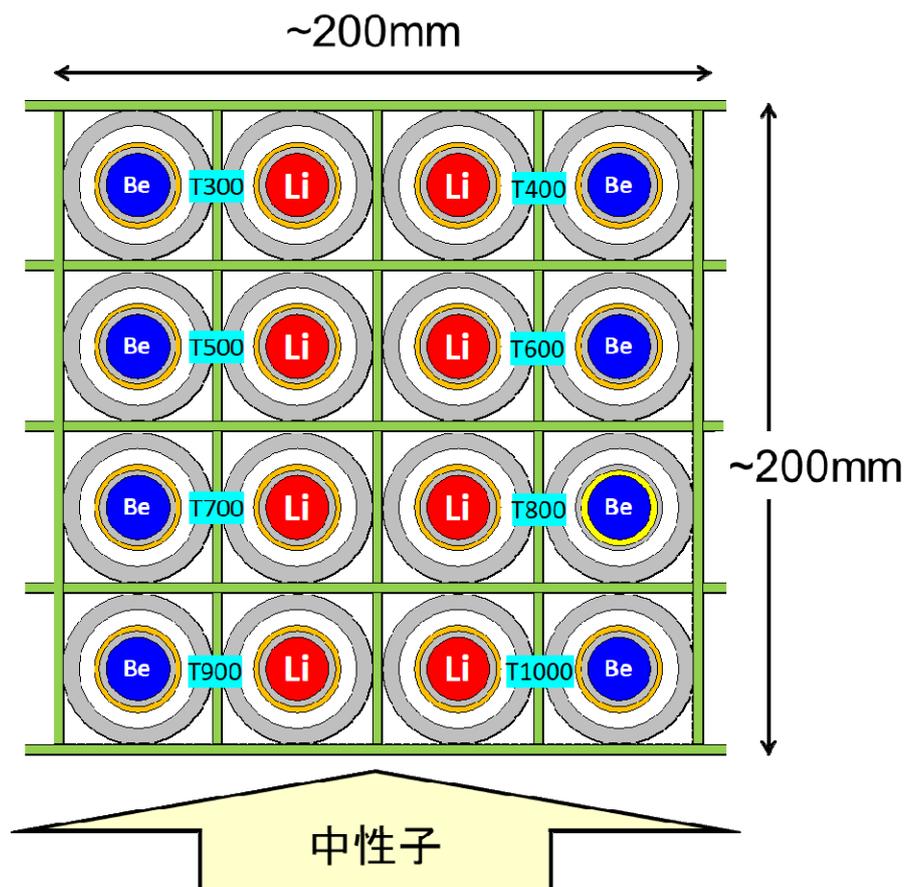


図 2.5-3 TRTM 円筒型リグ配置 (数値は照射温度)

2.5.3 測定方法

ヘリウムパージガスラインは、試験セルから遮蔽プラグを貫通し、TRTM 測定室へ引き回す。TRTM 測定室にて、トリチウム水バブラー、電離箱、比例計数管等を用いて、パージガス中のトリチウム量を測定し、トリチウム放出回収特性を評価する。

試験は全てオンライン試験である。測定項目は以下の通りである。

- (1) 照射温度
- (2) キャプセル内側容器内のトリチウム量
- (3) キャプセル内側容器と外側容器間のトリチウム量
- (4) キャプセル内側容器内のヘリウムパージガス流量
- (5) キャプセル内側容器と外側容器間のヘリウムパージガス流量
- (6) キャプセル内側容器内のヘリウムパージガス圧力
- (7) キャプセル内側容器と外側容器間のヘリウムパージガス圧力

2.5.4 トリチウム生成率

図 2.5-4 及び図 2.5-5 に試験セル内のリチウムとの核反応によるトリチウム生成率分布及びベリリウムとの核反応によるトリチウム生成率分布を示す。図 2.5-6 に各キャプセルのトリチウム生成量を示す。リチウムからのトリチウム生成量は 1100~1600 Bq/s、ベリリウムからのトリチウム生成量は 30~190 Bq/s である。いずれのトリチウム生成量に関しても、電離箱により測定可能である。今後、本計算結果に基づき、詳細な照射計画を策定する。

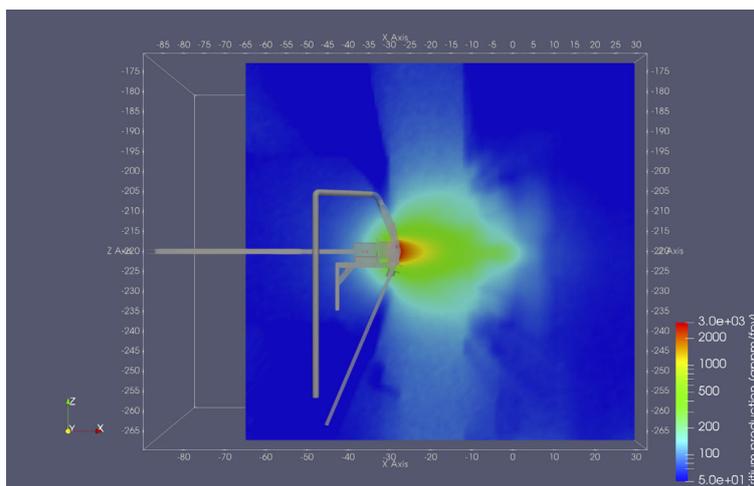


図 2.5-4 試験セル内のリチウムとの核反応によるトリチウム生成率分布（断面図）

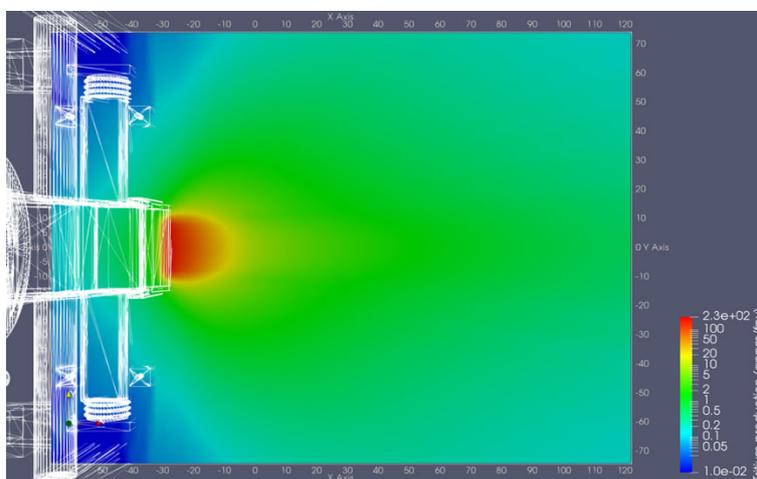


図 2.5-5 試験セル内のベリリウムとの核反応によるトリチウム生成率分布（平面図）



図 2.5-6 に各キャプセルのトリチウム生成量

2.5.5 今後解決すべき検討課題

今後解決すべき主な検討課題は、以下の通りである。

- ①熱流動設計
- ②熱構造設計
- ③モジュール全体の構造設計
- ④ヘリウムガスの流動設計
- ⑤遮蔽プラグとの取り合い設計
- ⑥遠隔機器による設置・交換方法
- ⑦オンライン測定セル

2.6 放射性腐食生成物試験モジュール (ACPM)

2.6.1 モジュール概要

ACPM は、核融合原型炉構造材 F82H 配管中に原型炉と同じ条件の圧力 15 MPa、冷却水温度 300°C の高温高圧水を流し、核融合中性子照射条件下での ACP を測定するモジュールである。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 5×10^{14} n/cm²/s 近傍を想定しているため、ターゲットのバックプレート直後に配置することを考えている。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（高温高圧水）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。また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。

2.6.2 モジュール基本設計

図 2.6-1 に ACPM の水平断面図を示す。高温高压水が試験セル内に漏洩しないよう、F82H 配管の外側に容器を設置する二重構造とする。F82H 配管は ACPM 照射部に、ビーム方向に 3 列、ビームと直交方向に 2 列、合計 6 本設置する。ACPM では、BSMTM と同様の高中性子束場での照射試験が必要であるため、BSMTM と同じ位置に設置する。

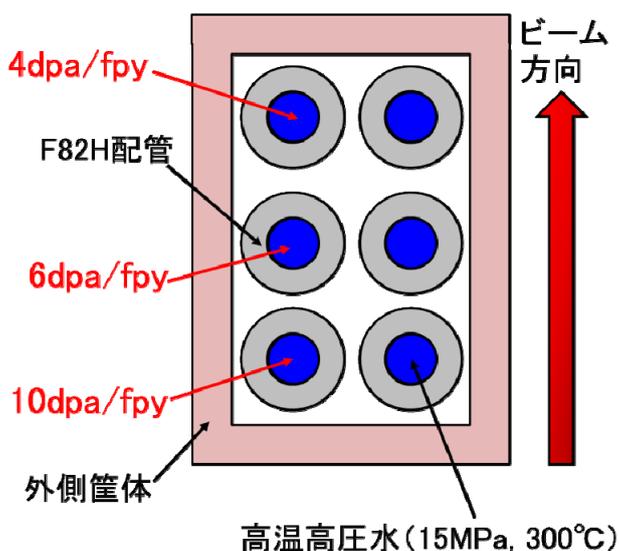


図 2.6-1 ACPM 水平断面図

2.6.3 照射条件

ACPM と BSMTM とは、別の時期に照射試験を行う。照射条件は照射損傷の 3 ケース（4 dpa/fpy、6 dpa/fpy、10 dpa/fpy）で各 2 本の試験部、各照射時間は 5 ケース（100 h、400 h、900 h、1,600 h、3,000 h）である。表 2.6-1 に照射条件を示す。最大想定試験部の数は 30 本。表 2.6-2 に各試験部の共通条件を示す。

表 2.6-1 ACPM 照射条件

照射損傷 (dpa/fpy)	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 2.6-2 各試験部の共通条件

