

# 原型炉計測制御ワーキンググループ 報告書

## Working group report on Diagnostics & Control for fusion DEMO

原型炉設計合同特別チーム

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

# 原型炉計測制御ワーキンググループ

## 報告書

原型炉設計合同特別チーム

## 目次

<b>1. はじめに</b> .....	<b>2</b>
1.1 原型炉計測制御 WG の設置と活動目的 .....	2
1.2 活動の概要 .....	2
<b>2. 原型炉における計測制御</b> .....	<b>4</b>
2.1 これまでの計測制御の検討結果 .....	4
2.2 原型炉の仕様と環境 .....	5
<b>3. 計測制御の構成</b> .....	<b>11</b>
3.1 計測制御の考え方 .....	11
3.2 平衡制御 .....	12
3.3 燃焼制御 .....	14
3.4 ダイバーター制御 .....	18
<b>4. 計測の選定と仕様</b> .....	<b>22</b>
4.1 目的と検討手順 .....	22
4.2 計測機器、仕様、分類 .....	22
4.3 補足説明 .....	24
4.4 磁気計測 .....	28
<b>5. 常時型計測と炉の整合性</b> .....	<b>33</b>
5.1 目的と検討手順 .....	33
5.2 構成、占有面積、保守 .....	34
5.3 補足説明 .....	35
5.4 照射計画 .....	36
<b>6. 運転制御シミュレーター</b> .....	<b>46</b>
6.1 運転制御の構成 .....	46
6.2 統合コードの現状と課題 .....	47
<b>7. 今後の課題</b> .....	<b>49</b>
7.1 アクションプランとの対応 .....	49
7.2 今後の課題 .....	50
7.3 研究開発課題リスト .....	52
7.4 試験運転期間用計測一覧 .....	54
<b>付録</b> .....	<b>55</b>

## 1. はじめに

### 1.1 原型炉計測制御 WG の設置と活動目的

原型炉を運転し、所望の性能を実証する上で、計測制御は重要である。一方で、限られた制御アクチュエーターを用いる点、厳しい環境下で計測を行う点から、必要十分な計測制御が可能であるかは未知である。そこで、どのような仕様の計測制御が必要であるか検討し、それらの計測制御が原型炉全体と整合するかどうかを確認し、現在の技術と経験で可能であるかを明確にする必要がある。また、可能でないものについては、課題として整理し、それらを研究開発する戦略を考えていく必要がある。これらを整理検討しまとめることを目的に、特別チーム内外の専門家による「原型炉計測制御ワーキンググループ」(主査：江尻晶、幹事：坂本宜照)を2020年11月に設置し、活動を開始した。本報告書には、活動の概要、検討結果を記す。

### 1.2 活動の概要

下記に記すメンバーでWGを組織した。

江尻晶 (主査) (東京大学)

坂本宜照 (幹事) (QST 六ヶ所)

井手俊介、波多江仰紀、相羽信行 (以上、QST 那珂)

宇藤裕康、染谷洋二、石井康友、徳永晋介、佐藤聡、太田雅之 (以上、QST 六ヶ所)

大館暁、徳沢季彦、横山雅之 (以上、NIFS)

四竈泰一、福山淳 (以上、京都大学)

藤田隆明 (名古屋大学)

筒井広明 (東京工業大学)

坂本瑞樹 (筑波大学)

星野一生 (慶応大学)

笹尾真美子 (同志社大学)

大きく分類して、以下の4つの段階で活動を行った。

第0段階：現状の確認と過去の検討のレビューを行う。文献 [1-1, 1-2] をレビューし、更新、変更すべき点があるかどうかを調べる。また、文献作成当時は、Slim CS [1-3] と ITER が参照されたが、今回は、JA DEMO [1-4] をターゲットとしたため、いくつかの点、例えば、放射線環境などが異なる。

第1段階 (第3章)：制御ループの構築、被制御量の同定、計測の分類を行う。また、これ以降の段階は、平衡班、燃焼班、ダイバーター班に分かれて活動する。

第2段階 (第4章)：計測の具体化 (選定、仕様、設置場所、分類)を行う。また、必須計測 (本報告書では以降、常時型計測と称する) をリストする。

第3段階 (第5章)：常時型計測の炉との整合性を確認する。具体的には、各計測機器の各部品の放射線環境を推定し、大きな問題がないかを確認する。また、計測が第一壁で占有する面積を概算すると共に、各部品の放射線環境を推定し、中性子照射計画を作成する。

第4段階 (第6章、第7章)：制御班を設置し、運転制御シミュレーターについて検討するとともに、計測制御に関する残された課題をまとめる。

報告書は、検討の時系列を反映しており、第1段階 (第3章) で検討課題、未解決、未確定とされた項目が後の段階で、解決、確定している項目があるので、留意する必要がある。

図 1.1 に検討の流れを示す。検討は、全体会合、班長会合、班会合、インタビューの四つの形式で行った。第1段階、第2段階は、上記の班活動を行った。第3段階は主として班長会合で検討した。第4段階は主として班会合で行った。開催した会合の回数は以下のとおりである。全体会合 10 回、班長会合 9 回、班会合 23 回 (インタビュー 8 回を含む) を実施した。インタビュー対象者は以下の通りである。今澤良太 (QST)、徳澤季彦 (NIFS)、吉沼幹朗 (NIFS)、後藤基志 (NIFS)、武智学 (QST)、西谷健夫 (名古屋大学)、石川正男 (QST)。

### 検討の進め方

班委会、全体会合、インタビューの3形式

資料の流れ

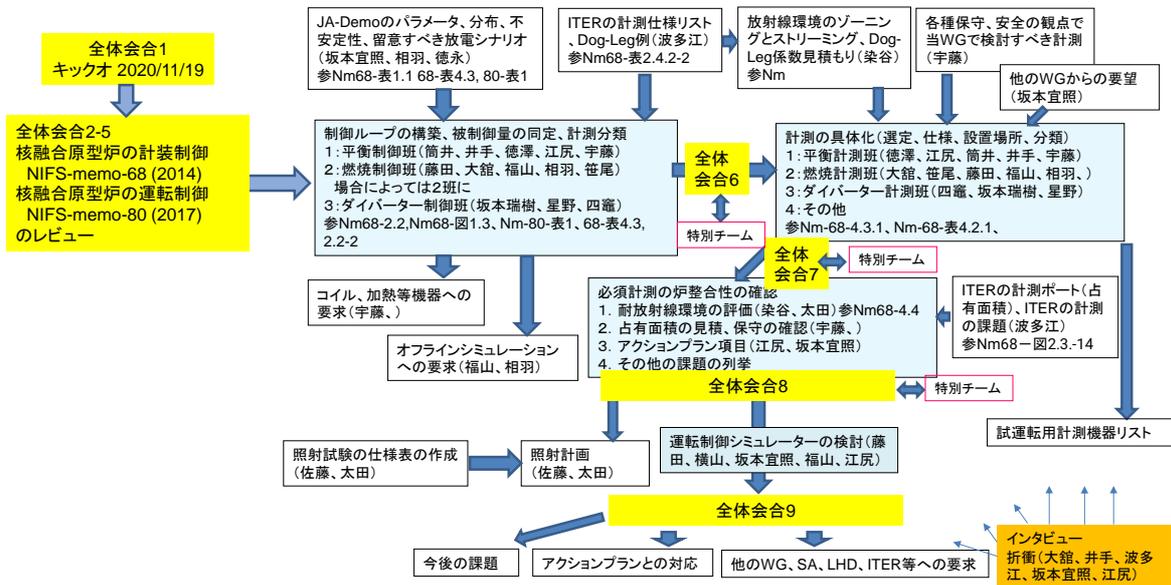


図 1.1 計測制御 WG での検討の進め方と担当

### 参考文献

- [1-1] 松田慎三郎他, ‘核融合原型炉の計装制御・原型炉の計装制御に関する研究会’, NIFS-memo-68 (2014)
- [1-2] 松田慎三郎他, ‘核融合原型炉の運転制御・原型炉の運転制御に関する研究会’, NIFS-memo-80 (2017)
- [1-3] K. Tobita, et al., ‘Design Study of Fusion DEMO Plant at JAERI’, Fusion Engineering Design **81** 1151 (2006)
- [1-4] K. Tobit, et al., ‘Japan’s Efforts to Develop the Concept of JA DEMO During the Past Decade’, Fusion Science and Technology **75** 372 (2019)

## 2. 原型炉における計測制御

### 2.1 これまでの計測制御の検討結果

核融合原型炉では、本格的な燃焼運転を行いつつ、エネルギー生成、トリチウム増殖を行うことが想定されており、従来の核融合研究における実験とは、異なる状況が生じると考えられる。プラズマの計測とそれに基づく運転制御においても、従来とは全く異なる性能要求、動作環境が想定される。これらについて十分な検討を行い、今後、どのような戦略で、研究、開発を進めていくかを決めなければならない。わが国では、このような状況に対応すべく、2012年より、松田慎三郎が代表者となり、核融合科学研究所の支援のもとに、研究会を行い、その成果は、文献 [2-1, 2-2] にまとめられている。ここでは、様々な観点から原型炉における計測と制御が吟味されており、今後の原型炉開発活動においても参照すべき資料となっている。以下では、その概要を述べるとともに、その後の原型炉仕様の変更等、考慮し変更すべき要因と、変更不要と考えられる要因をまとめる。

文献 [2-1] では、ITERにおける計測制御を紹介し、ITERと当時想定していた Slim CS 原型炉の違い、原型炉の環境を解説した後に、トマカク型炉、ヘリカル型炉の双方で必須の計測を選定し、それらの研究開発項目をまとめた。文献 [2-2] では、運転制御が主に検討されている。具体的には、燃焼制御、粒子制御、ダイバーター制御とそのための制御アクチュエーターが紹介されている。また、最後に物理課題と工学課題がまとめられている。

原型炉における計測制御を難しくする要因は、放射線環境、定常運転、占有可能領域（面積）の小ささである。現在建設中の ITER は、本格的な DT 燃焼を行う実験装置であり、ITER の為の計測制御の検討、開発、製作には膨大な人的金銭的成本がかかけられ、その知見は有用である。文献 [2-1] では、トマカク型原型炉での計測制御がまとめられており表 2.1 に再掲する。計測制御は、放電中のシナリオと優先度で分類されている。シナリオは定常時と着火、ダイバーター配位形成等で分類され、優先度は、必須のものと補完的なものに分類されている。磁気計測に関しては、時間微分型の磁気計測におけるドリフト問題に対する解決策としてホール素子による定常磁場測定を併用するとしている。また、当時、困難と考えられていた電流分布測定用のポロイダル偏光計は、補完的で優先度の低いものと分類され、圧力分布から電流分布を推定するとしている。後述するように今回の WG での検討では、原型炉では、トムソン散乱計測の方が偏光計よりも困難と考えられており、当時と今回の相違点となっている。また、不安定性の検出・防止と制御・対応に関しては、当時は十分な吟味と計測への反映がされていないようである。計測に要求される、精度、時間分解能、空間分解能に関しては、ITER での要求 [2-3] に準拠したものとなっており、具体的な精度、時間分解能、空間分解能は、当時と現在で大きくは変わっていない。

文献 [2-2] では、計測の占有面積が見積もられている。原型炉でのトリチウム増殖比を 1.05 とすると第一壁で、計測と加熱に使用できる面積は 1% の  $11 \text{ m}^2$  であり、そのうち計測で占有できる面積は  $7 \text{ m}^2$  と見積もられている。一方、文献 [2-1] でリストされた計測を ITER と同様と考えて評価すると  $10 \text{ m}^2$  となるが、設置方法を合理化することで、 $6 \text{ m}^2$  にまで低減することができると見積もられている。今回の検討で想定する原型炉は JA DEMO であるが、計測で占有できる面積は、当時と大きくは変わらないと考えられる。ただし、ITER でのその後の検討から、設置方法の合理化は簡単ではないことがわかり、本 WG では合理化ができないものとして面積を評価した。

原型炉の計測制御を考えるうえで、文献 [2-1, 2-2] 当時にはなく、現在存在する主な項目、要因は以下のとおりである。ITER の建設が進み、より詳細な検討がされるようになった。例えば、ミラークリーニング技術、ダストの問題、各実験フェーズでの運転。また、わが国の原型炉として、JA DEMO が提案され、Slim CS に比べて核融合出力、Q 値が半分になり、密度指標 ( $n_e/n_{cW}$ ) が高くなるなどの変化がある。また、JA DEMO においては、保守、稼働率、プラントとしての検討等、より詳細な検討が進められている。さらには、機械学習等の新たな技術の進展、不安定性やダイバーターの理解の深化、それらの制御の高度化、A-FNS の立案、原型炉運転初期での試験運転期間の導入等があった。これらは総じて、原型炉における検討の詳細化をもたらした。これらの変化に合わせて原型炉の計測制御を検討するのが本 WG 活動の目的である。

表 2.1 文献 [2-1] に記載された計測機器

シナリオ/優先度	計測対象	用途	分解能			計装・計測機器名	概略サイズ	必要数量	設置場所	アクセス条件	備考(課題)
			精度	時間	空間						
定常/必須	プラズマ電流	平衡	1 %	1 ms	-	ロゴスキークoil	50 m	1	ポロイダル断面・Zone C		
	プラズマ電流	VDE検知	30 %	0.1 ms	-	ロゴスキークoil	40 m	1	ポロイダル断面・FW		
	ポロイダルフラックス	位置・形状・平衡	0.7 %	10 ms	-	フラックスループ・サドルループ	20 - 50 m	100	トロイダル断面・Zone A		要ジョイント機構
	局所磁場	不安定性(RWM)検知	未定	1 - 0.001 ms	-	ピックアップコイル	0.02m	50	ポロイダル断面・FW		
	鉛直位置	VDE検知	30 %	0.1 ms	-	フラックスループ	30 m	6	トロイダル断面・FW		
	bp	平衡	0.3 % = 5%/20	10 ms	-	反磁性ループ	50 m	2	ポロイダル断面・Zone C		
	定常磁場	校正(他の磁気計測の補正)	0.5 %	100 s	-	ホール素子	0.02m	200	ポロイダル断面・Zone C		耐放射線、校正精度
	線平均電子密度・密度分布	燃料供給制御・圧力分布推定(電流駆動制御)	1 % ( $1 \times 10^{19} m^{-3}$ )	10 ms	10点	接線レーザー干渉計	開口φ0.1 m	10	赤道面接線	レーザー光伝搬クランク+窓	
	電子温度分布	圧力分布推定(電流駆動制御)	5 %	100 ms	10点	LIDARTムソン散乱	開口φ0.4 m	1	赤道面接線	レーザー光伝搬クランク+窓	波長特性の変化
	イオン温度分布	圧力分布推定(電流駆動制御)・追加熱制御	5 %	1 sec	5点	CXRS	開口φ0.1 m	5視線		受光系+窓	CXRS
	DαTα	ELM・H遷移・周辺nD/nT	10 %	0.1 ms	0.02 m	分光システム	開口φ0.1 m	10視線	赤道面SOL、ダイバーター	受光系+窓	
	ダイバーター分光W, Be, He, Ar	ダイバーター不純物、電離面制御		1 sec	5 cm	分光システム	開口φ0.1 m	10 視線	ダイバーターポート	受光系+窓	不純物絶対量測定
	線平均Zeff	不純物・He量推定	20 %	1 sec		可視制動放射(分光システム)	開口φ0.01 m	1視線	赤道面垂直	受光系+窓	
	DT中性子	燃焼分布	5 %	100 ms	20点	中性子カメラ	3x3x0.1m	2set (20視線)	ポロイダル断面		
	DD中性子	nD/nT	10 %	1 sec	5点	中性子スペクトロメータ		5視線	中性子カメラ内		
	総中性子発生量	総中性子発生量・校正	5 %	1 sec	5点	Micro-fission Chamber		5か所	Zone A		
定常/補充	α分布	平衡推定(電流駆動制御)	10% (Dq/q)	100 ms	5点	レーザー偏光計	開口φ0.1 m	5視線	ポロイダル断面または赤道面接線	レーザー光伝搬クランク+窓	推定性能?
	ダイバーター温度	ダイバーター保護・ダイバーターレグ位置		1 sec	20点	IRカメラ					
	電子温度揺動	不安定性(NTM)検知	1% (DT/T)	0.01 ms	0.02 - 0.2 m	ECE	開口φ0.1 m	1	赤道面垂直	導波管+窓	遠赤外領域?
	放射パワー(コア、ダイバーター)	不純物モニター		1 sec		ポロメータ	開口φ0.1 m		ダイバーターポート	受光系+窓	
	コア分光W, Be, He, Ar	不純物モニター		1 sec	5点	分光システム	開口φ0.1 m		赤道面垂直	受光系+窓	
着火/必須	プラズマ電流		10 kA	1 ms	-	定常/必須/平衡用ロゴスキークoilを流用					
ダイバーター配位形成/											
Hモード遷移/											
放電終了/											
非放電時	ダイバーター損耗 トリチウム蓄積	ダイバーター保護		1 month (非放電時)		可視カメラ 未定					

## 2.2 原型炉の仕様と環境

### 2.2.1 原型炉プラズマ

JA DEMO [2-4] は現在日本で検討している原型炉であり、その主要パラメータを表 2.2 に示す。また、JA DEMO の放電波形と分布を図 2.1 に示す。これまで日本で検討していた Slim CS [2-5] に比べて装置サイズを大きくし、核融合出力を下げた点が大きな特徴であり、これにより、技術的な要求、特にダイバーター除熱能力に対する要請が軽減され既存技術での実現性が見通せるようになった。

表 2.2 JA DEMO の主要パラメータ

Para.	Steady state / Pulse (2hr)	Ref. ITER	Para.	Steady state	Pulse (2hr)	Ref. ITER	Para.	Steady state	Pulse (2hr)	Ref. ITER
$R_p$ (m)	8.5	6.35	$P_{fus}$ (MW)	1462	1085	356	$HH_{98y2}$	1.31	1.13	1.57
$a_p$ (m)	2.42	1.85	$P_{net}$ (MWe)	303	185	-	$\beta_N$	3.4	2.6	2.95
A	3.5	3.43	Q	17.5	13	6	$f_{BS}$	0.61	0.46	0.48
$\kappa_{95}$	1.65	1.85	$P_{alp}$ (MW)	293	217	71.2	$f_{CD}$	0.39	0.32	0.52
$\delta_{95}$	0.33	0.4	$P_{ADD}$ (MW)	83.7	83.5	59	$n_e/n_{GW}$	1.2	1.2	0.82
$q_{95}$	4.1	5.3	$T_e$ (keV)	16	12.9	12.3	$f_{He}$	0.07	0.07	0.04
$V_p$ (m <sup>3</sup> )	1647	831	$n_e$ (10 <sup>19</sup> m <sup>-3</sup> )	6.6	6.5	6.7				
$I_p$ (MA)	12.3	9.0	$W_{th}$ (MJ)	786	630	287				
$B_T$ (T)	5.94	5.18	$\tau_E$ (s)	2.67	2.66	3.1				
$B_T^{max}$ (T)	12.1	11.8	NWL (MW/m <sup>2</sup> )	1.0	0.74	0.35				

表 2.2 に示した ITER 定常運転シナリオと比べると、JA DEMO は装置サイズが 3 割増し（体積は 2 倍）、核融合出力は 4 倍増し、壁での中性子熱フラックスが 3 倍となっている。一方、ITER での高性能プラズマでの総運転時間は 4700 hr [2-6]、半年程度とされており、ITER の放射線環境は、原型炉の運転初期に対応することがわかる。したがって、この期間中であれば、ITER のための研究開発、ITER での経験がそのまま活用できると期待できる。原型炉の運転初期は試験運転期間 [2-7] であり、第一サイクル中は、軽水素 (H) パルス放電、重水素 (DD) パルス放電、重水素三重水素 (DT) パルス放電をへて、重水素三重水素 (DT) で数時間の放電を行う。試験運転期間の第二サイクル以降で、DT 放電でトリチウムバランスを確認しつつトリチウム増殖ブランケットの機能試験、性能確認を行なう。放電時間は数日から始まり、数か月の連続運転を行う。本 WG では、この試験運転期間を有効活用することとし、この期間のみで運用する試験運転期間用計測と、その後も運用する常時型計測とに計測を分類し、後者については、炉との整合性を検討する。

ITER との比較において、放射線環境以外に注目すべき点はプラズマの高性能化であり、内部輸送障壁による高い閉じ込め性能 ( $HH_{98y2}=1.31$ )、導体壁による高ベータ化 ( $\beta_N=3.4$ )、弱磁気シアプラズマでの高自発電流 ( $f_{BS}=0.61$ )、高い運転密度指標 ( $n_e/n_{GW}=1.2$ ) で特徴づけられ、これらの高性能化を JT-60SA 装置で実証することが期待されている [2-8]。

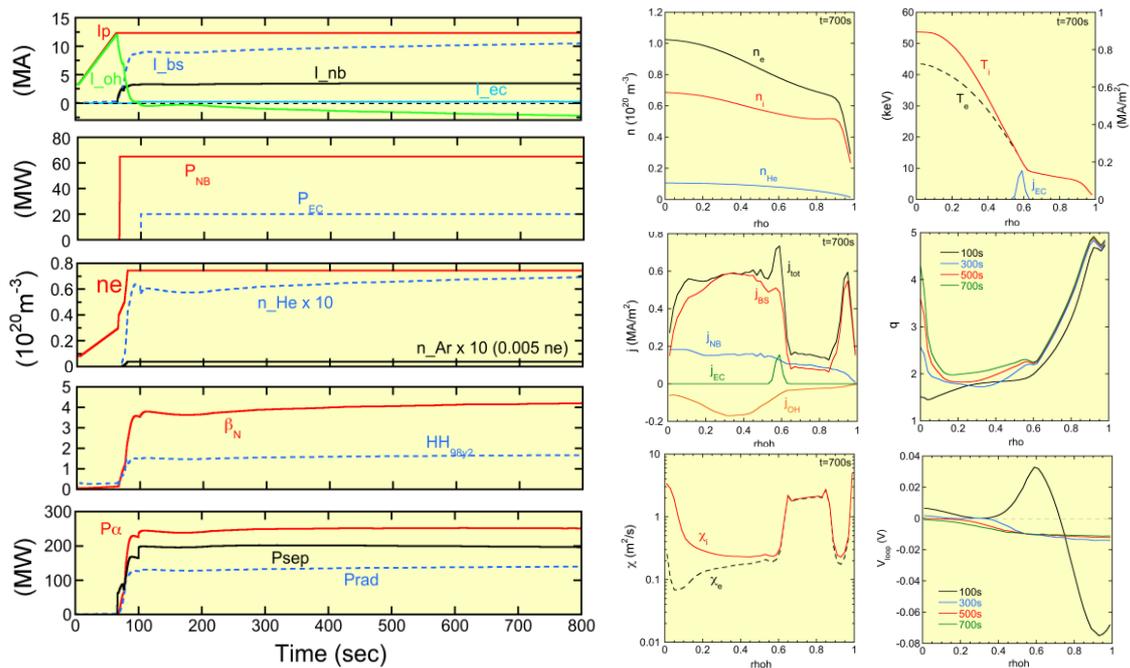


図 2.1 JA DEMO の放電波形 (左) と分布 (右)

## 2.2.2 注意すべき不安定性と制御

JA DEMO の炉心プラズマパラメータは「高ベータ・高閉じ込め・高密度・高自発電流割合」であるため、注意すべき不安定性は非常に多岐にわたる。特に、ディスラプションを誘発する「大域的電磁流体 (MHD) 不安定性 (抵抗性壁モード (RWM) など)」や、大振幅 ELM の原因である「周辺局在 MHD 不安定性」などは、発生を回避できる運転領域を正確に把握して同領域内に留まる運転方法を確立する必要がある。

大域的 MHD 不安定性は、発生原因となるベータ値やプラズマ密度などのパラメータ設定値に十分な安全裕度を持たせて回避することが一般的であるが、上記の通り JA DEMO ではそのような安全裕度を持つ値は設定されておらず、最適な状態にプラズマを維持する計測・制御が求められる。例えば、高ベータ・高閉じ込め運転モードとして有力な負磁気シアプラズマ運転を採用する場合、これを安定に維持するには高い空間・時間分解能での電流・密度・温度計測が必須であるとともに、不安定化を回避するアクチュエーターの確立も不可欠である。また、高ベータプラズマで発生する RWM は外部コイル制御やプラズマ回転による安定化が既存装置で実証されてきたが、JA DEMO では同様の制御コイルの設置は (中性子照射環境の問題により) 困難であり、また RWM 安定化に必要な十分なプラズマ回転が得られるか不透明である。さらに、垂直方向変位現象 (VDE) は運転時の能動制御による安定化が必須であるが、原型炉では制御コイルがプラズマから遠いことが想定されるため既存装置のような高速制御が困難である。このほかにもロックトモードなどディスラプションを誘発する不安定性は複数存在することが知られており、この発生を予測・回避するには多くの困難が存在する。近年では機械学習によるディスラプション予測研究の進展が著しいが、既存装置の結果を学習したモデルが原型炉で利用可能であるかは慎重に検討する必要がある。これらのいずれの課題についても、原型炉条件を模擬した実験などを JT-60SA や ITER で行うことで、JA DEMO で要求される炉心パラメータを安全に達成する運転手法・制御手法を確立することが重要である。

周辺局在 MHD 不安定性は、既存装置での実績もあり ITER でも採用される制御手法である共鳴誤差磁場 (RMP) 印加やペレットによる ELM 周波数制御によって抑制できる可能性があり、特に RMP が JA DEMO でも利用できる場合は有力な制御手法と言える。しかし、ITER では RMP 用コイルは炉内に設置されるが、原型炉では RMP コイルを炉内に設置することは中性子照射の問題から困難である。そ

のため、炉外コイルによる ELM 抑制の実現や別手法での RMP 模擬などの適用可能性を検討する必要がある。また、既存装置で開発が進められている ELM 抑制運転手法 (QH-mode など) の採用も視野に入れるべきであるが、物理理解が不完全である点も多いため原型炉での実現性を高めるために既存装置や JT-60SA、ITER を用いた継続開発が不可欠である。なお、ELM に近い影響を与える現象として H-L 遷移も発生を懸念すべきイベントであるが、これについては同遷移を引き起こす閾パワーを十分に上回る加熱パワーを維持することが現時点での対応策と考えられる。

その他、プラズマ閉じ込め性能への影響が大きい不安定性としては、新古典テアリングモード (NTM) やアルヴェン固有モード (AE) が挙げられる。これらの安定性は安全係数分布に強く依存することから、高空間分解能の電流分布計測によって発生する位置を同定したうえで電子サイクロトロン波などによる局所電流駆動で制御することが求められる。一方、Sawtooth 現象についてはプラズマの最小安全係数  $q_{min}$  が 1 程度にまで下がった場合には発生を懸念する必要があるが、現状の JA DEMO では  $q_{min} > 1.5$  であるため定常運転に注意すべき不安定性からは排除できると考えられる。

発生時の影響が甚大であるディスラプションについては、発生予測・回避手法の確立の他に発生時の影響緩和手法の確立も重要な課題である。既存装置では大量ガス入射 (MGI) や粉碎ペレット入射 (SPI) が緩和手法として開発されており、ITER では中性子環境での利用の観点から SPI の利用を想定している。原型炉でも SPI の利用が有力と考えられるが、ペレットのサイズや数、粒子種の選定などの最適化は JT-60SA や ITER などの大型装置での実験結果を踏まえて進めていく必要がある。

最後に、不安定性ではないが JA DEMO の持つ  $n_e/n_{GW} = 1.2$  というパラメータについて記す。ペレット入射による中心燃料補給が可能な中型トカマクにおいては  $n_e/n_{GW} > 1$  のプラズマを定常維持した実績は十分であるが、ペレットが中心に届く前にすべて蒸発する原型炉でも同様の運転が可能であるかは未知数である。そのため、高密度プラズマを原型炉条件で実現および制御する方法は、JT-60SA や ITER 等の超伝導大型トカマク装置で得られる実績・知見を生かして確立する必要がある。

### 2.2.3 炉構造

図 2.2 装置断面図を示す。ダイバーター部を除いて、第一壁は原則としてブランケットモジュールで覆われている。ブランケットモジュールは、約 2 年ごとに上部保守ポートから引き抜かれ、設置される。ダイバーター部の部品は下部ポートを用いて取り外し取り付けが行われる。このほかに、赤道面にポートがあり、加熱や計測に使用することができる。赤道面のポートは、ITER のものと同じサイズとしている。現在の設計では、プラズマの下側にはポートはないが、これがあれば、ダイバータープラズマ分光測定のための視線の確保、q 分布測定のための偏光計の視線確保が容易になる。

ブランケット、真空容器の外側に TF コイルが配置され、さらにその外側に PF コイルが配置される。このため、PF コイルとプラズマの距離が遠く、平衡制御の制御性に留意する必要がある。

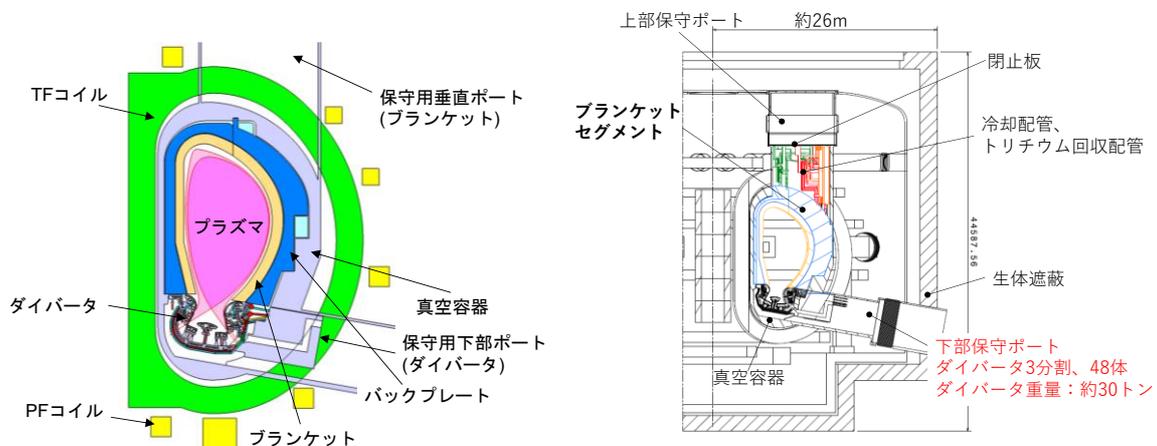


図 2.2 プラズマ近傍の断面図 (左) と装置全体の断面図 (右)