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

2.6.4 測定項目

各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。各試験部はヒーター、熱電対を含む設計になる。水質計測系は7個、流量計は6個、圧力計は6個、設置する。図 2.6-2 に ACPM のフロー図を示す。ACPM は図に示すように、高流速試験部での静水腐食、流動腐食評価を行う。この交流速試験部が試験セル内の照射環境に置かれることになる。ACPM ではオンライン測定と PIE 施設でのオフライン測定を行う。オフライン測定では、所定時間の照射後、ACPM を遠隔操作により、試験セルから ACPM 取扱セルへ搬送し、ACPM 取扱セルにて、ACPM を切断する。切断した ACPM 試験片を PIE 施設へ搬送し、PIE 施設にて、ACPM 試験片の ACP を分析する。オンライン測定項目は以下の通りである。

- (1) 水温度
- (2) 水流量
- (3) 水圧力
- (4) 水質計測器
- (5) 水質調整期
- (6) ヒーター出力

PIE での測定項目は以下の通りである。

- (1) SEM 観察
- (2) TEM 観察
- (3) EPMA 観察
- (4) 硬さ試験
- (5) スクラッチ試験

2.7 ブランケット核特性試験モジュール (BNPTM)

2.7.1 モジュール概要

BNPTM は原型炉ブランケット体系内のトリチウム生成率分布や中性子束分布、核発熱率分布を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約 1×10^{13} n/cm²/s を想定しているため、ブランケット機能材料モジュールの約 30 cm 後方に配置することを考えている。原型炉ブランケットモックアップを用いて、照射実験を行い、原型炉ブランケット体系内のトリチウム生成率分布や中性子束分布、核発熱率分布を測定し、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解析精度を確定する。図 2.7-1 に原型炉ブランケットの概念図を示す。他のモジュールが無い状態で、BNPTM を A-FNS 試験セルに設置し、照射実験を行う。照射期間は数時間若しくは数日以内である。

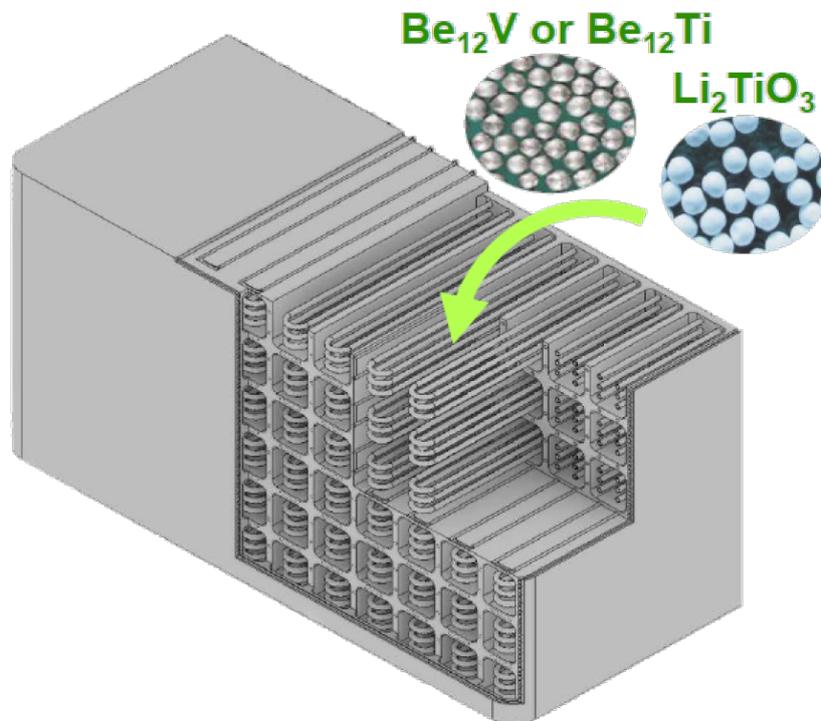


図 2.7-1 原型炉ブランケットの概念図

2.7.2 測定項目

BNPTM 体系内に以下の検出器を設置する。

- (1) ⁶Li ペレット
- (2) ⁷Li ペレット
- (3) ニオブ箔
- (4) アルミニウム箔
- (5) インジウム箔
- (6) 金箔
- (7) 熱蛍光線量計

測定は全てオフライン測定とし、PIE 施設で測定を行う。照射後、遠隔操作により BNPTM を試験セルから BNPTM 取扱セルへ搬送し、BNPTM 取扱セルにて BNPTM を解体し、検出器を PIE 施設に搬送し測定する。表 2.7-1 に各検出器の詳細を示す。

表 2.7-1 各検出器の詳細

検出器	検出装置	核反応	評価項目
${}^6\text{Li}$ 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
${}^7\text{Li}$ 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	${}^{93}\text{Nb}(n,2n){}^{92\text{m}}\text{Nb}$	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	${}^{115}\text{In}(n,n'){}^{115\text{m}}\text{In}$	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

液体シンチレーションカウンタでは、 ${}^6\text{Li}$ ペレット及び ${}^7\text{Li}$ ペレット中に生成されるトリチウムから放出される β 線を測定し、ペレット中のトリチウムの放射能を算出、トリチウム生成率を評価する。高純度ゲルマニウム検出器では、放射化箔中に生成される放射性同位体から放出される γ 線を測定し、放射化箔中の放射性同位体の放射能を算出、反応率を評価する。 ${}^{93}\text{Nb}(n,2n){}^{92\text{m}}\text{Nb}$ 反応率、 ${}^{27}\text{Al}(n,\alpha){}^{24}\text{Na}$ 反応率、 ${}^{115}\text{In}(n,n'){}^{115\text{m}}\text{In}$ 反応率、 ${}^{197}\text{Au}(n,\gamma){}^{198}\text{Au}$ は、各々、10 MeV 以上の中性子束、7 MeV 以上の中性子束、200 keV 以上の中性子束、低エネルギー中性子束の指標となる。加えて、他の放射化箔も用いて、幅広いエネルギー領域の中性子束の指標となる反応率を測定、アンフォールディング法を用いて、中性子スペクトルを導出する。

2.7.3 トリチウム生成率

図 2.7-2 及び図 2.7-3 に原型炉ブランケットモックアップを A-FNS 試験セルに設置した場合のリチウムとの核反応によるトリチウム生成率を示す。本解析結果に基づいて、今後、モックアップの設置値や詳細な照射計画を検討する。

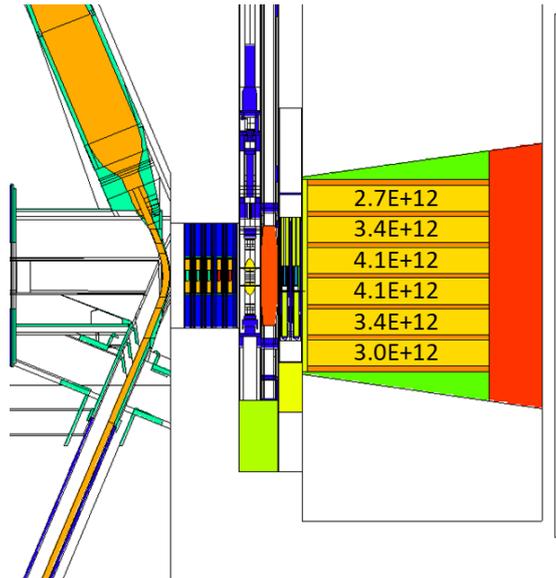


図 2.7-2 原型炉ブランケットモックアップを A-FNS 試験セルに設置した場合のリチウムとの核反応によるトリチウム生成率（垂直断面図）

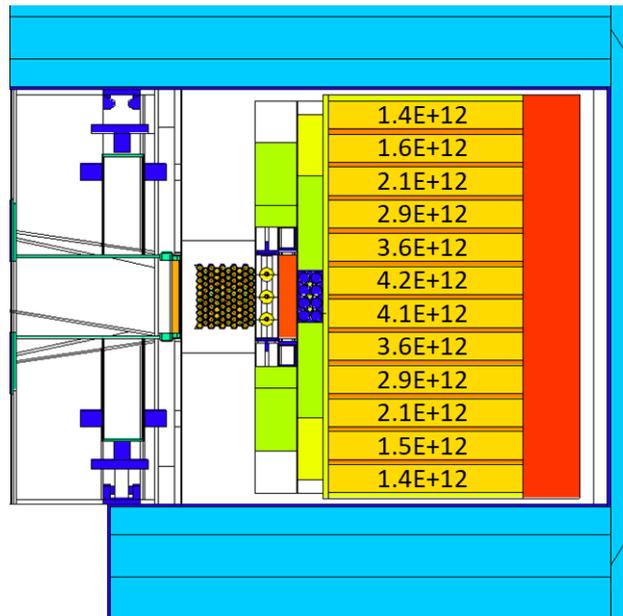


図 2.7-3 原型炉ブランケットモックアップを A-FNS 試験セルに設置した場合のリチウムとの核反応によるトリチウム生成率（水平断面図）

2.7.4 今後解決すべき検討課題

今後解決すべき主な検討課題は、以下の通りである。

- ①モジュール全体の構造設計
- ②遠隔機器による設置・交換方法

2.8 計測制御機器照射試験モジュール (DCTM)

DCTMは、核融合原型炉計測装置、制御装置、窓材、絶縁材、コイル線材等の中性子照射特性を評価する為のモジュールである。中性子フラックスは原型炉の計測機器配置部を模擬するように約 1×10^{12} n/cm²/sを想定しているため、最も下流側に配置することを考えている。原型炉ではITERよりも晒される放射線環境自体が厳しいだけでなく、計測制御機器を設置可能な場所が制約されることや運転シナリオが厳しく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ている。DCTMでは、計測制御用素材の照射試験を実施し、照射データを取得することを目的とする。

試験項目としては、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、超伝導コイル材料の照射特性試験などが挙げられる。

磁気計測での影響評価は、誤差電圧のオンラインでの計測を予定している。その他については、オフラインの試験を予定している。計装制御素材は、動作温度に特性が依存するため、実際の温度を模擬した照射が必要であると考えられる。そのための温度制御のためのヒーターや冷却が必要となる可能性がある。試験項目を確定したのちに、具体的なモジュール形状と照射期間（照射マトリックス）の検討が必要である。

今後解決すべき主な検討課題は、以下の通りである。

- ①試験項目
- ②試験方法
- ③遠隔機器による設置・交換方法

2.9 クリープ疲労試験モジュール (CFTM)