## 2.2.4 放射線環境 [2-9]

核融合原型炉における計測機器の配置検討に資するために炉内の線量マップを評価した。評価コードには3次元中性子/光子輸送コード MCNP-5 [2-10]、核データには FENDL-2.1 [2-11]を使用した。図 2.3 に計算モデルと中性子源であるプラズマの中性子発生量を示す。図 2.3 (左) の計算モデルには、トリチウム増殖ブランケット、バックプレート、ダイバータカセット、真空容器、ブランケット及びダイバーターの交換用ポート、超伝導コイル(トロイダル磁場コイルとポロイダル磁場コイル)、及びクライオスタットをモデル化した。また、計算モデルは、その対称性から一つの交換用ポートを中心に22.5度でモデル化し、境界条件を反射境界条件とした。次に図 2.3 (右) の線源条件であるが、ドーナツ状のプラズマ形状を $10 \times 10 \text{ cm}^2$ 断面の円環を重ねてモデル化した。なお、対象とする原型炉の核融合出力は1.5 GWで、中性子発生量は $5.3 \times 10^{20} \text{ n/s}$ である。

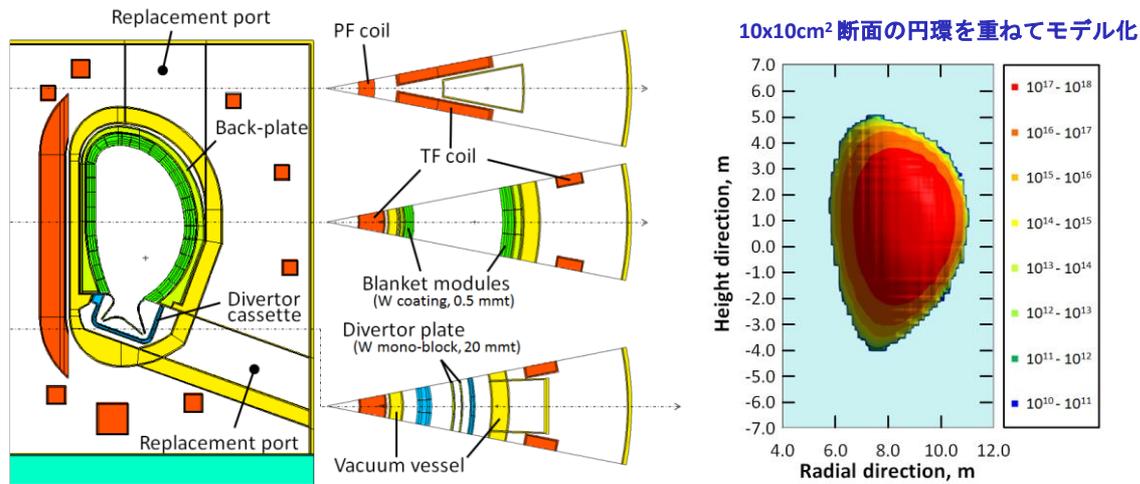


図 2.3 線量マップ評価のための計算モデル (左) とプラズマ領域での中性子発生量分布 (右)

図 2.4 に線量マップを示す。図 2.4 より評価した線量マップは各計測機器の設置場所を協議するためにA~Cの3つの領域に分けている。Zone Aはトリチウム増殖ブランケット背面の領域で、高速中性子束(100 keV以上)は $\sim 2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ で全ガンマ線線量は $\sim 0.3 \text{ MGy/hr}$ と評価され、設置できる計測機器は極めて限定的である。次にZone Bはバックプレート背面の領域で、高速中性子束(100 keV以上)は $\sim 1 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ で全ガンマ線線量は $\sim 0.001 \text{ MGy/hr}$ と評価され、設置できる計測機器は定期交換を念頭に設置可能である。最後にZone C1は機器交換用ポート内の領域で、高速中性子束(100 keV以上)は $\sim 1 \times 10^6 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ で全ガンマ線線量は $\sim 1 \times 10^{-5} \text{ MGy/hr}$ と評価され、Zone C2は真空容器背面の領域で、高速中性子束(100 keV以上)は $\sim 1 \times 10^6 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ で全ガンマ線線量は $\sim 1 \times 10^{-7} \text{ MGy/hr}$ と評価された。ここで、冷却水のマンフォールド配管が集約される交換用ポート内(Zone C1)のガンマ線の線量率がZone C2よりも2桁程度大きいのは、水の放射化が原因である。Zone Cに設置される計測機器は恒久的に利用可能と考えられる。

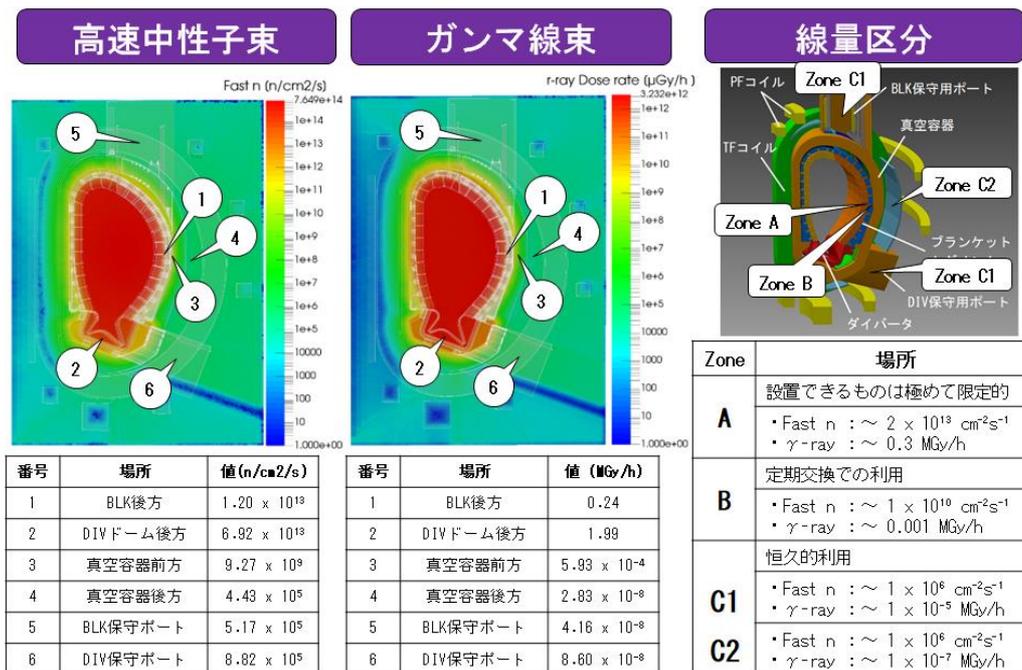


図 2.4 核融合原型炉での高速中性子（100 keV 以上）、及びガンマ線線量率分布

## 参考文献

- [2-1] 松田慎三郎他, ‘核融合原型炉の計装制御・原型炉の計装制御に関する研究会’, NIFS-memo-68 (2014)
- [2-2] 松田慎三郎他, ‘核融合原型炉の運転制御・原型炉の運転制御に関する研究会’, NIFS-memo-80 (2017)
- [2-3] A.J.H. Donne, et al., ‘Chapter 7: Diagnostics’, Nuclear Fusion **47** S337 (2007)
- [2-4] K. Tobit, et al., ‘Japan’s Efforts to Develop the Concept of JA DEMO During the Past Decade’, Fusion Science and Technology **75** 372 (2019)
- [2-5] K. Tobita, et al., ‘Design Study of Fusion DEMO Plant at JAERI’, Fusion Engineering Design **81** 1151 (2006)
- [2-6] ITER Technical Basis, ITER EDA Documentation Series No. 24, IAEA (2001)
- [2-7] 原型炉設計合同特別チーム, ‘原型炉運転計画 WG 報告書’, QST-M-10 (2018)
- [2-8] JT-60SA Research Unit, ‘JT-60SA Research Plan Ver. 4.0’, (2018)
- [2-9] 染谷洋二, ‘核融合原型炉における放射線環境’, 原型炉計装制御 WG 第 6 回全体会合 2021 年 5 月 18 日 発表資料 (2021)
- [2-10] X-5 Monte Carlo Team, ‘MCNP – A general Monte Carlo N-particle transport code, version 5’, LANL report, LA-CP-03-0245, April 2003 (rev. March 2005)
- [2-11] R.A. Forrest, ‘FENDL-2 Library: Summary Documentation’, IAEA Report INDC(NDS)-0628 (2012)

### 3. 計測制御の構成

#### 3.1 計測制御の考え方

図 3.1 に原型炉の制御のイメージを示す。本 WG ではトマカク型原型炉 JA DEMO を想定しており、トカマク配位を維持することが第一の制御目標となる。また、原型炉はこれまでの実験炉と異なり、所望の燃焼状態を維持することが目的であることから、燃焼制御も重要である。ダイバーター板への熱負荷の制御と処理は、原型炉においてもっとも難しい項目と考えられており、その制御は必須である。本 WG では、平衡制御、燃焼制御、ダイバーター制御の三つに分けて検討することとした。

原型炉の制御をこの三つ（平衡、燃焼、ダイバーター）の制御に分けたとすると、各々、必要な情報を計測機器で得て、適切な制御アクチュエーターでプラズマに働きかけて目標の状態（運転点）を実現することが期待される。しかしながら、これらの制御に対するプラズマの応答は独立ではなく、全体の状態を把握し、統合的な制御を行う必要がある。この役割を担うシステムとして、運転制御シミュレーターを設ける。運転制御シミュレーターは、どのような制御を行うとプラズマがどのように応答するかをシミュレート（予測）できるシステムであり、多種多様な制御の中から、所望の状態を実現・維持するのに適した制御を選択し、指示するものである。また、原型炉では、計測が制限され、十分な情報が得られない可能性が高い。そのような状況で、プラズマの状態を計測結果と制御履歴と運転経験から推定する役割も担う。このような高機能な運転制御シミュレーターをどのように構成し、開発していくかについては、第 6 章に記載する。

原型炉で定常燃焼が行われるようになると、計測機器は多大な中性子にさらされる。また、第一壁のほとんどはトリチウム増殖ブランケットでおおわれ、計測が占有できる面積は 10m<sup>2</sup> 程度未満と考えられており、不十分な情報から、プラズマと周辺部品の状態を推測しなければならない。そこで、本 WG では、試験運転期間（2.2.1 節参照）を有効活用することとした。第一サイクルから第二サイクル初めにかけて、いくつかの計測機器を（設置）運用し、その後、撤去するか、運用を停止する。このようなものを試験運転期間用計測とし、この期間後も運用し続けるものを常時型計測とする。ITER では、500 MW 核融合出力に換算して 4600 h の運転時間が想定されており、JA DEMO 試験運転期間中の中性子フルエンスは、ITER と同オーダーとか考えられる。すなわち、ITER 用に検討開発された計測機器は、そのまま、試験運転期間用計測として使用できると考えられる。本 WG では、この期間に、学習、経験を行い、シミュレーションの検証を行うことで、第二サイクル以降で常時型計測機器のみで適切な計測制御ができると想定する。

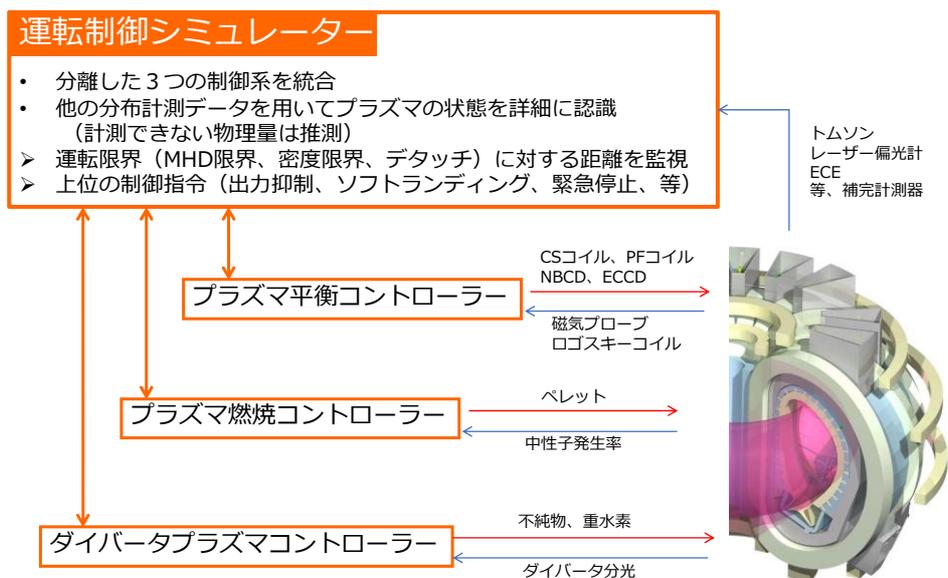


図 3.1 原型炉プラズマ制御のイメージ

### 3.2 平衡制御

トカマク配位を生成し、維持するには力学的な平衡を保つ必要がある。また、放電初期でのプラズマの立ち上げから、燃焼状態の維持を経て、放電終了までの一連の放電シナリオにおいても平衡制御は重要である。このことから、狭い意味での平衡制御だけでなく、放電シナリオのシーケンスの制御、特に、不安定やアクシデントが起きた時のシーケンスの制御をも平衡制御の対象とする。

#### 3.2.1 平衡制御

表 3.1 に平衡制御に関わる項目（大分類、小分類、種別、対象期間、被制御量（モニター量）/数、アクチュエーター候補、計測器候補（試験運転期間中のみ）、計測器候補、制御ロジック・制御ループ、その他）をまとめる。種別欄では、定常（主として定常燃焼状態を維持するために必要なもの）、イベント（H-L 遷移、ディスラプション等のイベントで、定常燃焼状態を阻害し得るもの）、モニター（他の計測のクロスチェックに用い、必須ではないもの）、不要に分類する。また、試験運転期間中のみを用いるものと、それ以降の本格的な原型炉運転中にも必要な常時型に分類する。試験運転期間中のみとしたものは、第3段階以降（第4章以降）では検討しない。