CFTMは、核融合原型炉構造材 F82H のクリープ疲労特性を測定するモジュールである。A-FNS では比較的放射線強度の厳しい環境においてクリープ疲労試験モジュールを用いて、主に核融合炉の第一壁材・ブランケット構造材である F82H の照射中クリープ疲労特性試験を実施し、核融合炉材の寿命評価のためのデータ取得を行う。クリープ疲労試験機を試験セル内に設置し、核融合中性子照射下で、クリープ疲労試験を行う。図 2.9-1 に IFMIF/EVEDA 中間報告書記載のクリープ疲労試験機を示す。CFTM 本体は3本のクリープ疲労試験機で構成される。各試験機は試験片を設置する試験部、ロードセル及びアクチュエータとなっている。試験部の両側には中性子反射体（グラフィイト）を設置し、安定な中性子場を提供する。また試験部以外（ロードセル及びアクチュエータ等）はビームフットプリントから十分な距離で離し、モジュールの余計な放射化を防ぐ設計とする。

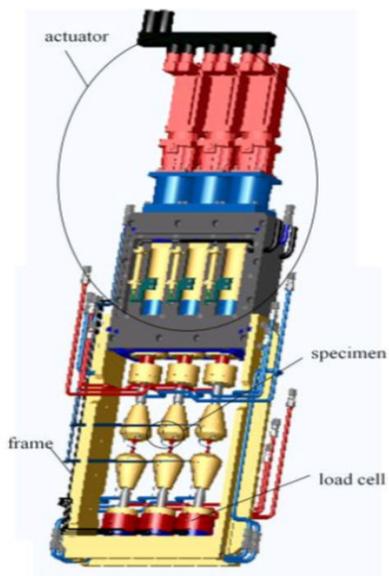


図 2.9-1 IFMIF/EVEDA 中間関報告書記載のクリープ疲労試験機

今後解決すべき主な検討課題は、以下の通りである。

- ①試験項目
- ②試験方法
- ③モジュール全体の構造設計
- ④ヘリウムガスの流動設計
- ⑤遮蔽プラグとの取り合い設計
- ⑥遠隔機器による設置・交換方法

3 応用利用

3.1 全体計画

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。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でき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、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設計検討を行う。

3.2 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 ^{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[3.2-1]。表 3.2-1 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（ここで言っ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 3.2-2 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 3.2-3 および 3.2-4 のようになる。A-FNS では、実際の照射試験や抽出・濃縮試験を行ってはいないため、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 3.2-2 の加速器製造法や研究炉製造法とほぼ同様であり、それらの方法が流用可能である。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 3.2-5 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) をである。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、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ($^{99\text{m}}\text{Mo}$) 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 $^{99\text{m}}\text{Mo}$ に関しては年間 200 億円程度[3.2-2]、RI 全体で 500 億円程度である (図 3.2-2 参照) [3.2-3]。

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 $^{100}\text{Mo}(n,2n)^{99\text{m}}\text{Mo}$ 反応を主とした $^{99\text{m}}\text{Mo}$ 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設計にすることを指針とした。

3.2.1 モジュール本体

高エネルギー中性子による反応を用いた医療用 RI 製造を行うためのモジュールである。図 3.2-1 に多目的 RI 生成モジュールの概念図を示した。 $^{99\text{m}}\text{Mo}$ 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。

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。ビームを止める必要はないため、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 (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)。

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、うしろ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 3.2-1 に概念図を示す。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（or 5 cm）もしくはそれ以上）を設置およ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。この見積り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、設計では最適な機械的強度の解析が必要である。

試料は、気送管式もしくは機械式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り、冷却のためのヘリウム配管等が追加で必要になるかもしれない。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。

課題：ダクト厚など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。試料の出し入れの詳細な機構の検討が必要である。

3.2.2 各種モニター系

本モジュールでは照射のみを行うため、オンラインの測定は無しとする。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。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ー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。

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。

課題：化学分離作業を実施する場所の検討が必要である。施設外へ輸送する場合は、輸送キャスクの検討が必要となる。

3.2.3 ガス供給系

ターゲットに近い位置での照射になるため、冷却のためのガスが必要になると考えられる。発熱量は数 W/cc～10 数 W/cc くらいと概算している。

課題：発熱量の詳細計算が必要（詳細な設置位置により異なる）。

3.2.4 制御監視システム

照射用試料を出し入れする制御の機構が必要。照射自体に関する制御監視システムは必要ない。安全用の制御監視システムについては未検討である。

課題：試料を出し入れする制御システムの検討が必要である。安全用の制御監視システムの検討が必要。

3.2.5 インターフェースヘッド

冷却用ガス供給のラインが必要である。また、照射用試料を出し入れする機構が必要である。

課題：冷却用ガス供給の検討が必要である。照射用試料を出し入れする機構の検討が必要である。

3.2.6 遠隔保守システム

モジュール自体は常時設置とし、中身の試料のみ遠隔操作で任意に出し入れする。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、中性子およ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、ストリーミングの評価は検討中である。

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、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。試料運搬のためのキャスクなども必要となる。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。

課題：ストリーミングの評価が必要である。取り出した試料全体の放射化量を評価し、その試料を運搬するための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。

表 3.2-1 Mo-99/Tc-99m の安定供給に向けた国産化方策の概要 [3.2-1]

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 3.2-2 各国産化方策の特性比較 [3.2-1]

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	$^{98}\text{Mo} (n, \gamma) ^{99}\text{Mo}$	◎	○	○	○	○
	PZC+MEK 法	○	○	—	—	—
発電炉 製造法	$^{98}\text{Mo} (n, \gamma) ^{99}\text{Mo}$	○	△	◎	○	○
	Ti 吸着法	—	—	—	—	—
大型 加速器 製造法	$^{100}\text{Mo} (n, 2n) ^{99}\text{Mo}$	△	○	○	◎	○
	昇華法	○	○	—	—	—
中小型 加速器 製造法	$^{100}\text{Mo} (p, x) ^{99}\text{Mo}$	◎	○ (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 3.2-3 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。 反応： $^{100}\text{Mo}(n,2n)^{99}\text{Mo}$ $^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$	1000 (^{100}Mo) 100 ($^{\text{nat}}\text{Mo}$)	約 50%
	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 3.2-4 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 3.2-5 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)		—				

※ HFTM 位置にて概算

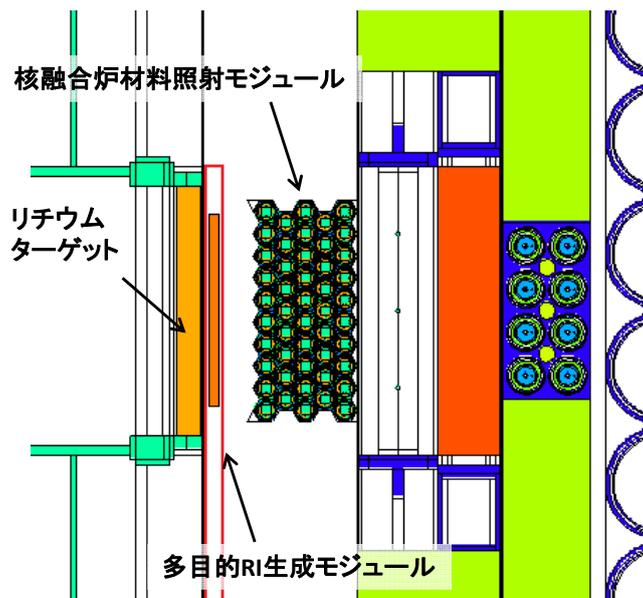


図 3.2-1 多目的 RI 生成モジュールの概念図

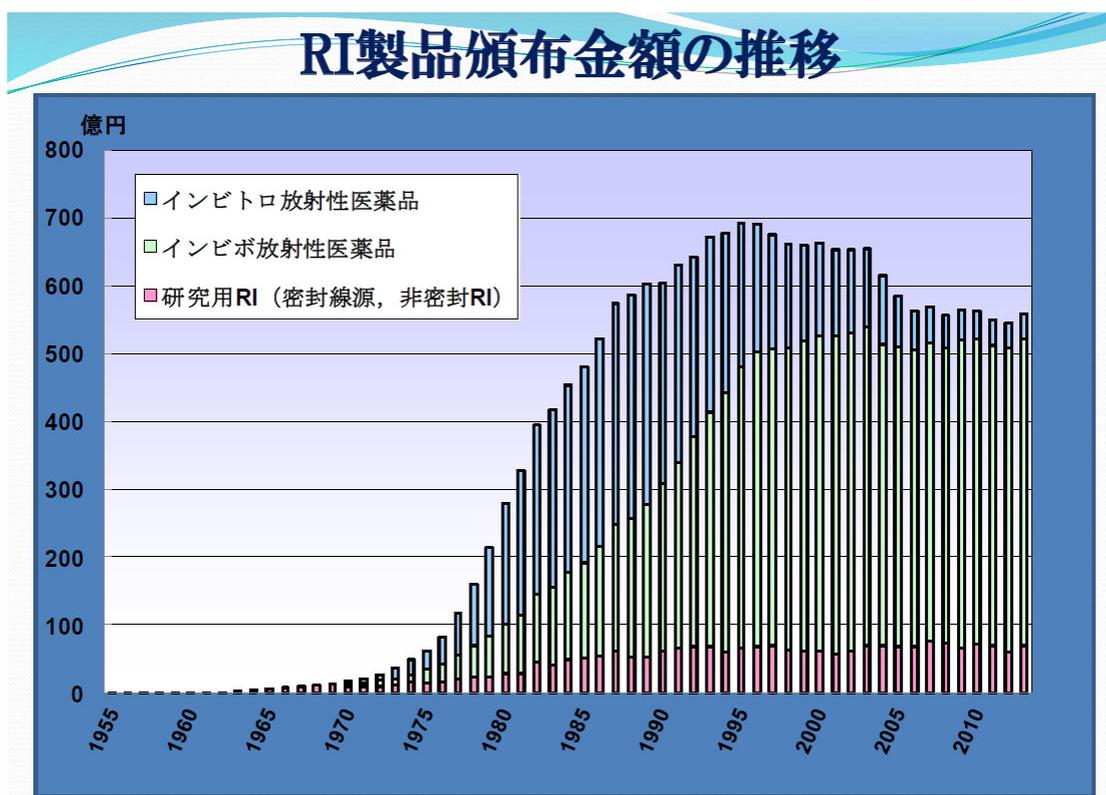


図 3.2-2 RI 製品頒布金額の推移 [3.2-3]

[3.2-1] “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].

[3.2-2] 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/siry02010/siry011/siry01-1-1.pdf>.

[3.2-3] https://www.rcnp.osaka-u.ac.jp/~medsci/MedSci-Sympo2014/PubSlide/MedSciSympo2014_pub_Shibata.pdf.

3.3 低エネルギー中性子照射モジュール

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、ウエハー製品となる。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 3.3-1 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 3.3-3 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いる。低エネルギーの中性子を利用した核反応を用いて RI を製造する場合は、低エネルギー中性子照射モジュールを用いて農業用 RI を製造することが可能である。

3.3.1 モジュール本体

低エネルギー中性子照射によるシリコン半導体の製造および医療・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。

低エネルギーの中性子を照射することにより、シリコン中の ^{30}Si (天然存在比 3%) は、 $n + ^{30}\text{Si} \rightarrow ^{31}\text{Si} + \gamma$ 反応を起こす。この反応によって生じた ^{31}Si が、 ^{31}P に β 崩壊することを利用して、シリコン単結晶中にリ

ンを均一にドーピングすることができる（中性子ドーピングと呼ばれている）。このことを利用して、シリコン半導体の製造を行うことを主目的とするモジュールである。

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ァ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。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。図 3.3-2 に概念図を示した。大口徑 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。JRR-3 の照射装置などを参考にする。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 3×10^{13} n/cm²/s および最大高速中性子束 1.3×10^{11} n/cm²/s にて、照射時間は 10 時間程度であり、これを参考に検討を行う。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またはガスによる冷却の検討が必要である。

課題：グラファイト領域を設置した場合の中性子束の計算を実施し、具体的な設置位置を検討する。JRR-3 でのシリコン照射装置を参考に照射の均一性を考慮した照射装置の設計検討を行う。グラファイト領域の冷却の検討が必要である。

3.3.2 各種モニター系

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ーするかどうかは検討が必要。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。

課題：オンラインでの照射量のモニターは必要かどうかの検討が必要である。

3.3.3 ガス供給系

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。

課題：試料の核発熱の計算とガス冷却の検討が必要である。

3.3.4 制御監視システム

試料の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制御するシステムが必要である。

課題：試料の回転機構や上下方向の移動や入れ替えのシステムの検討が必要である。

3.3.5 インターフェースヘッド

試料の核発熱の計算を行い、冷却が必要になる場合には、冷却のラインのためのインターフェースが必要である。

課題：冷却の必要性の検討と冷却方法とそのインターフェースの検討が必要である。

3.3.6 遠隔保守システム

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[3.3-1]。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。

課題：運転中の試料の出し入れにおいての線量の計算と出し入れの装置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となる。

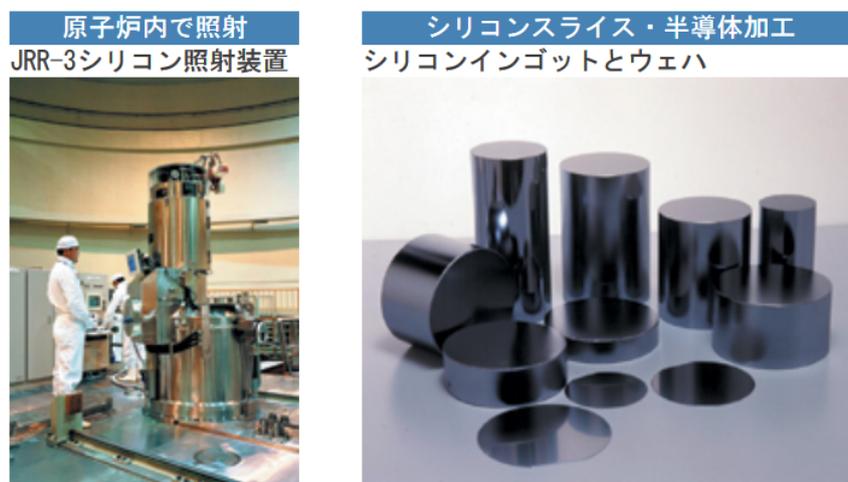


図 3.3-1 JRR-3 でのシリコンドーピングの例 [3.3-2]

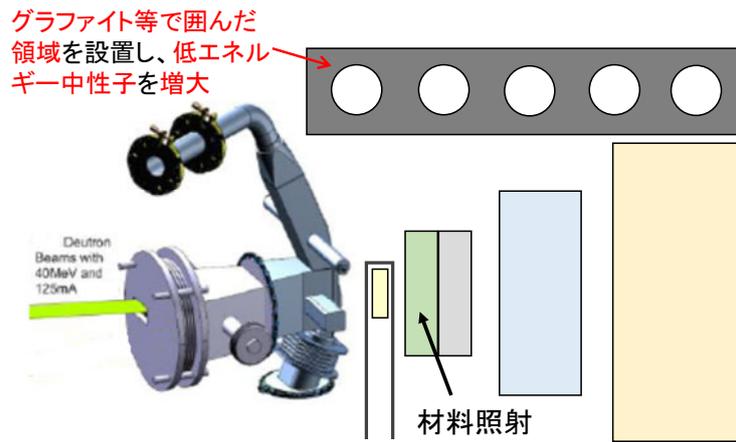


図 3.3-2 低エネルギー中性子照射モジュールの概念図

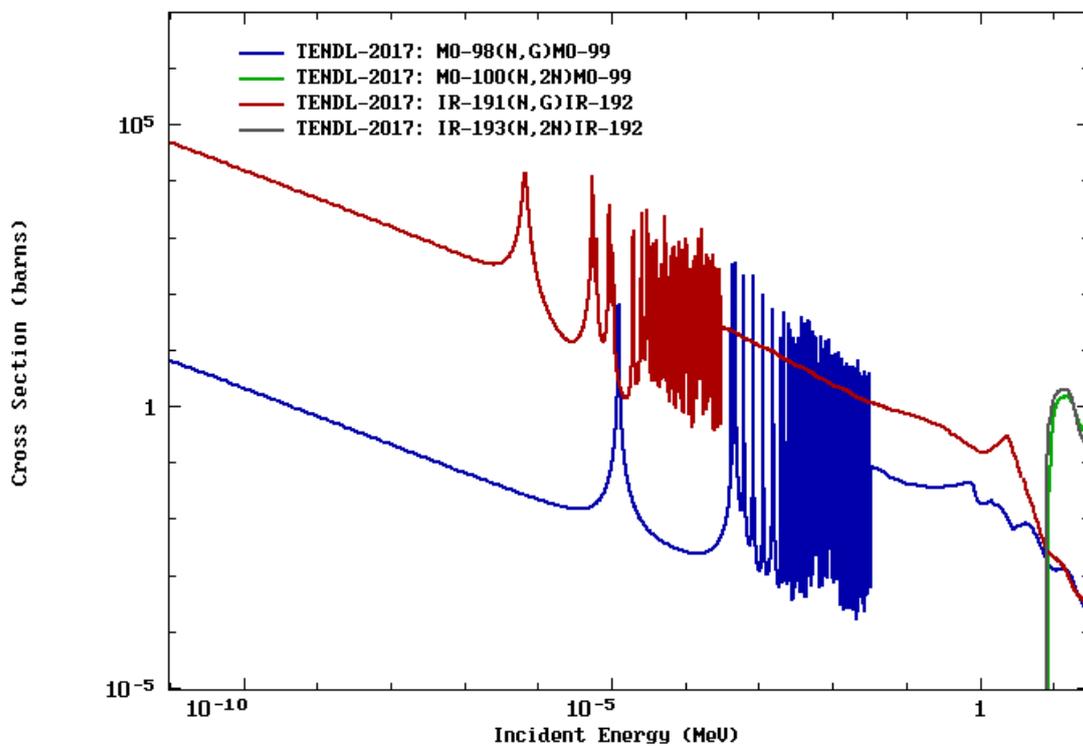


図 3.3-3 Ir と Mo の反応断面積の比較 [3.3-3]

[3.3-1] 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).

[3.3-2] <https://tenkai.jaea.go.jp/facility/3-facility/02-field/index-16.html>.

[3.3-3] https://tendl.web.psi.ch/tendl_2017/tendl2017.html.

3.4 液体気体ループ照射試験モジュール

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[3.4-1]、 $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ 反応によって生じた ^{16}N の崩壊ガンマ線 (6.1 MeV および 7.1 MeV) を測定することで、中性子の発生量をモニターすることができる。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ー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 および 7.1 MeV)を利用する

- ・ $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ 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 (SF6 ガス) の崩壊による陽電子を利用する。

- ・ $^{12}\text{C}(n,2n)^{11}\text{C}$ 反応 (20 MeV 以上の中性子により生成)
- ・ $^{14}\text{N}(n,2n)^{13}\text{N}$ 反応
- ・ $^{16}\text{O}(n,2n)^{15}\text{O}$ 反応
- ・ $^{19}\text{F}(n,2n)^{18}\text{F}$ 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。

3.4.1 モジュール本体

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。サイズは現在検討中である。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を検討している。常時設置型のモジュールであり、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。現在、液体 1 ループおよび気体 1 ループ程度で検討中である。液体ループおよび気体ループともに、設置位置は現在検討中である。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また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検討することが可能である。

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。詳細は現在検討中である。図 3.4-1 に概念図を示した。

課題：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を行う必要がある。テストセルの外側に設置した測定室の検討も今後の課題である。

3.4.2 各種モニター系

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は現在検討中である。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。

課題：ガンマ線や陽電子を利用した分析装置の検討を行う必要がある。水の放射化による中性子モニターで使う検出器の検討が必要である。

3.4.3 ガス供給系

冷却のためのガス供給は特に必要ない。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。測定機器については、現在検討中である。

課題：液体ループおよ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。

3.4.4 制御監視システム

ループでの液体または気体の流速の制御およ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と考えられる。

課題：流速計など液体または気体の流速の制御および計測の装置の検討が必要。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。

3.4.5 インターフェースヘッド

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、二重管の接続が必要である。

課題：ループの二重管の接続の検討が必要である。

3.4.6 遠隔保守システム

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ことを検討している。現在検討中だが、他のモジュールと干渉がなく、取り外しが可能な位置に設置することを検討している。

課題：モジュール形式での遠隔操作での取出しと設置を検討する必要がある。



図 3.4-1 液体気体ループモジュールの概念図

[3.4-1] 加藤小織他, “水放射化法を用いた ITER-TBM 用 DT 中性子モニターに関する研究”, 日本原子力学会 2014 年春の年会 (2014).