表 3.1 平衡制御の構成

大分類	小分類	種別	対象期間	被制御量 (モニター量) /数	アクチュエーター候補	計測器候補 (試験 運転中のみ)	計測器候補	制御ロジック・制御 ループ、その他
プラズマ 位置・形状	ギャップ	定常	常時	LCFS位置 /6か所	PFコイル電 流		磁気計測、 反射計	フィードバック制御
(R, a, k)	上下位置	定常 (不要)	常時	Z_ax			磁気計測	フィードバック制御
磁場配位	プラズマ 電流	定常	常時	Ip/1か所	誘導 +bootstrap +外部駆動		磁気計測 (ホール素 子含む)、 ファイバ	プラズマ電流を フィードバック制御
	着火 (Breakdown)	不要	常時	ヌル点 (位置、 大きさ)	PFコイル電 流	カメラ	磁気計測	プレプロ
	LH遷移	不要			加熱		分光、他	プレプロ
	放電終了	イベント	常時		PFコイル電 流、ガスパ フ		他からの指 令	事前に決めてある シーケンスを選ぶ。
	(クエン チ時)				PFコイル電 流、ガスパ フ		コイル電圧 測定器	事前に決めてある シーケンスを選ぶ。
	(安全に かかわる 停止)				PFコイル電 流、ガスパ フ		(各機器の 安全機能に 関わる計測 器)	事前に決めてある シーケンスを選ぶ。 ITERでは、 Plant Control Systemによって制御 する。
ディスラ プション	垂直位置 不安定性 (VDE)	イベント	常時	Ip, Z_ax	PFコイル電 流、ガスパ フ、ペレッ ト		磁気計測	事前に決めてある シーケンスを選ぶ。

プラズマの位置形状制御は、最外殻磁気面位置と第一壁とのギャップを制御するとする。また磁気軸の上下位置 (Z<sub>ax</sub>) 制御は上記ギャップ制御に含める。位置形状制御は重要であり計測器の冗長性を確保する必要がある。EU DEMO では同じものを2組用い、ITER では複数種類の計測器を用意することで冗長性を確保しているが、本 WG では、計測位置（や視線）を増やすことで冗長性を確保する。従来用いてきた磁気計測は放射線場の影響を防ぐために、ブランケット裏に配置する必要があり、磁気計測を代替するものとして、マイクロ波反射計を採用する。マイクロ波反射計によって等密度面の

位置を測定することでギャップを制御する。制御の自由度はポロイダルコイル数で決まるので、制御箇所は6点程となると予想される。反射計によるギャップ制御については、ITERでの採用が見送られたため、別の大型装置での実証が必要である。

プラズマ電流計測として、ログスキーコイル、ホール素子、ファイバー計測を候補とする。ログスキーコイル等の微分型コイルは、積分信号が時間と共にノイズでドリフトしていくので、ホール素子等で定期的リセットする。現在、定常トカマク装置（QUEST等）でのホール素子の適用が始まっているが、耐放射線性能の高いホール素子は、金属（ビスマス、金）製であり、開発研究が必要である。ファイバーを用いたプラズマ電流測定も可能性があるが、耐放射線性能が問題となる。

プラズマ電流の制御を可能とするために、センターソレノイド（CS）は、放電中に初期通電状態に戻しておく。以下ではこれをリチャージと呼ぶ。そのためには、十分な外部駆動電流とブートストラップ電流を駆動して、逆電圧をかける必要がある。また、リチャージを放電シーケンスの中に組み込む必要がある。

着火についての特別な計測制御は不要と判断した。着火と着火条件については、試験運転時に十分に調べておく。ただし、長期運転期間後に、構造材の特性が変化して、ヌル点配位が移動したりしないか注意する必要がある。着火と初期平衡の様子を確認するためにカメラを壊れること覚悟で設置し、壊れたら交換することも考えられる。

L-H 遷移条件は単純であり、そのための特別な制御は不要と判断した。ただし、試験運転期間中に十分に調べておく必要がある。

放電終了、超伝導コイルクエンチイベントに対する対応、その他、安全にかかわる停止手順については、次節参照。VDE 対応のための特別な計測制御は不要と判断する。詳細は、4.4 節の磁気計測を参照。

反磁性ループは、積分ドリフトの問題を回避できないので設置しない。

### 3.2.2 放電シーケンスと平衡制御

平衡制御とシーケンス・イベント制御の概念を図 3.2 に示す。通常の放電終了に加えて、不安定性、超伝導コイルクエンチに対応するための緊急停止手順、その他の緊急停止手順について、事前に決めておく必要がある。

超伝導コイルのクエンチ検出器は、ITER や JT-60SA に備えられており、コイル、給電バスバー、電流リード部に検出器がある（ITER では約 3000 か所）。2 次的な測定手段として、冷却系統中の冷温終端ボックス（CTB）で熱流体センサーを用いて冷媒の温度、圧力、質量流量を測定することが考えられる。これらについては、超伝導コイルグループでの吟味を期待するが、クエンチ対応時の保護機器の優先順位や具体的なシーケンス（保護方法）については留意する必要がある。また、アクチュエーターとしての役割を担う CS や PF コイル自身がクエンチした場合の対応も考える必要がある。

安全、機器保護についても同様に考える必要がある。ITER では、ディスラプションを回避するためにできるだけ早くプラズマを停止させようとする緊急終了があり、その手順は以下の通りである。(1) ディスラプション軽減システム（DMS）の起動に必要な警告時間：20 ms 以上（ディスラプションの力を最大で2分の1に軽減可能）。(2) プラズマを中立点に移動（垂直方向のシフト）させてから DMS を起動させるのに1秒以上（半径方向のディスラプションが緩和される）。(3) 6秒かけてプラズマ電流を15MAから10MAに下げる。(4) 10秒かけてプラズマ電流を15MAから7.5MAに落とす。(5) 17秒かけて15MAから5MAにプラズマ電流を落とす。(6) 55秒かけてプラズマ電流を5MAから3MAに落とす（電子の暴走による大きなダメージを避けるため）。(7) プラズマ電流を15MAから0MAに落とすのに70秒。

各事故シナリオにおいて、プラズマ運転に影響を与える前に利用できるものを事前に選択しておく必要がある。

## Sequence and event control

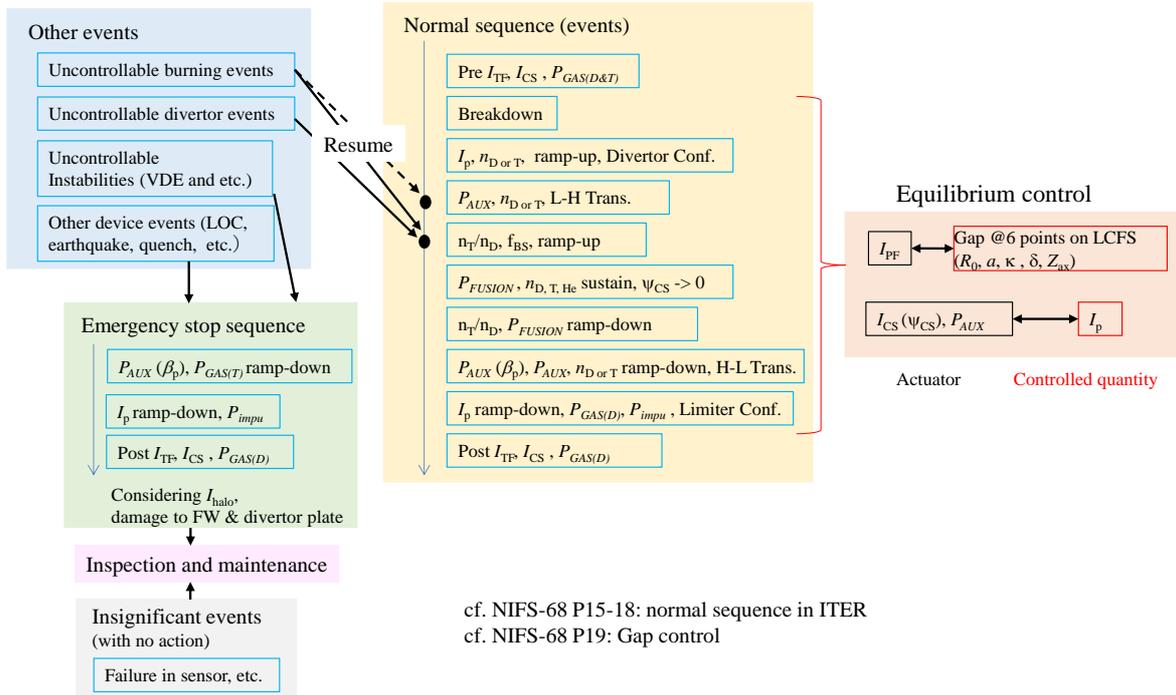


図 3.2 平衡制御とシーケンス・イベント制御の概念。速い平衡制御は導体の安定化効果に期待し、遅い制御には  $I_{PF}$  を用いる。速い  $I_p$  制御は、 $I_{CS}(\psi_{CS})$  で行う。 $I_p$  の増減両方に対応できるように定常時は  $\psi_{CS} \sim 0$  にしておく。 $I_{BS}$ ,  $I_{CD}$  は  $P_{AUX}$ ,  $P_{FUSION}$  で  $\tau_E$  の時間スケールで調整

## 3.3 燃焼制御

### 3.3.1 目的

主プラズマ内部の密度分布、温度分布、電流分布等を適切なものに維持し、不安定性を回避しつつ完全非誘導電流駆動で核融合出力を定格値に維持することが燃焼制御の目的である。意図しない不純物混入時の対応や核融合出力立ち下げ時の H-L 遷移の制御も対象とした。

### 3.3.2 計測と制御

表 3.2 に燃焼制御の各項目を記載する。項目の意味にはについては 3.2 節参照。「影響を受けるパラメータ」の欄には、当該物理量の制御や当該イベントの防止のためのアクチュエーターにより影響を受けるもの、及び当該物理量の変化や当該イベントの発生により影響を受けるものを記載した。また、複数の項目に関係するアクチュエーター、計測器についてそれぞれの列を設け、どの項目に関係するかが一目で分かるようにした。コアプラズマの不純物に関する項目を「モニター」として追加した。

表 3.2 燃焼制御の構成 (1)

大分類	小分類	種別	対象期間	被制御量(モニター量) / 数	アクチュエータ候補	トモソン散乱	低エネルギーNB	NB1	計測器候補(試験運転中のみ)	計測器候補	計測NB+CXRS	トモソン散乱	トロイダル干渉計・偏光計	トロイダル干渉計・偏光計	反射計	CXRS	VUV分光	X線分光	制御ロジック・制御ループ	影響を受けるパラメータ
	電子密度(線平均、分布)	定常	常時	線平均密度、電子密度/5点	DTベレット、低エネルギーNB	○	○			トモソン散乱		○	○	○	○				FB定値	核融合出力、温度
	燃料密度	定常	常時	n+nT	DTベレット、低エネルギーNB	○	○			計測NB+CXRS	CXRS?	○				○			一定の範囲に保つ	核融合出力、温度
	D/T比	定常	常時	中心付近での代表的な値	Dベレット、Tベレット	○													一定の範囲に保つ	核融合出力
	He密度(コア)	モニター	常時	中心付近での代表的な値	NA					計測NB+CXRS	CXRS?	○				○			一定値以下に保つ	核融合出力
	Ar等密度(コア)	モニター	常時	中心付近での代表的な値	Arパフ					計測NB+CXRS	CXRS?、VUV分光、X線分光	○				○	○	○	一定値以下に保つ	核融合出力、放射パワー
	W等密度(コア)	モニター	常時	中心付近での代表的な値	NA						VUV分光、X線分光						○	○	一定値以下に保つ	核融合出力、放射パワー
	不純物流入量	モニター	常時	代表的な値	Arパフ						可視分光器、VUV分光						○		一定値以下に保つ	核融合出力、放射パワー
	Zeff	モニター	試験運転のみ	線平均値	Arパフ					可視分光器(絶対光量)	可視分光器								一定値以下に保つ	核融合出力、放射パワー
	n/n_G	モニター	常時	n/n_G	DTベレット、低エネルギーNB	○	○				上記線平均電子密度計測								一定値以下に保つ	核融合出力、閉じ込め変化
	βn	モニター	常時	βn	密度分布、温度分布等を通じて制御	○	○	○			反磁性ループ+位置形状情報								一定値以下に保つ	RWM, NTM, ELM, 核融合出力
	温度分布	定常	常時	イオン温度/5点あるいは電子温度/5点	NB1, ECH, DTベレット	○	○	○		トモソン散乱、計測NB+CXRS	ECE, CXRS?, X線分光?	○	○			○	○		FB定値	電流分布、核融合出力
	ベデスタル圧力	定常	試験運転のみ	電子密度、温度/ベデスタルを含む範囲で5点程度	NB1, ECH, DTベレット, 3D field	○	○	○		トモソン散乱、計測NB+CXRS	放射計, ECE, CXRS (低エネルギーNB)	○	○			○	○		一定値以下に保つ	核融合出力、ELM
	内部輸送障壁	モニター	試験運転のみ	電子密度分布と温度分布、全蓄積エネルギーから評価	NB1, ECH, DTベレット	○	○	○		トモソン散乱、計測NB+CXRS	上記電子密度計測、上記温度計測	○	○						圧力勾配を制限、位置制御は可能か?	核融合出力、RWM, NTM
	中性子発生率分布	モニター	常時	中性子発生率/5点	密度分布、温度分布等を通じて制御	○	○	○			マルチチャンネル中性子線積分値(R分布、Z分布)								一定の範囲に保つ	核融合出力、AE
	中性子発生率(核融合出力)	定常	常時	プラズマ全体での中性子発生率	NB1, ECH, DTベレット	○	○	○			核分裂計数管、冷却水温度(あるいは0の放射化)								FB定値	圧力分布、電流分布
	電流分布(q分布)	定常	常時	安全係数/5点	NBCD, ECCD			○	MSE?		ポロイダル偏光計								FB定値	内部輸送障壁、圧力分布、自発電流割合、RWM, NTM
	完全非誘導電流駆動の維持	定常	常時	CS電流	NBCD, ECCD			○			ワンターナループ、CS電流								CS電流を一定の範囲に保つ(ドリフトを抑制する)	q分布、温度分布、beta_n、核融合出力
	トロイダル回転	定常	常時	トロイダル回転/5点	低エネルギーNB, ECH	○	○	○	計測NB+CXRS		ドップラー反射計?、CXRS?、X線分光?	○	○						FB閾値	ELM, RWM, ロックトモード
不安定性・放電イベント	新古典テアリングモード(NTM)、ロックトモード	イベント(防止)	常時	圧力分布、電流分布、磁場揺動、電子温度揺動、トロイダル回転(ロックトモード)	圧力分布、電流分布を通じて制御	○	○	○	トモソン散乱、計測NB+CXRS		高速磁気計測, ECE, 上記回転計測	○	○						q分布(電流分布)、圧力(温度・密度)分布を一定の範囲に保つ	核融合出力、圧力分布、電流分布
		イベント(対応)	常時	同上	同上	○	○	○	同上		同上	○							ソフトランディング?	核融合出力、圧力分布
	アルファ固有モード(AE)	イベント(防止)	常時	q分布、高速イオン分布	中性子発生率分布、電流分布を通じて制御	○	○	○	IRカメラ		高速磁気計測(何kHzまで測れるか?)、トロイダル偏光計(密度揺動)、上記回転・		○						電流分布、中性子発生率分布を一定の範囲に保つ	核融合出力、電流分布
		イベント(対応)	常時	同上	同上	○	○	○	同上		同上								同上	アルファ加熱の分布、第一壁局所熱負荷