3.5 多目的利用ビーム孔システム

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 3.5-1 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、熱中性子およ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 3.5-2 を参照）。また、

J-PARC は核破砕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で変わることになり、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。

3.5.1 モジュール本体

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

テストセルの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）

図 3.5-3 に概念図を示した。前述のように、ビーム孔は 2 方向（もしくは 3 方向）であるが、テストセルメンテナンスを横から行う場合、また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、前述したように、図 3.5-1 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。ただし、ビーム孔の先での、各々の測定機器に関しては別途検討が必要である。

- ・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

課題：ビーム孔の形状や寸法の検討が必要である。ビーム孔の先での中性子場の評価が必要である。その評価では、モデレータや中性子導管を考慮する必要がある。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。ビームの先での測定機器の検討が必要である。

3.5.2 各種モニター系

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およびオフライン測定は無い。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。それらの測定機器に関しては今後の検討項目である。

課題：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。

3.5.3 ガス供給系

ガス供給は特に必要ないと考えられるが、モデレータなどの冷却については検討が必要である。

課題：モデレータの冷却の検討が必要。

3.5.4 制御監視システム

ビームシャッターなど検討が必要である。その他にも必要かもしれないが、十分に検討できていない。

課題：JRR-3などを参考に制御や監視などのシステムを検討する必要がある。

3.5.5 インターフェースヘッド

モデレータなどの冷却が必要な場合はそのラインが必要である。

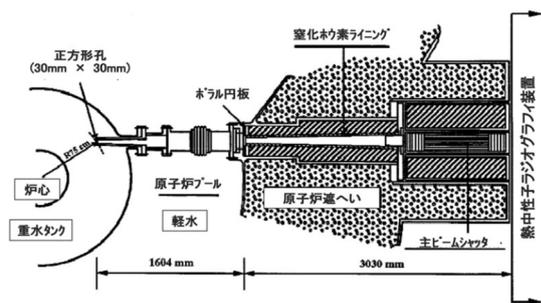
課題：モデレータなどの冷却の必要性の検討とその冷却のラインの検討。

3.5.6 遠隔保守システム

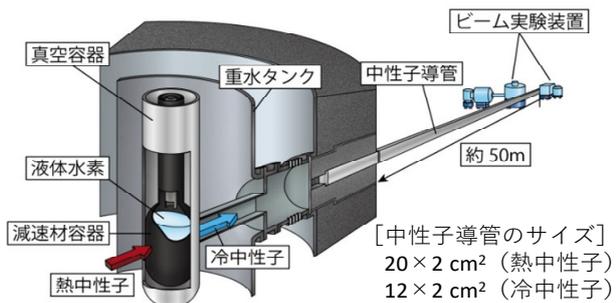
モデレータなど設置方法や、それら交換の必要があるかの検討が必要である。また、特に高エネルギーでの中性子利用に関して、ビーム孔を常時（装置も含めて）設置しておくか、遮蔽用のプラグを設置しておいて、遠隔操作でビーム孔使用時に開放して使用するかにより異なる。それらは、モジュールの遠隔操作と干渉しないように注意する必要がある。主な注意点としては、以下の二つである。

- ・ ビーム孔の通り道とその先の測定スペースの確保
- ・ ビーム孔とテストセルのライナーによる気密性との関係

課題：モデレータなど設置方法や、それら交換の必要があるかの検討が必要である。遮蔽用のプラグの設置に関する検討が必要である。



＜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 3.5-1 JRR-3 でのビーム孔の例 [3.5-1, 3.5-2]

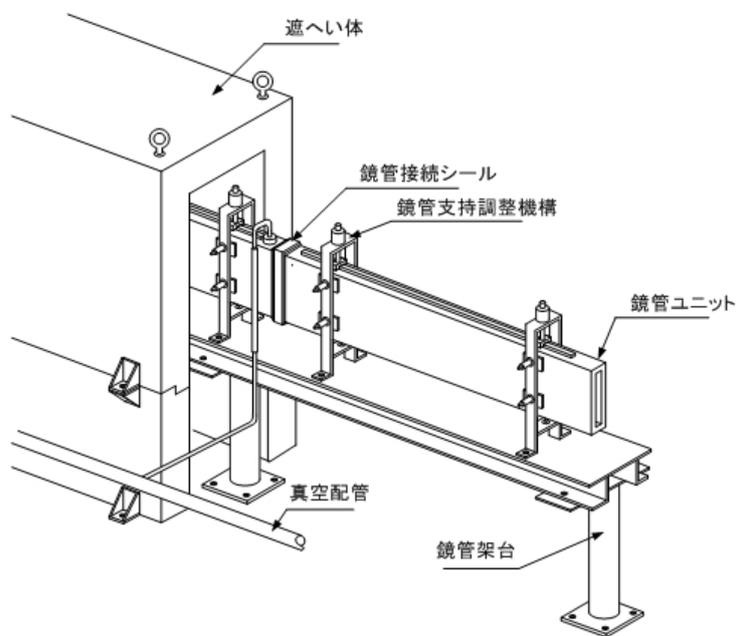


図 3.5-2 JRR-3 での中性子導管 [3.5-3]

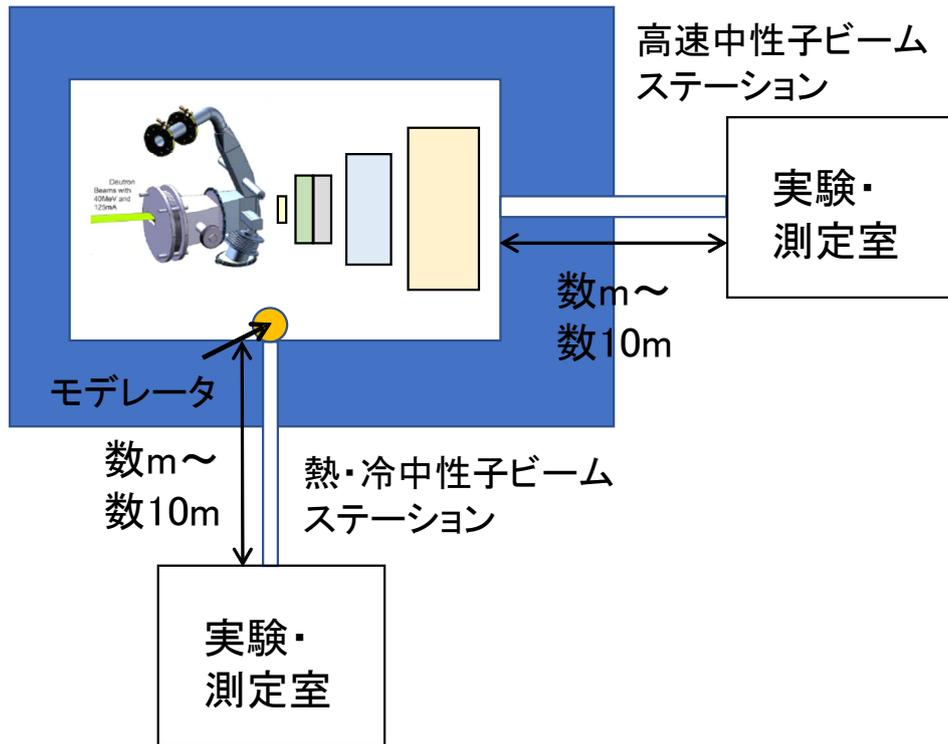


図 3.5-3 多目的利用ビーム孔システムの概念図

[3.5-1] 松林政仁, “国内外の中性子イメージング設備”, Radioisotopes, 57, 329-350 (2008).

[3.5-2] <https://jrr3.jaea.go.jp/1/113.htm>.

[3.5-3] <https://jrr3.jaea.go.jp/1/112.htm>.

3.6 その他の応用の可能性

3.6.1 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、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、および、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 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問題もある。

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。

3.6.2 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通りあり、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が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。

3.6.3 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[3.6-1]。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で発生する中性子のエネルギーが高いために、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。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。

[3.6-1] 辻本和文他, JAEA-Technology-2017-033.

3.7 各モジュール・システムの課題のまとめ

・RI生成モジュールの課題

	課題
モジュール本体	ダクト厚など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。試料の出し入れの詳細な機構の検討が必要である。
各種モニター系	化学分離作業を実施する場所の検討が必要である。施設外へ輸送する場合は、輸送キャスクの検討が必要となる。
ガス供給系	発熱量の詳細計算が必要(詳細な設置位置により異なる)。
制御監視システム	試料を出し入れする制御システムの検討が必要である。安全用の制御監

	視システムの検討が必要。
インターフェースヘッド	冷却用ガス供給の検討が必要である。照射用試料を出し入れする機構の検討が必要である。
遠隔保守システム	ストリーミングの評価が必要。取り出した試料全体の放射化量を評価し、その試料を運搬するための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。

・低エネルギー中性子照射モジュールの課題

	課題
モジュール本体	グラフィット領域を設置した場合の中性子束の計算を実施し、具体的な設置位置を検討する。JRR-3でのシリコン照射装置を参考に照射の均一性を考慮した照射装置の設計検討を行う。グラフィット領域の冷却の検討が必要である。
各種モニター系	オンラインでの照射量のモニターが必要かどうかの検討。
ガス供給系	試料の核発熱の計算とガス冷却の検討が必要。
制御監視システム	試料の回転機構や上下方向の移動や入れ替えのシステムの検討が必要である。
インターフェースヘッド	冷却の必要性の検討と冷却方法とそのインターフェースの検討が必要。
遠隔保守システム	運転中の試料の出し入れにおける線量の計算と出し入れの装置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となる。