表 3.2 燃焼制御の構成 (2)

大分類	小分類	種別	対象期間	被制御量 (モニタリング量) /	アクチュエータ候補	トロンソン	低エネルギーNB	EC	計測器候補 (試験運転中のみ)	計測器候補	計測NB+CXRS	トムソン散乱	トロイダル干渉計・偏光計	ポロイダル干渉計・偏光計	反射計	CXRS	VUV分光	X線分光	制御ロジック・制御ループ	影響を受けるパラメータ
不安定性・放電イベント	抵抗性壁モード (RWM)	イベント (防止)	常時	圧力分布、q 分布、トロイダル回転、 $\beta$ 値	圧力分布、電流分布、回転分布を通じて制御	○	○	○	○	トムソン散乱、計測 NB+CXRS	高速磁気計測、サドルループ、上記回転・密度・温度・電流分布計測	○	○						回転を増大か圧力を低減、1s以上の時定数。	核融合出力、圧力分布、回転分布
		イベント (対応)	常時	磁場揺動、トロイダル回転、ベータ値	圧力分布、回転分布を通じて制御	○	○	○	○	同上	同上	○	○						回転を増大か圧力を低減、0.1-1s程度の時定数。あるいはソフトランディング。	核融合出力、圧力分布、回転分布圧力分布
		磨歯状波	不要																	
ELM		イベント (防止)	常時	ベデスタル圧力、トロイダル回転 (QH モード)、3D field	ベデスタル圧力、回転分布 (QH モード)、3D field	○	○	○	○		DTalpha (divertor)、上記ベデスタル分布計測、上記回転分布計測								アクチュエータによりベデスタル圧力 (+トロイダル回転) を一定の範囲に保つ。	ベデスタル圧力、回転分布
		イベント (対応)	常時	ベデスタル圧力、トロイダル回転 (QH モード)	同上。P <sub>th</sub> 以上の加熱? 検知後0.1sぐらいいで抑制	○	○	○	○		同上									(ELM-freeへの回復を試みた後に) ソフトランディング?
		核融合出力立下げ中のHL遷移 (プラズマの変形とFW負荷)	イベント	常時	プラズマ圧力、ベデスタル圧力、熱流束 (加熱分布)、電子密度	○			○		上記電子密度・温度分布計測	○	○						Hモードを保ちつつ、圧力を下げていく。	
		第一壁 (フレック) 剥離イベント	イベント	常時	コア放射パワー	○			○		コア放射パワー、W線スペクトル (可視、VUV、X線)						○	○	ソフトランディングへ移行するか維持するかを判断。制御可能な領域があるのか?	

### 3.3.3 アクチュエーター

- ・燃料ペレット：排気から生成した DT 混合ペレットと純 D ペレット、純 T ペレットの組み合わせなどで DT 比を調整できると想定。表 3.2 ではそれぞれ、DT ペレット、D ペレット、T ペレットと表記。
- ・不純物ガスパフ：放射損失パワー調整のための希ガス (Ar など)。
- ・NB：電流駆動の為の接線入射の高エネルギー (> 1 MeV) 重水素ビーム。小半径方向位置の異なる複数本数のビームを想定。
- ・EC：ミラーによりポロイダル方向、トロイダル方向の入射角度を調整できることを想定。周波数は未検討。
- ・低エネルギーNB：トロイダル回転の制御のためのトロイダルトルク入射を目的とする (接線入射)。ペレットよりも内側 (磁気軸側) への燃料供給にも使えるかもしれない。エネルギーは未検討。
- ・3次元磁場：真空容器内へのコイルの設置は難しいので、真空容器外のセクターコイルやトロイダル磁場コイル電流の変調などを想定する。

### 3.3.4 計測

- ・CXRS：加熱・電流駆動用の高エネルギー接線入射 NB を見込む CXRS。D, T, He, Ar などの完全電離イオンの密度、温度、フローの計測を行う。荷電交換反応断面積が小さいので、どれくらい信号量を取れるか疑問である。時間分解能を犠牲にすればある程度計測できるのではないかと期待もある。原型炉の中性子環境での光学系の設置場所は要検討。
- ・計測 NB+CXRS：計測用に低エネルギー (100 keV 程度) の垂直入射 NB を用意し、試験運転期間中のみ運用することを想定。計測量は加熱・電流駆動用の NB を見込む CXRS と同じ。
- ・トムソン散乱：観測窓の透過率変化のため常時の計測としては使用しないが、試験運転期間中のみ運用することを想定。ただし、文献 [3-1] の手法による常時計測については注視する。
- ・MSE：観測窓による偏光の変化のため常時の計測としては使用しないが、試験運転期間中のみ運用することを想定。加熱・電流駆動用の高エネルギー接線入射 NB を見込む。
- ・干渉計・偏光計：トロイダル方向光路で電子密度計測、ポロイダル方向光路でポロイダル磁場計測を行う。

- ・反射計・ドップラー反射計：プラズマ周辺部（ペDESTAL部を含む）での、電子密度、プラズマフロー計測を行う。高磁場側に設置できればより高い密度（よりプラズマ中心に近い位置）まで計測できる。
- ・VUV 分光：比較的周辺部の低価数不純物イオンの（相対）密度の計測。原型炉の中性子環境での光学系の設置場所は要検討。試験運転期間後は、周辺部の測定から中心部の値を推定する必要がある。
- ・X 線分光：中心付近の高価数不純物イオンの計測。（相対）密度に加えて、ドップラー広がり・ドップラーシフトによるイオン温度・イオン流速の測定を期待。
- ・ECE による  $T_e$  測定：内部輸送障壁をモニターするが、空間分解能に注意する必要がある。
- ・中性子線積分測定：径方向視線だけでなく、垂直視線も必要。分布測定は中性子発生率の精度担保のために必要。対向面の影響に注意する必要がある。
- ・中性子発生率：較正実験が必要。

### 3.3.5 留意事項

試験運転期間中に、同期間のみに設置する計測器を用いて、定常運転時に用いる計測器による計測の妥当性、制御可能性を確認する。そのため、試験運転期間中に定格運転と同等のプラズマを生成する必要がある（短パルスで良い）。計測 NB+CXRS、トムソン散乱、IR カメラは試験運転中のみ設置可能と仮定した。H-L 遷移については、対応できる平衡制御、ダイバーター熱負荷への対応が必要。現在の圧力分布よりも今後の時間変化に影響を与える加熱分布・熱流束をモニターすべき。H-L 遷移閾パワー比例則の確立が必要。逆遷移の閾パワーは電子密度に依存する。

### 3.3.5 検討課題とインタビュー

以下について、専門家へのインタビューなどで検討を進める。

- (1) 内部輸送障壁モニターのための ECE 電子温度計測の空間分解能の評価。
- (2) 加熱・電流駆動用の NB を用いた CXRS によるイオン (DT, He, Ar) 密度、イオン温度、イオンフロー計測の可能性の検討。
- (3) 密度・温度分布はブートストラップ電流を通して電流分布と不可分であり、電流分布制御とともに一括制御が必要。
- (4) 分光計測（可視、VUV、X 線）の可能性の検討。X 線分光によるイオン温度、イオンフロー計測は可能か。
- (5) DT 中性子と DD 中性子の弁別（中性子スペクトロメータ）の可能性。
- (6) 全 DT 中性子発生率（核融合出力）計測の校正方法（中性子源による散乱・吸収の影響を考慮する必要がある）。ITER での校正で経験が得られるであろう。
- (7) 反射計でどこまでの電子密度の計測が可能か。高磁場側に設置可能か。
- (8) ドップラー反射計によるプラズマのフロー計測の可能性の検討。
- (9) トロイダル光路の干渉計・偏光計の必要性・可能性の検討。
- (10) 試験運転中の MSE 計測の必要性・可能性の検討。
- (11) トロイダル回転における自発回転機構とその寄与、輸送への影響について、実験による検証、説明が必要。
- (12) NTM、ロックドモードに対する対策として、以下の3つのレベルがあり、検討する必要がある。  
3次元磁場印加による完全防止、高時間分解測定による早期検出と抑制、ディスラプションを防止し放電をソフトランディングさせる。
- (13) AE の危険度を評価するために損失イオン測定を含めるか？ AE 発生時の局所的な第一壁熱負荷の計測を IR カメラで行う（試験運転時）。
- (14) 第一壁（フレーク）剥離イベントについて、ITER や JT-60SA でのデータの蓄積が必要。ダイバーター板の温度測定から推定できるかの吟味、ストライク点位置依存性の検証が必要。
- (15) プラズマ制御に必要な時定数の評価に基づく計測器に必要な時間分解能・測定精度の検討。
- (16) 必要なアクチュエーターの種類、スペックの検討

(17) 統合制御について、どこかで検討するとともに、シミュレーションコードや実験で確認する必要がある。

### 3.3.6 燃焼制御の概念

燃焼制御の概念を図 3.3 に示す。一つのアクチュエーターが多数のプラズマパラメータ（被制御量）に影響を与えるため、被制御量ごとの制御ループの図を描くのは難しく、アクチュエーターとプラズマパラメータ（被制御量）との相関を示した。図中の長方形はアクチュエーター、楕円はプラズマパラメータ（被制御量、モニター量）、六角形はイベントを示す。破線は輸送係数の変化などを通じた影響を示す。用いた変数は以下の通り。 $S_{DT}$  : DT ペレット入射量、 $S_T/S_{DT}$  : 入射 DT ペレットにおける T の割合 ( $T/(D+T)$ )、 $S_{imp}$  : 不純物入射量、 $P_{NB}$  : 加熱・電流駆動用高エネルギーNB のパワー（複数のユニットのパワー比を含む）、 $P_{EC}$  : EC パワー（複数のユニットのパワー比、入射角度を含む）、 $P_{LENB}$  : 運動量注入用低エネルギーNB のパワー（複数のユニットのパワー比を含む）、3D Field : RMP, TF リップルなど非軸対称磁場の印加。

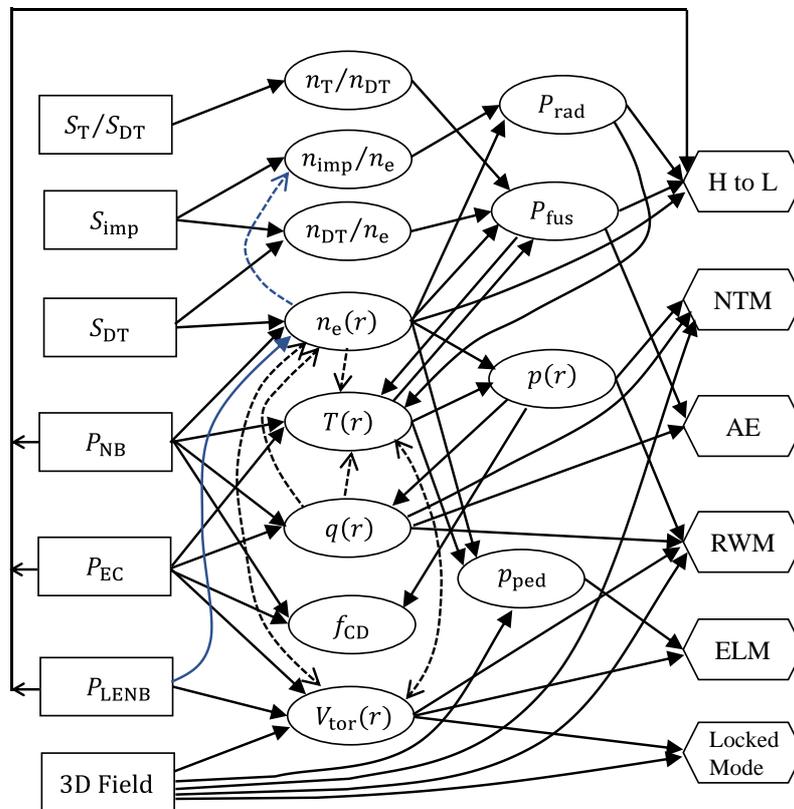


図 3.3 燃焼制御の概念

## 3.4 ダイバーター制御

### 3.4.1 ダイバーター制御項目

表 3.3 にダイバーター制御の構成を示す。各欄の意味は、3.2.1 節参照。

接触、非接触（デタッチ）の制御は、電離再結合発光の位置で行うとするが、その目的はタングステンダイバーター板の健全性の確保、すなわち、ダイバーター板の損耗の抑制と、ダイバーター板の温度上昇によるタングステンの再結晶化の防止である。ダイバーター板の損耗に重要なパラメータはダイバーター板前面の電子温度分布であり、これを計測制御することが重要である。ダイバーター放射分

布の計測はデタッチの維持のために重要であり、2次元分布計測を試験運転期間中に行い、経験を積んで、本運転時には、1次元分布計測で代用する。

全体のパワーバランスを見るためコアの放射パワーを測定するが、ダイバーター制御で、このパワーを（独立に）制御するわけではない。SOLの放射パワー測定も上と同じ状況である。SOLの温度、密度分布は、ダイバーターシミュレーションを検証するために必要である。コア不純物量のモニターは燃焼制御に分類した。SOL不純物量とコア不純物量の関係、不純物量と放射パワーの関係については、ITERでの知見、シミュレーションに期待するが、試験運転期間中に確認すべきであろう。

中性粒子密度は、デタッチ、排気ガス圧に影響する。これらの間の関係を実験で求め、シミュレーションで確認することが望ましい。リサイクリングは、密度制御と合わせて考えるべきであり、また、放射分布、電子温度、電子密度に影響する。時定数長いこと、壁温度に依存することに注意。ただし、原型炉の壁は高温なので、現在の低温壁での制御よりは楽かもしれない。

表 3.3 ダイバーター制御の構成

大分類	小分類	種別	対象期間	担当班	担当者	被制御量 (モニター 量)/数	アクチュエータ 候補	計測器候補 (試験運転中の み)	計測器候補	制御ロジック ・制御ルー プ	影響を受ける パラメー タ
ダイバーター	デタッチ	不要	常時	ダイバーター			アクチュエータは、ガス供給(ガス種(水素、Ar、N、etc.)、入射量、入射位置)とストライクポイント掃引			ダイバーターレグに沿って3点ぐらい再結合発光線を観測すればよい	
ダイバーター	ターゲット前面Te&ne (Teが損耗に影響、損耗を制御する)	イベント	①試験運転 ②常時	ダイバーター	星野	Te ①内外ターゲットに沿って各3~5点 ②分布orピーク値	ガス供給量 ガス種類(Ne, Ar, D, T))	①プローブ ②分光	②分光		制約条件となる 3項目 ・コア放射パワー ・コア不純物量 ・ベDESTAL密度 ダイバーター板温度
ダイバーター	ダイバーター放射分布(放射ピーク位置)デタッチの維持のため	定常	常時	ダイバーター	星野	輝線発光ポロイダル: 5点			分光		
ダイバーター	コア放射パワー(全体のパワーバランスを見るため)	モニター	常時	ダイバーター	四籠	放射パワー(視線積分) 逆変換するために必要な視線数		①X線カメラ ②真空紫外分光 ③ECE	ボロメータ		ダイバーター放射分布、ターゲット前面Te&ne
ダイバーター	SOL放射パワー(全体のパワーバランスを見るため)	モニター	常時	ダイバーター	四籠	放射パワー(視線積分)		可視/紫外分光	ボロメータ		ダイバーター放射分布、ターゲット前面Te&ne
ダイバーター	SOLの温度、密度分布(シミュレーションの確認のため)	モニター	試験運転	ダイバーター	星野	ポロイダル方向分布(本当は径方向分布が必要)		エッジトムソン			
ダイバーター	SOL不純物量(シミュレーションの確認のため)	不要	常時or試験運転	ダイバーター	四籠	Zeff、不純物発光強度(視線積分)			①可視分光 ②真空紫外分光 ③X線分光		
ダイバーター	中性粒子密度(デタッチプラズマの粒子バランスを知るため)	モニター	試験運転	ダイバーター	星野	測定位置(フライベート領域、サブダイバーター領域)		ASDEXゲージ			
	リサイクリング(第一壁の粒子排気、供給状態を知る)	モニター	常時	①燃焼 ②ダイバーター	坂本	バルマー線発光 トロイダル: 3カ所? ポロイダル: 5点		トロイダル対称性が得られれば、トロイダル方向1カ所	干渉フィルター PMT or (PD)	ガス供給量の調整	ベDESTAL密度に影響する?
ダイバーター	第一壁熱負荷(温度)(NBIで溶融しないインターロック)	不要	常時	ダイバーター	坂本	壁温度 3点程度?			熱電対/IR IRの検出器は中性性に弱い		
ダイバーター	第一壁剥離警戒(剥離を予期するため)	モニター 希望(開発)	常時	ダイバーター	坂本	堆積厚(試験運転期間後に計測?)		試験運転期間後に堆積の多い場所を同定	剥離が発生する可能性の高い領域の分光計測をする		
ダイバーター	第一壁(フレック)剥離イベント	イベント	常時	燃焼	大館	コア放射パワー	NB, EC		コア放射パワー、W線スペクトル	制御可能な領域があるのか?	
ダイバーター	ダイバーター板表面温度(ダイバーター板熱負荷)(ダイバーターを再結晶と溶融を防止するため)	イベント	常時	ダイバーター	坂本	トロイダル: 3カ所? ポロイダル: 5点以上	ストライクポイント掃引orソフトランディング or 出力調整	IR、熱電対、冷却水温度の関係を得る デタッチ/アタッチ遷位の時定数との関係(アタッチ遷位後の温度上昇時定数)	熱電対/IR ただし、熱電対では時間遅れを考慮する IRが難しい場合は、熱電対、冷却水測定で予兆を掴む	インターロック 出力調整 or ストライクポイント掃引	特になし
ダイバーター	ダイバーター板損耗(ダイバーター板の健全性確保のため)	モニター (点検時に調査)	常時	ダイバーター	坂本			試験運転期間終了後に計測	段差計	試験運転時のデータを基に運転時間と損耗量の関係を定式化し、運転時間でモ	特になし
ダイバーター	排気ガス圧力(排気量を知るため、フライベート領域の圧力を予想)	モニター	常時	ダイバーター	坂本	ポンプヘッドの圧力			イオンゲージ		リサイクリング デタッチとも関係
ダイバーター	排気ガス種割合(ヘリウムのモニター)	モニター	常時	ダイバーター	坂本	ポンプヘッドでの質量分析			質量分析器		特になし
ダイバーター	トリチウムインベントリー(安全のため)	モニター	常時	ダイバーター	坂本	真空容器内の粒子バランス			マスフローメータ ポンプヘッド 圧力、排気速		特になし

第一壁熱負荷（温度）のモニターは不要とした。NBI 突き抜け防止のためのモニターや密度インターロックで対応可能かもしれない。

第一壁剥離警戒のためのモニターには、現段階では、適切な測定器が存在せず、開発研究が必要。そもそも、この剥離がどの程度深刻な問題であるのかを把握する必要がある、JT-60SA でのフルタングステン壁での実験、ASDEX-U の結果の調査が有効であろう。深刻な場合、ティスラプシヨンのイベント対応と同様の対応が必要になる。

ダイバーター板は、タングステンの再結晶温度以下にする必要があり、冷却水温度での検知と制御は時定数が長いので難しい。RMP を使用した場合、トロイダル方向の測定箇所を増やさなければいけない可能性がある。ダイバーター板の損耗のモニターに、タイヤの溝の摩耗と同様のマーカ－の利用が考えられる。ITER や JT-60SA での損耗の経験則が有効であり、ダイバーター板温度測定から損耗を推定できる可能性がある。また、損耗が起きると冷却性能が変化すること、ストライク点の位置に損耗度が依存する可能性があることに注意しなければならない。

排気ガス圧力と排気ガス種は、ペデスタル圧力分布に依存する可能性がある。また、ヘリウム排気が予定通りであるかをこれらの測定で確認し、場合によっては、ヘリウム輸送の制御が必要となる。

トリチウムインベントリーは、サイトリミットにも関係し、プラント管理に含めるべきであろう。

### 3.4.2 ダイバーター制御の概念

ダイバーター制御の概念を図 3.4 に示す。

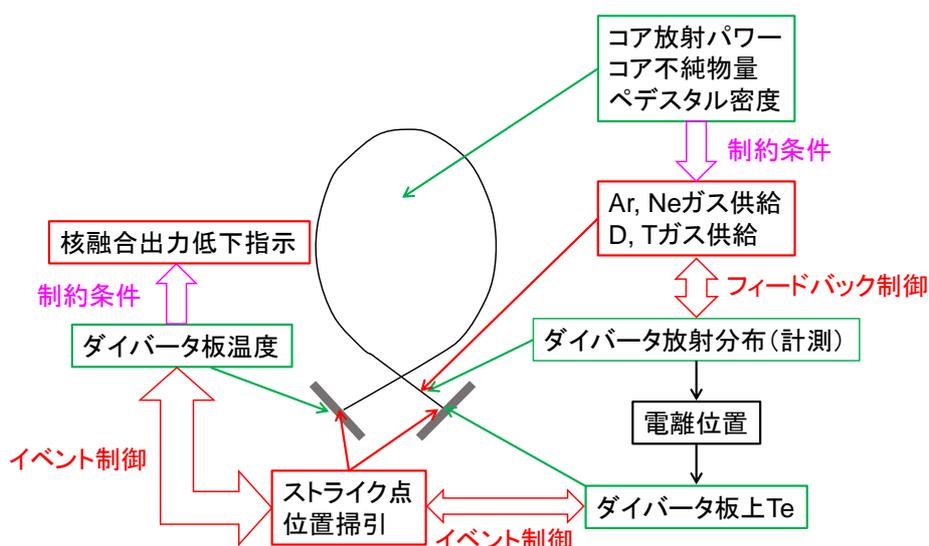


図 3.4 ダイバーター制御の概念

### 参考文献

[3-1] Y. Lin, et al., 'Feasibility Study of Line Integrated Backward Thomson Scattering Measurement in Nuclear Fusion Reactors', Plasma and Fusion Research **17** 1405098 (2022)

## 4. 計測の選定と仕様

### 4.1 目的と検討手順

トリチウム増殖モジュール設置場所の確保のため、計測の第一壁占有面積は最小限に抑制する必要がある。また、厳しい放射線環境（主として中性子フルエンス）、高密度での計測用中性粒子ビームの難しさのため、使用できる計測機器は限定される。一方、現在の知見では、予測が難しく、原型炉において確認すべき項目も多い。そこで、計測を試験運転期間中のみ稼働させる計測と、その後も設置運用し続けるもの（常時型）に分類する。常時型については、具体的な仕様（計測手法、チャンネル数、精度）を決めてリストした。

### 4.2 計測機器、仕様、分類

表 4.1 に制御項目、分類、対象期間、被制御量（モニター量）/数、アクチュエーター、計測器（試験運転中のみ）、常時型計測器、制御ロジック・制御ループ、その他、計測器の仕様（視線数、チャンネル数精度・許容範囲、時間分解能）を示す。

表 4.1 制御項目と対応する計測器とその仕様 (1)

大分類	小分類	*機能分類	※対応周期	制御対象 (モニター量) / 数	アクチュエータ	計測器 (試験運転中のみ)	計測器	制御ロジック・制御ループ、その他	検数、チャンネル数	精度・許容範囲	時間分解能
平衡	ギャップ、Z点、ストライクポイント	定常	常時	LCS位置/6か所	PFコイル電流		磁気計測、反射計	フィードバック制御	磁気センサー：250程度、反射計：18か所x2トロ	1 cm	100 ms
平衡	上下位置	不要		Z_ax			磁気計測	フィードバック制御		1 cm	
平衡	プラズマ電流	定常	常時	Ip/1か所+予備	誘導+bootstrap+外部駆動		磁気計測(ホール素子含む)、ファイ	プラズマ電流をフィードバック制御		kA	100 ms
シーケンス	着火(Breakdown)	不要		ダルトン (位置、大き)	PFコイル電流	カメラ	磁気計測	プレプロ			
シーケンス	出遷移	不要			加熱		分光、他	プレプロ			
シーケンス	放電終了	イベント	常時		PFコイル電流、ガスバフ		他からの指令	事前に決めてあるシーケンスを選ぶ。			
シーケンス	ケエンチ	定常	常時		PFコイル電流、ガスバフ		コイル電圧測定器	事前に決めてあるシーケンスを選ぶ。	電圧測定器：約3000か所、2次センサー(温度、圧力、質量流量)を冷温終端ボックスに配属。	約±10mV	0.5s
シーケンス	安全にかかわる停止	定常	常時		PFコイル電流、ガスバフ		(各機器の安全機能に関わる計測器)	事前に決めてあるシーケンスを選ぶ。			
ディスプレイ	垂直位置不安定性 (VDE)	イベント	常時	Ip, Z_ax	PFコイル電流、ガスバフ、ベレット		磁気計測	事前に決めてあるシーケンスを選ぶ。			1 ms
燃焼	電子密度 (線平均、分布)	定常	常時	線平均密度、電子密度/5点	DT-ベレット、低エネルギーNB	トムソン散乱	トロイダル干涉計・偏光計、ポロイダル干涉計・偏光計、反射計	FB定値	トロイダル干涉計・偏光計：3ポロイダル干涉計・偏光計：5-10 反射計：4(HFS 0, HFS XL, LFS 0, LFS XB) (空間分解能 コアで15cm、ベグスタルで1cm)	線平均密度：11または0.5e18m-3の大きい方 局所電子密度：5e	線平均密度：10ms 局所電子密度：10ms
燃焼	燃料密度	定常	常時	nD+nT	DT-ベレット、低エネルギーNB	計測 NB+CRS (試験運転期間)	積分設計数管	一定の範囲に保つ	イオン温度計測精度による		イオン温度計測精度による
燃焼	DT比	定常	できれば常時	nD/nT比	D-ベレット・T-ベレット、アイソトープガスバフ	2結晶型スペクトロメーター、反射電子磁気スペクトロメーター	2結晶型スペクトロメーター、反射電子磁気スペクトロメーター	離れた場所に置いたスペクトロメーター。ITERでの結果待ち。DT比には買収可能。	1~数視線	DT領域で30%程度、DD領域で10%程度、B0による。	
燃焼	Ie密度 (コア)	モニター	試験運転	中心付近での代表的な値	NA	計測NB+CRS	CRS??	一定値以下に保つ			
燃焼	Ir等密度 (コア) (線分光で測定)	モニター	常時	中心付近での代表的な値	Arバフ		VUV分光、I線分光	一定値以下に保つ	2(予備)x4(core)+5(edge) I=ray		100ms
燃焼	Iw等密度 (コア)	モニター	常時	中心付近での代表的な値	NA		VUV分光、I線分光	一定値以下に保つ	2(予備)x4(core)+5(edge) VUV		100ms
燃焼	不純物流入量	モニター	常時	代表的な値	Arバフ		可視分光器、VUV分光	一定値以下に保つ	1 (非運搬)、2 (内外ストライク)	10X (相対値)	10ms
燃焼	Zeff	モニター	常時	線平均値	Arバフ		可視分光器 (絶対光量)	一定値以下に保つ	1 (非運搬)	20X	100ms
燃焼	n/n_0	モニター	常時	n/n_0	DT-ベレット、低エネルギーNB		上記線平均電子密度計測	一定値以下に保つ	NA	NA	NA
燃焼	βn	モニター	常時	βn	密度分布、温度分布等を通じて制御		反磁性ループ+位置形状情報	一定値以下に保つ	反磁性ループ：1	5X	10ms
燃焼	温度分布	定常	常時	イオン温度/5点あるいは電子温度/5点	DT-ベレット	トムソン散乱、計測NB+CRS	ECE：局所電子温度、I線分光；線積分不純物温度	一定範囲に保つ	ECE-X線分光 (標準期間にCRSで学習)、ECE：10、X線：4(core)+5(edge)		10ms
燃焼	ベグスタル圧力	定常	試験運転	電子密度、温度/ベグスタルを含む範囲で5点程度	NB1, ECH, DT-ベレット, 3D field	トムソン散乱、計測NB+CRS	ECE：局所電子温度、I線分光；線積分不純物温度、密度、反射計；局所電子密度	一定値以下に保つ	ECE-X線分光 (標準期間にCRSで学習)、ECE：5、X線：5(edge)、反射計：edge		10ms
燃焼	内部輸送障壁	モニター	試験運転	電子密度分布と温度分布、全蓄積エネルギーから評価	NB1, ECH, DT-ベレット	トムソン散乱、計測NB+CRS	上記電子密度計測、上記温度計測	圧力勾配を制限	コア部の電子密度測定、電子温度測定、イオン温度測定		10ms
燃焼	中性子発生率分布	定常	できれば常時	中性子発生率	密度分布、温度分布等を通じて制御		マルチチャンネル積分分能 (Z分布、Z分布)	一定の範囲に保つ	芯部10点・5方向5点程度 (線積分による)	測定値は線積分、密度分布、温度分布測定結果を用いて空間分布に変換	
燃焼	中性子発生率 (標尺出力)	定常	常時	プラズマ全体での中性子発生率	NB1, ECH, DT-ベレット		積分設計数管、放射化管、冷却水温度 (あるいは冷却水の放射化)	FB定値	ダイナミックレンジを確保するために圧方向に設けた、および線積分分布の変化を補正するためにポロイダル断面上で10箇所程度必要	ダイナミックレンジは10ms、放射化管、冷却水温度は数秒	積分設計数管は10ms、放射化管、冷却水温度は数秒