・液体気体ループ照射試験モジュールの課題

	課題
モジュール本体	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を行う必要がある。テストセルの外側に設置した測定室の検討。
各種モニター系	ガンマ線や陽電子を利用した分析装置の検討を行う必要がある。水の放射化による中性子モニターで使う検出器の検討が必要。
ガス供給系	液体ループおよ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。
制御監視システム	流速計など液体または気体の流速の制御および計測の装置の検討が必要。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。
インターフェースヘッド	ループの二重管の接続の検討が必要である。
遠隔保守システム	モジュール形式での遠隔操作での取出しと設置を検討する必要がある。

・多目的利用ビーム孔システムの課題

	課題
モジュール本体	ビーム孔の形状や寸法の検討が必要である。ビーム孔の先での中性子場の評価が必要である。その評価では、モデレータや中性子導管を考慮する必要がある。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。ビームの先での測定機器の検討が必要。
各種モニター系	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。
ガス供給系	モデレータの冷却の検討が必要。
制御監視システム	JRR-3などを参考に制御や監視などのシステムを検討する必要がある。
インターフェースヘッド	モデレータなどの冷却の必要性の検討とその冷却のラインの検討。
遠隔保守システム	モデレータなど設置方法や、それら交換の必要があるかの検討が必要である。遮蔽用のプラグの設置に関する検討が必要である。

3.8 意見交換を行った期間の日付とメモ

- ・ 2018/6/1 鬼柳善明教授（日本中性子科学会会長）
- ・ 2018/6/4 J-PARC
- ・ 2018/6/5 JRR3
- ・ 2018/6/11 畑澤順教授（大阪大学医学部（核医学））
- ・ 2018/6/11 村田勲教授（大阪大学工学部（中性子工学））
- ・ 2018/8/31 ニツ川章二常務理事（日本アイソトープ協会）
- ・ 2019/2/7-2/8 QST 意見交換会

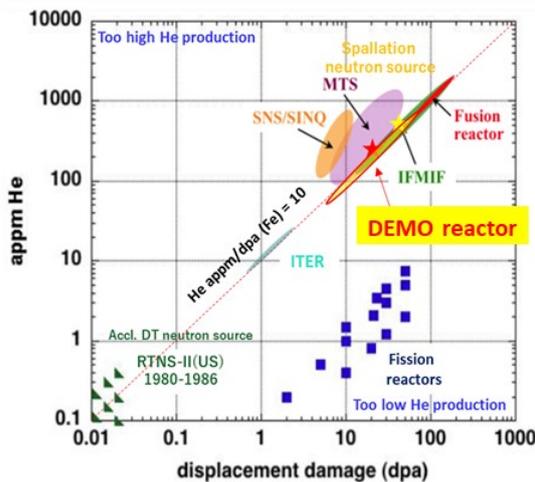
3.9 これまでに意見交換会で説明に用いた参考資料

参考資料（1）を参照。

先進核融合中性子源A-FNSの利用計画

1

背景



Contour map of helium production rate and displacement per atom (dpa) for fusion reactor and neutron source.

IFMIF/EVEDAの成果を活用し、IFMIFの半分の強度を持つ先進核融合中性子源A-FNSを早期に実現し、2035年までに照射試験データを取得

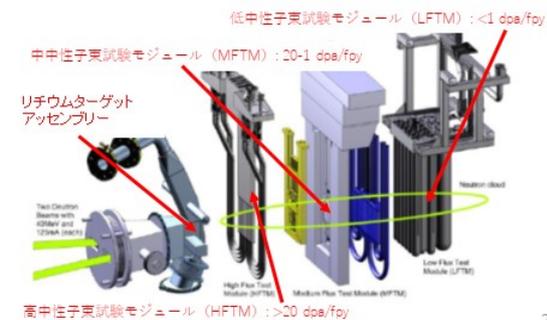
DEMO炉では、80 dpa程度まで構造材が中性子照射に晒される
DEMO炉設計のため、最低限10 dpa/yearの照射試験が必要

既存のDT中性子源では、強度が不十分
その他の中性子源では、He/dpa比の観点から不適當



2030年頃運転開始の核融合中性子源が必要

- ・核融合炉材料照射試験
- ・ブランケット材料および特性試験
- ・核融合炉機器試験



2

A-FNSの目的

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照射データを2035年頃の原型炉建設判断までに取得する。**

- 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
- 核融合中性子源によるブランケットのトリチウム挙動評価技術の検証
- 計測・制御機器材料の対照射性評価

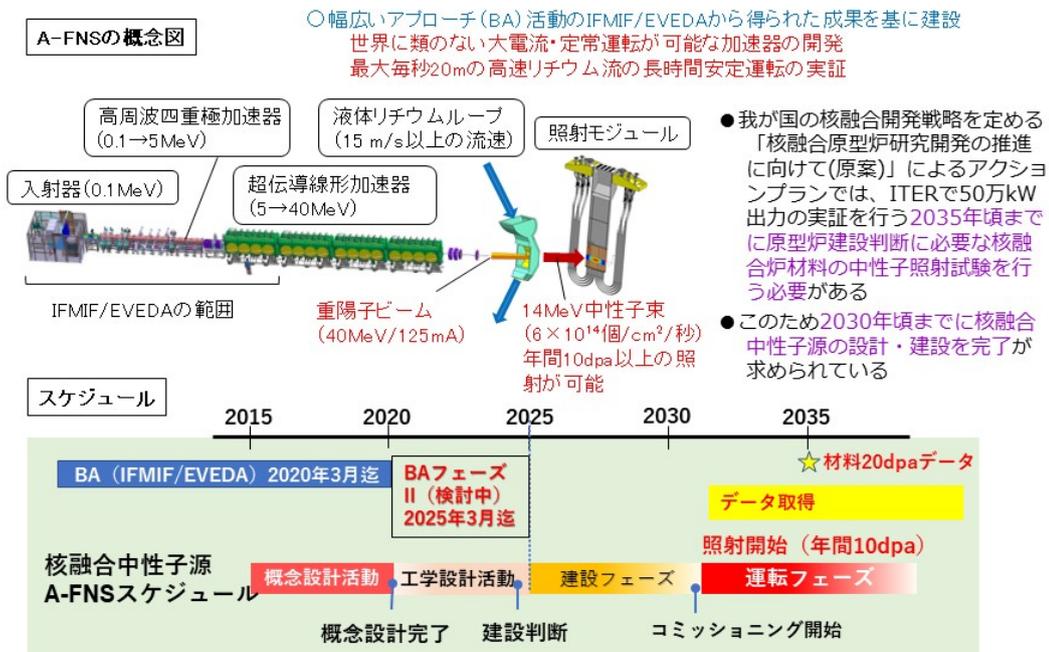
IFMIF/EVEDA事業では、実機規模のリチウムターゲットループ試験施設によるリチウム流動試験を実施し、高速かつ安定な液体リチウムターゲット技術の検証を達成。原型加速器によるビーム試験を2020年に達成する予定である。

2025年までにはリチウムの純化系に関する開発を中心に技術の検討を進める予定。また原型加速器については2024年度までに中性子源用加速器として必要な耐久性試験を実施する予定である。**核融合中性子源(A-FNS)設計では遠隔保守も含めた全体システム設計および周辺設備を含めたプラント設計を進める必要がある。**

核融合中性子源はその発生強度が従来の加速器型DT核融合中性子源1万倍であることから、上記核融合炉に関する照射と同時利用が可能であり、**医療・産業応用としての中性子源として注目**されている。特に外国からの輸入依存の大きい**医療用RI製造としてその利用が期待**されている。

3

IFMIF/EVEDA事業を基にしたA-FNSの展開

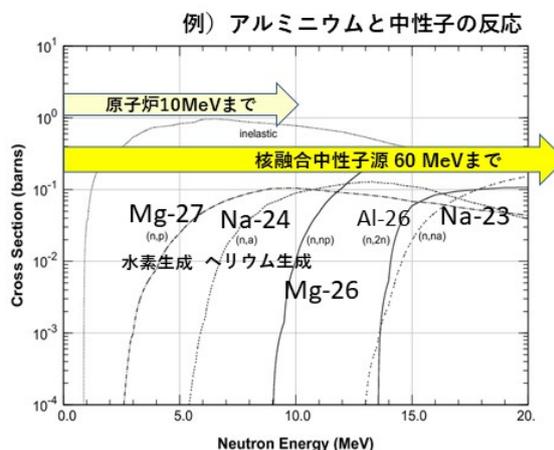
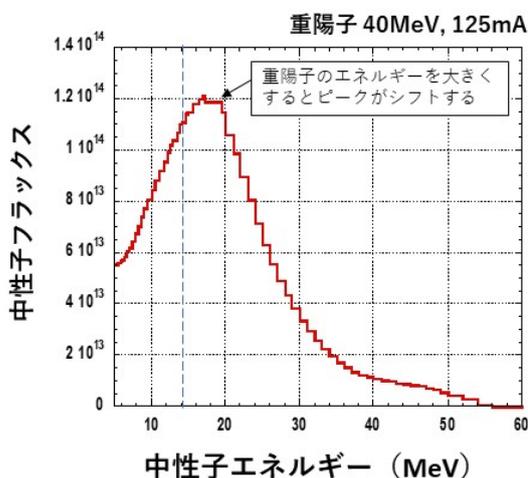