表 4.1 制御項目と対応する計測器とその仕様 (2)

大分類	小分類	※機能分類	※対象期間	制御対象 (モニター数) / 数	アクチュエータ	計測器 (試験運転中のみ)	計測器	制御ロジック・制御ループ、その他	視線数、チャンネル数	精度・許容範囲	時間分解範囲
燃焼	電流分布 (q分布)	定常	常時	安全係数/5点	NBCD, ECCD	MSE?	ポロイダル偏光計	FB定値	MSE: 10 ポロイダル干渉計・偏光計: 5-10	qとして10%	100 ms
燃焼	完全非誘導電流変動の維持	定常	常時	CS電流	NBCD, ECCD		磁気計測, CS電流	CS電流を一定の範囲に保つ (ドリフトを抑制する)			
不安定性	トロイダル回転	定常	常時	トロイダル回転/5点		計測NB+CRS	ドロップ反時計?、CRS?、I線分注?	FB定値			
不安定性	新古典アラングモード (NTR), ロックアウトモード	イベント	常時	圧力分布, 電流分布, 磁場揺動, 電子温度揺動, トロイダル回転 (ロックアウトモード)	圧力分布, 電流分布を通じて制御	圧力分布, 電流分布, ECH, 3D field	トムソン散乱, 計測 NB+CRS	q分布 (電流分布), 圧力 (温度・密度) 分布を一定の範囲に保つ	高速磁気計測 ECE (α-1成分)		
不安定性	アルファ固有モード (AE)	イベント	常時	q分布, 高速イオン分布	中性子発生率分布, 電流分布を通じて制御		IRカメラ	高速磁気計測 (何kHzまで測れるか?), トロイダル偏光計 (密度揺動), 上記回転・密度・温度・電流分布計測	電流分布, 中性子発生率分布を一定の範囲に保つ	高速磁気計測 (18ch) x 2 (予備)	モード数固定できる程度 (25%)
不安定性	抵抗性壁モード (RWM)	イベント防止	常時	圧力分布, q分布, トロイダル回転, β値	圧力分布, 電流分布, 回転分布を通じて制御, 3D field	トムソン散乱, 計測 NB+CRS	トムソン散乱, 計測 NB+CRS	回転を構造的に圧力を低減, 1α以上の時定数。			
不安定性	同前	イベント対応	常時	磁場揺動, トロイダル回転, ベータ値	圧力分布, 回転分布を通じて制御, 3D field	同上	同上	回転を構造的に圧力を低減, 0.1-1α程度の時定数, あるいはソフトランディング。	高速磁気計測		
不安定性	鎌倉状波 (Sawtooth)	不要									
不安定性	ELW	イベント防止	常時	ベータスタル圧力, トロイダル回転 (QRモード)	ベータスタル圧力, 回転分布 (QRモード), 3D field		DTalpha(divertor), 上記ベータスタル分布計測, 上記回転分布計測	アクチュエータによりベータスタル圧力 (+トロイダル回転) を一定の範囲に保つ。			
不安定性	同前	イベント対応	常時	ベータスタル圧力, トロイダル回転 (QRモード)	同上	同上	同上	(ELW-freeへの回復を試みた後に) ソフトランディング。			
シーケンス	融融合出力立下げ中のIL遷移 (プラズマの変形とFβ負荷)	イベント	常時	プラズマ圧力, ベータスタル圧力, 熱流束 (加熱分布), 電子密度	プラズマ電流, NB1, ECH, DT=ベータ	ECE, I線分注, 反射計	上記電子密度・温度分布計測 (ベータスタル)	βモードを保もつ, 圧力を下げていく。			
ダイバーター	ターゲット前面 Te, ne	定常	常時	Te, ne	・ガス供給量, ガス種類 (He, Ar, D, T)	プローブ (可視分光の精度・空間分解の検証)	可視分光	部分非接触状態の範囲に保つ。	EP10視線, ドーム下10視線 (内外ターゲットに沿って各5-10点)	20%	1 ms
ダイバーター	ダイバーター不純物密度	モニター	常時	不純物輝線強度					EP10視線, ドーム下10視線	10%	10ms
ダイバーター	ダイバーター壁温度	定常	常時	ターゲット表面温度	・ガス供給量, ガス種類 (He, Ar, D, T), ストライクポイント	・熱電対, 冷却水温度 (IRとの関係を校正)	IR	タンダステン再結晶温度 (1500 K) 以下に保つ。	EP10視線, ドーム下10視線	10%	2 ms
ダイバーター	第一壁温度	モニター	常時	壁温度 (リミター表面温度)		・熱電対, 冷却水温度 (IRとの関係を校正)	IR		EP4視線		100 ms
ダイバーター	ダイバーター放射分布 (放射パワー, ピーク位置)	定常	常時	放射パワー	・ガス供給量, ガス種類 (He, Ar, D, T)		ポロメータ	部分非接触状態の範囲に保つ。	VF10視線, EP10視線, ドーム下10視線	30%	10 ms
ダイバーター	SOL放射パワー	モニター	常時	放射パワー			ポロメータ		VF10視線, EP10視線	20%	10 ms
ダイバーター	中性粒子密度	モニター	試験運転	圧力, 水素原子密度		①ASDEXゲージ ②可視分光 (ダイバーター放射分布との関係を校正)			③EP10視線, ドーム下10視線	30%	100 ms
ダイバーター	リサイクリング	モニター	試験運転	水素原子輝線強度		可視分光 (リサイクリング率) を確認			EP10視線 x トロイダル3方向	30%	100 ms
粒子	排気ガス圧力	モニター	常時	ポンプヘッドの圧力			イオンゲージ				
粒子	排気ガス揮発割合	モニター	常時	ポンプヘッドでの質量分析			質量分析器				
粒子	トリチウムインベントリ	モニター	常時	真空容器内の粒子バランス, 供給と回収の量から計算			マスフローメータ ポンプヘッド圧力, 排気速度				

### 4.3 補足説明

EU DEMO では2倍の数を準備することで、故障へ対応する。一方、ITER では複数種類の計測を用意する。本検討では、多くの計測で、視線数、測定箇所を2倍にして冗長性を持たせた。

#### 4.3.1 ギャップ、X点、ストライクポイント

ギャップ、X点、ストライクポイント制御数をITERと同じ6点としている。この数は、制御すべきパラメータの数、制御ツール (コイル) の数から決まり、ITERと同じと考える。

磁気計測は簡便で信頼度の高い計測が可能であること、ブランケット面積に影響をあまり与えない点で非常に有用である。一方、原型炉では、放射線環境でのノイズのため、精度と長時間 (積分) 測定には限界があり、金属ホール素子等の非積分型測定との組み合わせ、定期的 (数百秒に一度) に校正を行う。反射計との役割分担が課題である。EU DEMO では252個の磁気センサーとその3倍程度の配線を想定しており [4-1]、これらの実装は大きな課題ある。

ITER では、反射計によるギャップ制御は予算等の問題で採用されず、大型装置での制御の実証が必要である。ITERと同様なアンテナを利用するとして、FW位置で、ブランケットの隙間を利用して、50mm x 150mm のアンテナを多数配置して測定するとした。

#### 4.3.2 プラズマ電流

CS のリチャージをしておく。そのためには十分な外部駆動電流とブートストラップ電流が必要。ホール素子の活用が重要。現在の定常トカマク装置 (QUEST 等) での適用が始まっている。ログスキーコイルの補助となっている。ただし、耐放射線のため、金属(ピスマス、金) 製を開発していく必要がある。また感度の低下も予想される。ファイバーを用いた制御も可能であるが、耐放射線性が悪く [4-2]、Zone A,B では、1 日持たない。Zone C で、キャリブレーション用として使える可能性、リセットするのに利用できる可能性があるが、実証する必要がある。

#### 4.3.3 着火、L-H 遷移

着火条件、状況は、試験運転時に十分に調べておくことで、着火専用の計測は不要である。ただし、長期運転期間後に、構造材の特性の変化によるヌル点配位の変化には留意する。カメラは寿命が短いと考えられるが、これを交換しながら着火をモニターすることも考えられる。

L-H 遷移は、セパトリックス配位にして追加熱すれば、確実に起き、遷移のための特別な計測制御は不要である。

#### 4.3.4 放電終了、超伝導コイルのクエンチ

通常終了では、平衡を維持しながら、圧力、電流値を下げる。H-L 遷移時など、圧力が急激に下がる場合があり、注意する必要があるが、炉内に配置すべき特別な計測はない。ただし、緊急停止の一環として放電終了のシナリオを準備する必要がある。装置安全のために、いくつかの時間スケールの異なる緊急停止シナリオが準備されている。クエンチも含め ITER の検討が参考になる。また、LHD の終了動作の種類が参考になる。ダイバーター損耗は緊急停止要因の一つであるが、緊急停止シナリオがダイバーター構造の設計に影響を与えるようなものも無い。

超伝導コイルのクエンチは緊急停止要因の一つである。クエンチセンサーはコイル固有の機器なので、この WG では検討しない。ただし、超伝導コイルは、保護すべき機器の中で最優先の機器であり、緊急停止シナリオ作成時に考慮する必要がある。また、他の制御でアクチュエーターとして考えている CS、PF コイルがクエンチした場合に、正常な緊急停止が可能かどうか検討する必要がある。

#### 4.3.5 安全にかかわる停止

各機器の安全機能を使うが、制御系統とルールを明確にしておく必要がある。また、各事故シナリオにおいて、プラズマ運転に影響を与える前に利用できる計測を事前に選択しておく。ITER でのディスラプション時のシナリオ (3.2.2 節) が参考になる。

#### 4.3.6 垂直位置不安定性 (VDE)、不安定性対応

垂直位置不安定性 (VDE) 検出専用の磁気センサーは不要である。その理由を以下で説明する。DEMO での VDE は ITER での VDE よりも 1-2 桁遅くなるので、時間微分型計測の信号も 1-2 桁小さくなる。一方、DEMO の FW での磁気計測は放射線環境のため、1 桁程度、ノイズが大きくなり、検出できる変位は ITER での 1cm 弱よりも 2-3 桁悪化する (ただし、より速い平衡の変位 (0.01 Hz- 100 Hz) では ITER での検出可能変位 (1cm 弱) と同程度の精度が期待できる)。DEMO では他にギャップ制御用反射計、中性子計測、ECE 計測があり、VDE 検知は、これらを組み合わせて計測するが合理的。すなわち、VDE 検知専用の磁気計測は不要 (磁気計測の詳細については、4.4 節参照)。ただし、形状制御が極端で不安定性な場合には、炉内コイルの設置と合わせて再検討する必要がある。また、正確な振る舞いは、導体シェルの効果など、構造によって決まるので、今後の検討、シミュレーションが必要である。

VDE 後の放電終了手順、定常への復帰手順の検討、問題点を抽出する必要がある。例えば、終了/復帰の判断基準、電源の能力、渦電流の影響による時間遅れ等を検討する必要がある。また、各種不安定性発生時に、放電終了シーケンスに移行するのか、定常運転へのシーケンスの途中で復帰させるのかを考える必要がある。

#### 4.3.7 電子密度

線積分計測としてはトロイダル干渉計が主。同偏光計はFRINGE飛び補正用計測と位置付ける。リトロ反射鏡はLFS設置なので長いダクトが可能。分布計測としては反射計が主であるが、相対論効果（ダウンシフト）のため空間分解能をどれくらい取れるかは検討を要する。文献 [4-3] では 30 cm となっている。いずれの計測器でも、相対論効果の評価のため電子温度分布も必要となり、ECE 計測を用いる。また、Radiation Heating に留意する必要がある。

#### 4.3.8 燃料密度

原理的には、高エネルギーイオン成分がなければ、イオン温度分布と電子密度分布から燃料密度分布が得られるが、高エネルギー成分がある時（例としてはNBI入射時）はその寄与をあらかじめ統合コードで推定し、その推定の合理性を試験運転期間に確認する必要がある。

#### 4.3.9 燃料密度

燃料密度は、中性子スペクトロメーターを試験運転期間中に測定し、十分に学習し、統合コードとの照合を行う。DT比測定用スペクトロメーターは、開口部の小さいコリメータの設置可能性に留意しなければならない。

#### 4.3.10 コアの He、Ar、W密度、不純物流入量、Zeff

He密度は、試験運転期間中に、計測NB+CXRSで測定する。定常運転時は、実現性が低く設置しない。Ar、He密度は、VUV分光、X線分光を用いる。不純物流入量は、可視分光、VUV分光で測定する。Zeff測定には、1視線可視分光を用いるが絶対値測定を行わなければならないことに留意する。

#### 4.3.11 $\beta_N$

比較的速い時間変化（数100秒以下）を反磁性ループで測定し、絶対値は、圧力測定等で求める。反磁性ループの長時間積分ドリフトを補正する手段がないため、長いタイムスケールでは使用できないことに留意する必要がある。

#### 4.3.12 温度分布、ペDESTAL圧力

燃料イオン（D、T）の温度は測定できないため、試験運転期間中に学習する。

#### 4.3.13 内部輸送障壁

障壁位置を制御できるかどうか、どのような制御手法を用いるかについて検討する必要がある。位置精度向上には、蓄積エネルギー等との連携が効果的。

#### 4.3.14 中性子発生率分布

試験運転期間中に計測する。定常運転時に中性子発生数の絶対値の精度数%以内を確保し、 $n_D/n_T$ 比と燃料密度を推定するために試験運転期間に十分に学習し、統合コードを検証する。開口部を多数取ることが可能か検討する必要がある。

#### 4.3.15 中性子発生率（核融合出力）

定常運転時に、中性子発生数の絶対値の精度数%以内を確保するためには、放射化する前でフル装備された炉において、較正実験が不可欠。また、運転開始後のハードの変更を補正するために中性子輸送コードとの照合が不可欠。燃焼分布の補正をするために、中性子輸送コードとの照合と試験運転時の分布計測で学習しておく必要がある。

#### 4.3.16 電流分布 (q 分布)

偏光計については、HFS リトロ反射鏡の反射率・偏光特性へのプラズマの影響について評価が必要。上下に貫通する光路を取れるのが望ましい。

#### 4.3.17 トロイダル回転

CXRS では信号強度の問題があり、ドップラー反射計ではトロイダル回転の測定は難しいため、手法の見通しが立っていない。X 線分光は精度が問題である。

#### 4.3.18 ターゲット前面の電子温度密度

静電プローブやトムソン散乱の利用が難しいため可視分光を利用する。Te 計測は HeI 線強度比法、ne 計測はシュタルク広がりあるいは HeI 線強度比を用いる。ダイバーター板温度と同程度の空間分解能が必要である。設置可能な視線数が少ないためコンピュータトモグラフィ法による空間分解が難しく、視線積分スペクトルをシミュレーションと比較するもしくはゼーマン効果を解析することで空間分解することが必要になると考えられる。ダイバーターポート (DP) のドーム下からの測定はミラーが熱や放射線損傷に耐えるか検討、試験する必要がある。赤道ポート (EP) はトロイダル方向に傾いた視線を用いる必要があるため線積分効果による空間分解能低下を解決できるか検討を要する。第一ミラーは、メインチェンバーでは荷電交換で生成した高速原子によるスパッタリング、ドーム下では再堆積の影響を受けるため放電洗浄が必要な可能性がある。接触・非接触状態の遷移モニターについては、EU DEMO で提案されているダイバーター板熱電流を利用できるか検討する価値がある [4-1]。ただし、絶縁をどう取るかについての課題が残されている。