4

核融合中性子源の特徴



重陽子加速器と液体リチウムターゲットによる核融合中性子源



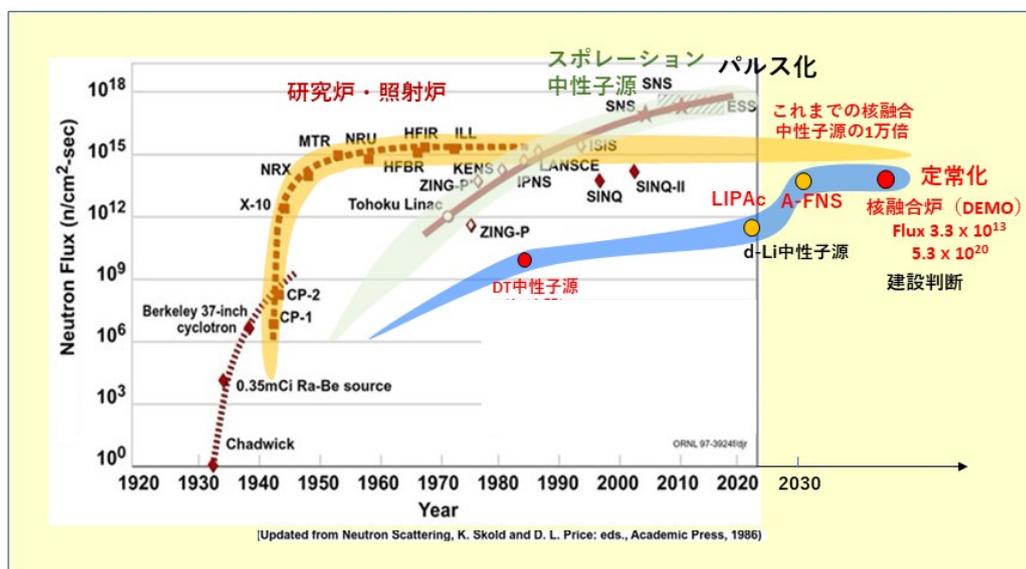
高エネルギー中性子源の特徴

いろいろな反応が起こる

原子炉よりも多くの種類の元素が出来る

5

他の中性子源施設との比較



日本の場合、加速器駆動型へのシフト、パルス化と定常化の2大構成
 定常研究炉・照射炉の代替としての「加速器駆動定常中性子源」が今後必要
 これまでの照射炉・研究炉の技術開発継承が重要

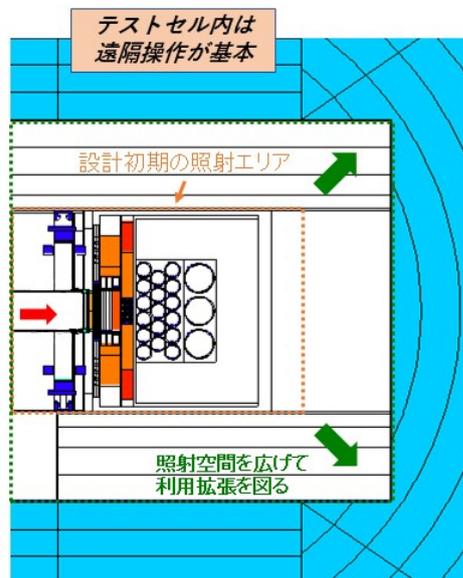
6

A-FNSの構成の基本的な考え方

IFMIF工学設計実証 (IFMIF/EVEDA) がベース

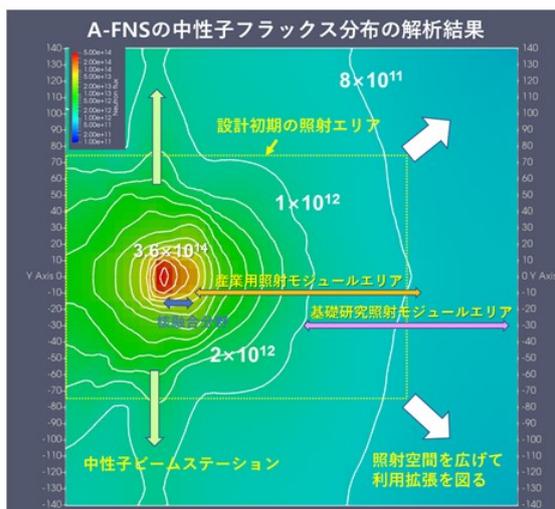
Beam	Particle	Deuteron
	Energy	40 MeV
	Current	125 mA (CW)
	Foot print	200 x 50 mm ²
	Incident angle	Normal
Target	Availability	33% at least
	Material	lithium Liquid target (jet)
	Temp.	250 °C
	Velocity	10-15 m/s at target
	Thickness	25 mm
Neutron	Window	Free surface (no window)
	Intensity	6.8×10^{16} neutron/s
	Average flux	6.0×10^{14} n/cm ² /s
	Helium P. R	312 appm/fpy
	Displacement	24.7 dpa/fpy
HePR/dpa	12.6	

fpy: full power year

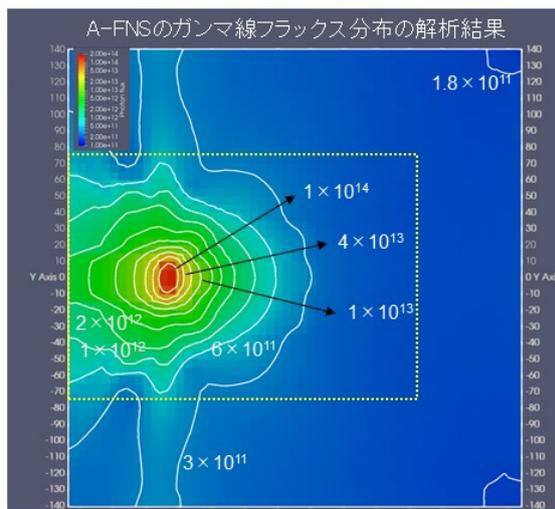


A-FNSの中性子とガンマ線の特徴

A-FNSの中性子



A-FNSのガンマ線



六ヶ所核融合研究所でのA-FNSサイト案



9

六ヶ所核融合研究所でのA-FNSサイト案

A-FNS新規建設案 既設の六ヶ所核融合研究所の施設

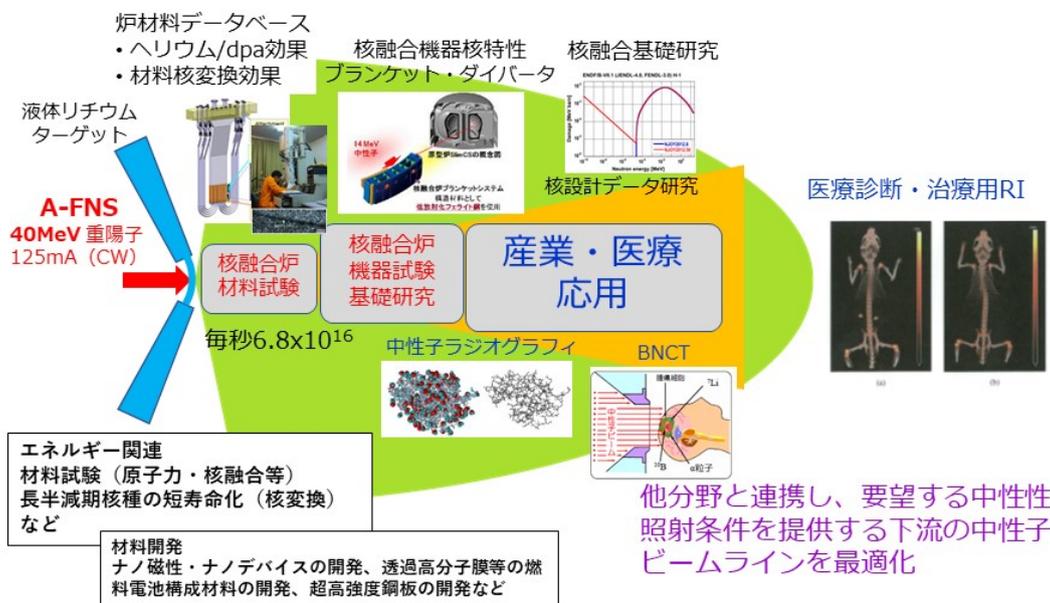


現在の六ヶ所核融合研究所の敷地面積は、
約11ヘクタール（排水路を含めると13ヘクタール）
(敷地面積は今と比べ約2倍となる見込み)

10

中性子源の他分野への展開

- 核融合炉の材料・機器試験だけでなく、基礎研究・産業医療・エネルギー応用までを網羅する、汎用性の高い照射場を提供、新たな中性子研究・産業への展開を図る



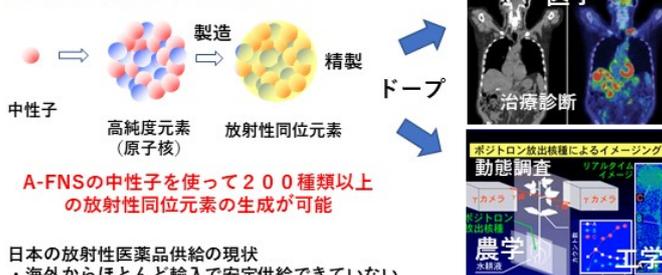
11

A-FNS利用によって期待される産業への貢献の一例

放射性同位元素 (RI) 製造

A-FNSは中性子と元素の反応によって、我々の生活に役立つ様々な産業用RI元素を作ることが可能です。特に医療用のRI（放射性医薬品）は海外からの輸入品がほとんどで、国産化による安定供給の期待が高まっていますが、具体的な対策はありません。A-FNSは核融合研究と同時に様々なRI元素製造が可能であり、将来の国内RI産業の拠点として有望な施設になります。

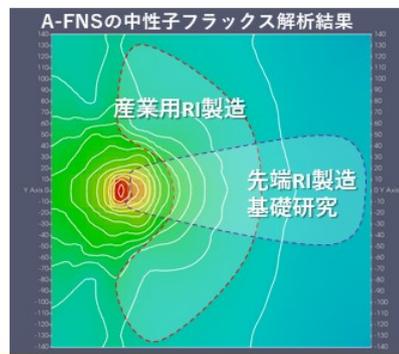
RI製造から利用までのプロセス



日本の放射性医薬品供給の現状
 ・海外からほとんど輸入で安定供給できていない
 ・特に、診断用テクネチウム-99mの親核であるモリブデン-99の安定供給が大きな問題になっている

- 核融合研究開発と同時に**産業用RI製造**をA-FNSで実施し、国内の安定供給に役立てる
- A-FNSで製造可能なRI製造の基礎研究を実施し、**先端RI製造**を産業化する

A-FNSを中心としたRI産業の拠点化



産業用RI A-FNSによる国内で必要なモリブデン99の生成が可能であることを明らかにした（国際会議で発表、海外からも高く評価）

RI製造を取り巻く基幹技術・産業



12

応用利用に向けたアクションプラン



	現在		A-FNS建設 C&R		A-FNS 運転開始
	2018	2020	2025	2025	2030
学術関連 メーカー（利用） 自治体・団体	学術関係の要人 への説明 説明資料の作成	加速器高速中性 子源WG設立 青森県A-FNS 建設検討会	利用詳細計画 の策定 核融合コミュニティのオーサライズ (他グループや外部の協力が必要)	利用詳細計画の改訂 他グループや外部の協力が必要	

2017年度展開：中性子源コミュニティとの意見交換会・ワークショップを開催
意見交換会：ImPACT（内閣府）、東芝

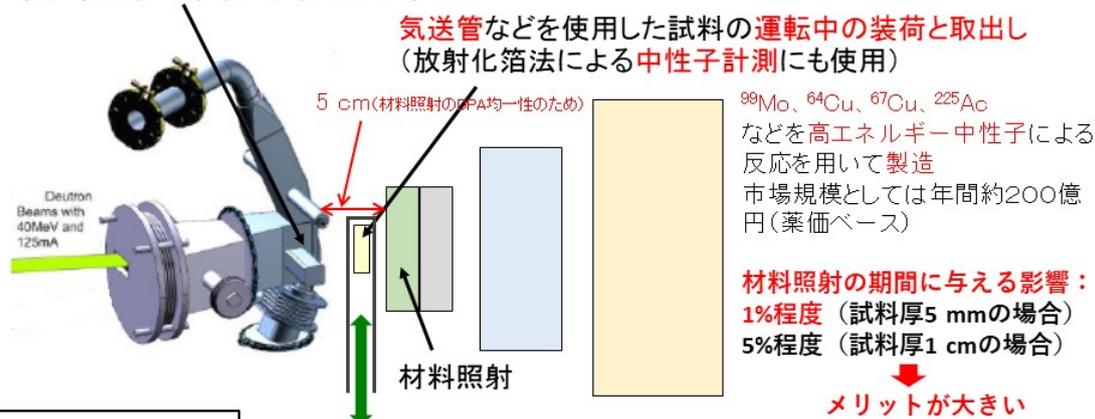
2018年度展開：各方面との意見交換会、WGの設置に向けた活動

4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
応用利用計画資料 作成（1案）	意見交換会を通して、中性子源Grが提案する中性子利用が、実 際に役立つのか、立たないのかを検討する											
	応用利用計画資料作成（改定案）											
	QST/HIMAC研究 成果報告会講演	中性子科学会との意見交換会（鬼柳先生） JAEAとの意見交換会（JRR3・J-PARC） アイソトープ・放射線研究会（太田）		SOFT2018（太田） 中間報告発表				利用基本計画 の策定（応用利用 の方向性の確定）		IFMIF研究会		
		阪大との意見交換会（医学部畑澤先生・OKTAVIAN）		日本アイソトープ協会との意見交換会				応用利用関係のWGの設置				
				J-PARC 放射線等 との連携会議（予定）								

①多目的RI生成モジュール



リチウムターゲットアッセンブリー



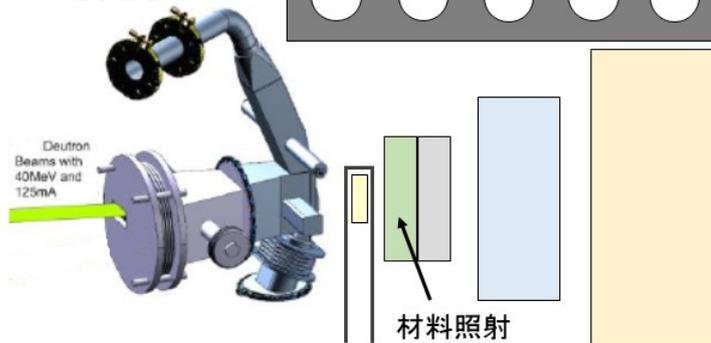
濃縮 $^{100}\text{MoO}_3$ 試料を 用いた場合(5ミリ厚) 面積: $20 \times 10 \text{ cm}^2$, Net ^{100}Mo : 317 g	放射能 (TBq/回) と日本 の需要に対する割合 [%]	回数 (/week)	放射能 (TBq/week) と日 本の需要に対する割合 [%]
2 days照射	62 [74%]	3	186 [222%]
3 days照射	83 [99%]	2	167 [198%]
6 days照射	122 [146%]	1	122 [146%]

※日本の需要は84 TBq/week : F. Minato and Y. Nagai, J. Phys. Soc. Jpn. 79 (2010) 093201.

②低エネルギー中性子照射モジュール



グラファイト等で囲んだ領域を設置し、低エネルギー中性子を増大



シリコン半導体(中性子ドーピング: $n + {}^{30}\text{Si} \rightarrow {}^{31}\text{Si} \rightarrow {}^{31}\text{P} + \beta$)
RI(医療、工業、農業)などを低エネルギー中性子による反応を用いて製造

従来法による製造よりも均一(高性能)な半導体製造が可能:
海外の原子炉では12インチ径(約30センチ径)のシリコン照射が可能
JRR-3では6インチ径(約15センチ径)、長さが約60センチ、照射時間は10時間程度(最大熱中性子束: $3 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 、最大高速中性子束: $1.3 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2/\text{s}$)
世界の生産量は年間150トン(年間4トン@JRR-3)
半導体製造は1兆円程度の経済規模(日本)

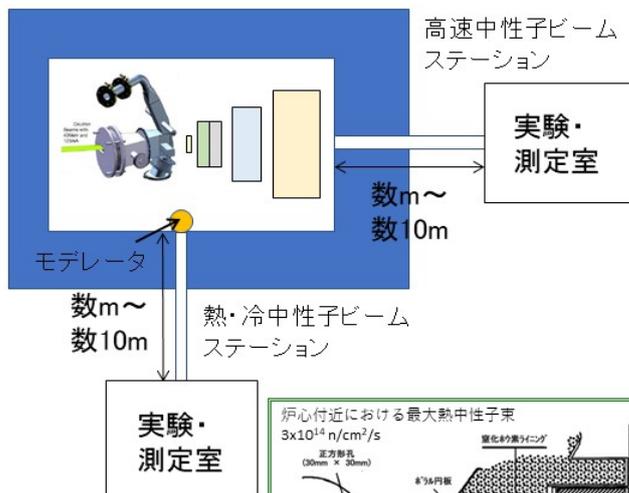
材料照射との照射スケジュールとの違いから、任意の時間での**運転中の挿入および取出しが必要**

→ 装荷・取出しの機構を**検討中**

[JAEA-Tech. 2007-003がひとつの参考となる]



③多目的利用ビーム孔システム



中性子ラジオグラフィによる物質内部の**動画撮影**
核データ測定などの中性子工学実験
・・・など

A-FNSは定常中性子源であり、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
(原子炉ではあるが、定常中性子源という観点から、**JRR-3**が参考となる)

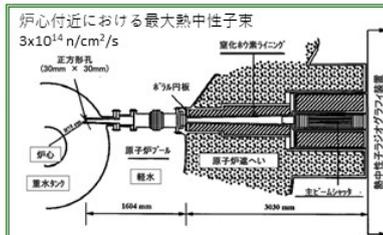
20 MeV以上の核データの測定・検証など、**研究での需要**はある

JRR-3での**中性子束**を参考に設計検討を行う

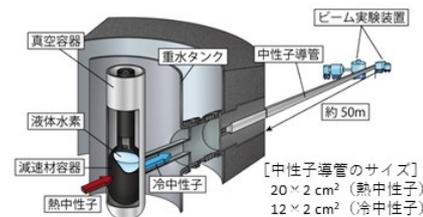
$10^9 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 程度(熱中性子)
 $10^7 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 程度(冷中性子)

コリメータ比(L/D)やn/ν比なども**重要**

L/D:150以上(TNRF@JRR-3)



<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

④液体気体ループモジュール



液体(水)ループ: **ガンマ線**放出核種を製造し、ガンマ線を利用した照射や分析

(中性子モニターをしても利用可能)

気体ループ: **陽電子**放出核種を製造し、陽電子を利用した分析(材料欠陥など)

- ・ $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ 反応: 6.1MeV γ および7.1MeV γ
- ・ $^{12}\text{C}(n,2n)^{11}\text{C}$ 反応: β^+
- ・ $^{14}\text{N}(n,2n)^{13}\text{N}$ 反応: β^+
- ・ $^{16}\text{O}(n,2n)^{15}\text{N}$ 反応: β^+
- ・ $^{19}\text{F}(n,2n)^{18}\text{F}$ 反応: β^+

テストセル内のいくつかの位置にループを設置した場合の上記の反応による**生成核種の放射能は計算済**

実験・測定室位置での利用方法については検討中

- ・水ループによる**水の放射化を用いた中性子モニターとしての利用は有効**
- ・ガンマ線や陽電子を用いた**分析の具体的な適用・実用性**に関しては今後の検討項目

4 まとめ

A-FNS では、40 MeV/125 mA の重陽子とリチウムとの核反応により、 6.8×10^{16} n/s の中性子を発生させ、様々な試験モジュールを用いて、核融合炉原型炉用の照射試験を行う。併せて、核融合炉原型炉用の照射試験以外の応用利用に、莫大に発生する中性子を使用する。応用利用に関しては、核融合炉原型炉用の照射試験には全く影響を及ぼさない。

核融合炉原型炉用の照射試験では、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 ブランケット材からのトリチウム放出回収特性
- ④ 第一壁冷却水配管中の放射性腐食生成物
- ⑤ ブランケット核特性
- ⑥ 計測制御機器
- ⑦ クリーブ疲労特性

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. 中性子束計測モジュール
2. ブランケット構造材料照射試験モジュール
3. ブランケット機能材料照射試験モジュール
4. トリチウム放出回収特性試験モジュール
5. 放射性腐食生成物試験モジュール
6. ブランケット核特性試験モジュール
7. 計測制御機器照射試験モジュール
8. クリーブ疲労試験モジュール

上記の試験モジュールに関して、基本概念、試験項目等を概ね確定した。

また、A-FNS では核融合炉材料の照射試験だけでなく、基礎研究、産業や医療、エネルギー応用などの分野での応用利用を計画しており、専門家との意見交換会の結果をもとに、それらの応用利用を以下の4つに分類した。

9. 多目的 RI 生成モジュール
10. 低エネルギー中性子照射モジュール
11. 液体気体ループ照射試験モジュール
12. 多目的利用ビーム孔システム

上記の応用利用に関する4つのモジュールについて、基本概念、用途、現時点での課題等について整理した。

<http://www.qst.go.jp>