#### 4.3.20 ダイバーター放射分布 (放射パワー、ピーク位置)

ボロメータを利用する。SONIC シミュレーション結果 [4-4]で得られている放射分布を考慮すると、磁力線に沿って 20 cm 程度の分解能が必要だと考えられる。この値は EU DEMO より厳しく、本稿執筆時点で提案されている EU DEMO のボロメータ視線数 (16 視線) [4-5] の約 2 倍の視線数 (30 視線) を設定した。なお、視線数は冗長性を持たせるため必要数の 2 倍で設定した。設置可能な視線数が少ないためコンピュータトモグラフィ法による空間分解が難しい場合は、シミュレーションとの比較による空間分解が必要になる可能性がある。空間分解に利用する手法の精度にも依存するが、コアとダイバーターの放射を分離するため鉛直ポート (VP)、EP 視線が必要となる。ボロメータの耐放射線性が問題となる場合は、第一ミラーにより輻射を後方へ伝送し、第一ミラーの放電洗浄が必要となる可能性がある。

#### 4.3.21 SOL 放射パワー

ボロメータを利用する。コア、SOL、ダイバーターの放射を分離するため VP、EP を使って 2 方向からの視線が必要となる。EU DEMO と同程度の視線数を設定した。

#### 4.3.22 ダイバーター不純物密度

可視分光を利用する。ターゲット前面 Te & ne と同じ視線を使用し、空間分解についても同じ検討が必要である。

#### 4.3.23 中性粒子密度

試験運転期間中にプライベート領域、サブダイバータ領域で ASDEX ゲージ及び可視分光を用いて空間分布を計測し、シミュレーションの計算精度を検証する。この結果を用いて定常運転期間中はシミュレーション結果を用いて評価する。

#### 4.3.24 リサイクリング

定常運転期間中はダイバーター板、第一壁ともにリサイクリング率 1 でどこにも蓄積しない前提とする (NIFS-MEMO80 p.42)。試験運転期間中に可視分光を用いて第一壁の粒子排気、供給状態、再堆積層の影響を確認し、この前提を検証する。第一壁のどの部分を観測するかを検討が必要である。

#### 4.3.25 ダイバーター板温度

IR サーモグラフィーを利用する。高温 (~1000 °C) 領域の幅はポロイダル方向 10 mm 程度で、この程度の分解能が必要となる。視線数は冗長性を持たせるため必要数の 2 倍で設定した。試験運転でストライク点の位置を確認し、内外ターゲットに沿った 100 mm 程度の範囲を計測する。高温領域の深さは数 mm 程度で表面に局在している。モノブロックに計測用の隙間を作ると熱負荷が変わる可能性がある。再結晶化などによる表面放射率の経時変化で計測精度が低下する可能性があり、熱電対や冷却水温度を利用して表面温度推定できないかについても並行して検討することが望まれる。

#### 4.3.27 第一壁温度

IR サーモグラフィーを利用する。視線数は冗長性を持たせるため必要数の 2 倍で設定した。

### 4.4 磁気計測

磁気計測は平衡制御、燃焼制御に関わる重要で効果的な計測であるが、放射線環境によるノイズにより積分信号にドリフトが生じるため、その対策を考慮して構成を考える必要がある。以下では、磁気計測検討結果の概要と詳細を記載する。

#### 4.4.1 磁気計測検討結果の概要

1. 磁気計測の配置と精度、時間応答の観点から下記の 3 つに分類する。これにより、耐放射線性能等において致命的な問題は生じないと期待できる。
  - (1) 定常磁場測定 : <0.1 Hz。耐放射線性の比較的良好な金属ホール素子などを想定 [4-1]。放射線の影響の小さい Zone C に配置。平衡計測用磁気計測の校正 (積分ドリフトのリセット) に使用。個数は平衡計測用と同程度。
  - (2) 平衡計測 : 0.01 Hz - 1kHz : 積分した信号を使用、Zone A (ブランケット裏) に配置。高精度 (1% 以下)。
  - (3) 揺動測定 : 100 Hz - 500 kHz。積分しない信号または 10 秒程度の積分した信号を使用。渦電流の影響の小さい FW 近傍に配置。個数は不安定性のモードを測定できる程度。精度は数% - 数十%。Saddle Loop (MI Cable)、低周波用 (<20 kHz) Pick Up Coil (ITER の LTCC Pick Up coil) [4-6]、高周波用 (<500 kHz) Pick Up Coil (ITER の AlN 製 Pick Up Coil) [4-7] を使用。ブランケットモジュールと一体化するなどして、ブランケットモジュール交換時に交換する。
2. VDE 検知手段として、ITER では磁気計測を主計測に選定しているが、DEMO では時定数が長いので、VDE 検出専用の磁気計測は不要。
3. 反磁性ループは、積分ドリフトの問題を回避できないので設置しない。

上記概要を選定した根拠

放射線環境から ITER の第一壁 (FW) と DEMO の Zone A は同程度であり、ITER で使用できる微分型磁気計測は、Zone A で使用できる。平衡計測 (0.01 Hz-1kHz) のための磁気計測は ITER と同等のものを Zone A に配置する。

1. ブランケットの渦電流の時定数は 10 ms - 100 ms 程度であり [4-8]、Zone A に設置する平衡計測用磁気計測は 100 Hz 以下を対象とする。一方、放電時間は ITER での想定 1000 s よりもずっと長い。そのため、積分ドリフト (放射線誘起ノイズによるドリフト、積分器のドリフト等) は避けられない。そこで、10 ms - 100 s の時定数までを平衡計測用磁気計測で分担する。

2. 100 Hz 程度以上の揺動は、Zone A ではブランケットの渦電流のために困難であり、ブランケットよりもプラズマ側である FW 近傍に配置する。ただし、放射線環境のため、精度と時間積分の性能は悪いことを想定しなければならない。VDE の制御性について、検討する必要がある。一般に、VDE の時定数は導体壁や真空容器の渦電流の時定数により決まり、同時のその時定数が外部コイル磁場の浸み込みの時定数となる。また、実際には、コイル電流の変化の時定数も電源やコイルの仕様で制限される。これらの時定数の大小関係が不明瞭な領域で制御を行うため、実際の状況を考慮したシミュレーションで制御性を調べる必要がある。Zone A または、Zone A 近傍でもブランケットの隙間のスリット構造内であれば、磁場揺動の空間構造によっては検出できる可能性がある [4-9, 4-10]。
3. DEMO での垂直位置不安定性 (VDE) は ITER での VDE よりも 1-2 桁遅くなるので、時間微分型計測の信号も 1-2 桁遅くなる。一方、DEMO の FW での磁気計測は放射線環境のため、1 桁程度、ノイズが大きくなり、検知できる変位は ITER での 1cm 弱よりも 2-3 桁悪化する。一方、平衡計測 (0.01 Hz- 100 Hz) では ITER での検知可能変位 (1cm 弱) と同程度の精度が期待できる。DEMO では他にギャップ制御用反射計、中性性計測、ECE 計測があり、VDE 検知は、これら (平衡計測 (0.01 Hz- 100 Hz) 、ギャップ制御用反射計、中性性計測、ECE 計測) を主計測とするのが合理的。すなわち、VDE 検知専用の磁気計測は不要。ただし、形状制御が極端で不安定な場合には、炉内コイルの設置と合わせて再検討、シミュレーションが必要。
4. ITER では、精力的な検討、試験、開発が行われており、ITER と DEMO の違い (放電時間と放射線のフルエンス) に留意したうえで、ITER の成果は有効利用すべき。また、EU DEMO での計測の検討の成果 [4-1]を有効利用すべき。
5. 放射線が磁気計測におよぼす効果として RIC、RIEMF、RIED、TIEMF、RITES があるが、RIED の理解と、高照射フルエンスでの RIED の試験が最重要課題と考えられる。

#### 4.4.2 磁気計測検討の詳細

ITER での検討を DEMO に活かすべきであるが、ITER と DEMO の違いには、注意する必要がある。特に放射線場については、時間当たりのフラックスと時間積算したフルエンスの違いを意識しなければならない。また、 $\gamma$ 線による電離を通しての損傷の基準となる Gy, Gy/s、中性子による原子のはじき出しを通しての損傷の目安となる dpa, dpa/s を区別する必要があるが、核融合反応に関連するという意味では、Gy で評価した時の ITER と DEMO の比と dpa で評価した時の ITER と DEMO の比は同程度であり、以下の ITER と DEMO の比較では中性子のみ (中性子数または dpa) を考える。

文献 [4-11-7, 4-12-8, 4-13-9]より、ITER と JA DEMO での中性子フラックスとフルエンスを比較したのが表 4.2 である。

表 4.2 ITER と JA DEMO の  $P_{\text{Fusion}}$  比 (3 倍)、表面積比 (2 倍) から比例計算

Item	ITER FW	JA DEMO FW (2years)	JA DEMO Zone A (25 years)
$P_{\text{Fusion}}$	500 MW	1460 MW	
Discharge duration	4700 hr (high perf.)	17500 hr	$2 \times 10^5$ hr
Neutron フラックス	$3 \times 10^{18}$ n/m <sup>2</sup> /s	$4.5 \times 10^{18}$ n/m <sup>2</sup> /s *	$1.2 \times 10^{17}$ n/m <sup>2</sup> /s
Neutron フルエンス	$5 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup>	$2.8 \times 10^{26}$ n/m <sup>2</sup>	$8.6 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup>

ここで、DEMO の FW の部品は 2 年ごとに交換すると想定した。この表から DEMO と ITER の比較では、フルエンスの方が差が大きいこと、ITER の FW と JA DEMO の Zone A のフルエンスは同程度であることがわかる。従って、ITER で問題ないとされている多くの磁気計測は JA DEMO の Zone A 以遠で使用できると想定してよい。ちなみに、ITER では上記公称値の 1.5 倍程度を設計基準値としている [4-11]。

ITER での磁気計測の検討は以下のようにまとめられる。磁気計測に影響を与える放射線効果として、RIC、RIEMF、RIED、TIEMF、RITES があり、文献 [4-14]で解説されている。これらのうち RIEMF、TIEMF、RITES は放射線または温度勾配による電圧ノイズを表し、時間積分した場合に問題になる。逆に積分しない場合、積分時間が短い場合には問題にならない。DEMO では後述する理由で、実効的な積分時間を ITER の放電時間 1000 秒よりも 1-2 桁以上小さくすることが可能と考えられ、これらの

電圧ノイズは、大きな問題にはならない。RIC、RIED は絶縁物の劣化を表し、これにより、磁気計測や信号ケーブルに寄生抵抗が発生し、回路特性や精度に影響を与える。ITERでの検討 [4-15] ではRIC、RIEMFについてはぎりぎり問題ないとされている。文献中、絶縁劣化の指標として、伝導度の上限を $10^{-6}$  S/mとしているが、これは、Pickup Coilの測定誤差0.2%に対応する。ターン数が小さく面積の広いサドルループでは、同じ測定誤差を与える伝導度は $10^{-4}$  S/mとなるので、許容誤差と磁気計測の構造により許容される絶縁劣化（電気伝導度の上限）が異なることに注意。ITER用の低周波数磁気センサー [4-16]のうち、低周波数用に関しては各種試験と中性子照射（ $1 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup>）を行い、ITERではほぼ問題がないと報告されている [4-6]。高周波用については、文献 [4-7] に設計と試験結果が記されている。ここでITERの磁場揺動は $10^{-4}$  T - 0.05 T for 300 Hz < f < 30 kHz,  $10^{-6}$  T -  $3.5 \times 10^{-4}$  T for 30 kHz < f < 500 kHzと想定されている。セラミックとしてはAlNを用いる。これについての照射はYano et al.が行っており、ITERでのフルエンス（ $2.5\text{-}5 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup>）では問題ないと結論されている [4-17, 4-19]。以下、 $10^{-6}$  S/mで生じる抵抗の試算値を示す。例えば、ITERの低周波用ピックアップコイル（40x40x10）では、NS=0.25 m<sup>2</sup>であり、コイルの抵抗100 Ohmに対し [4-6]、ITER-FWでのRICで生じる抵抗は、6 MOhmであり、絶縁の劣化は問題とならない。また、 $10^{-4}$  T@300Hzに対して信号は7.5 mVであり、RIEMF, RITESで生じる電圧は1 micro V程度以下であり [4-14] 問題にならない。フラックスループで揺動を測定しようとする場合は、注意が必要である。この場合長いケーブルをプラズマに近い所例えばFWに配置しなければならず、RICによる絶縁の劣化は問題となり得る。例えば、長さ20 m（、導体間距離=導体幅）のループであれば、ITER FWのRICで抵抗は50 kOhm程度に落ち、導体の抵抗数100 Ohmや、負荷の抵抗と近くなるので、得られる精度は数%-数10%となる。

RICは照射中の絶縁劣化を表し、おおよそフラックスに比例する効果であるのに対して、RIEDは照射後も（恒久的に）存在する絶縁劣化を表す。RICに比べて、原理や条件に不明確な点が多く、1990年代に電子線照射により急激な絶縁劣化が見られて RIED の評価について混乱が見られたが、中性子照射実験では、文献 [4-19] において‘RIED was not observed @The maximum total doses were about  $6 \times 10^{10}$  Gy and 3 dpa’ とされており、これ以下のフルエンスでは問題ないと考えられる。より照射フルエンスの高い実験が [4-20] に報告されているが、RIEDについての記述はなく、RIEDの理解と高フルエンスでの照射試験、実際の磁気計測の照射試験 [4-21] は今後の課題である。

積分ドリフトと揺動計測の問題と解決策は以下の通りである。ITERのための検討、開発、試験結果から、ITERでの磁気計測に致命的な問題は見つかっておらず、上述したように DEMO の Zone A 以遠で用いる磁気計測については、大きな問題はない。しかしながら、以下の2点については別途検討する必要がある。一つは、時間積分による積算ノイズの問題（積分器のドリフトを含む）、もう一つでは、速い周波数応答が必要な揺動計測は、Zone A よりも近い場所（例えばFW）に配置しなければならない点である。ITERでは1000秒放電が想定されており、時間積分をする磁気計測では、積算されたノイズが問題になる。一方、DEMOでははるかに長い放電時間を予定しており、積算されたノイズに関する直接の解決策はなく、一定時間ごとに磁場の値をホール素子等の定常測定と相対校正をすることで、積算ノイズをリセットすることが考えられる [4-3, 4-22]。この手法の確立は別途課題とすべきであるが、例えば、100秒に1度積分ノイズのリセットを行えば、放射線フラックスが同じであれば積分ドリフトはITERの1/10となる。あるいは、ITERの10倍の放射線フラックスでも、RIC、RIEMF、TIEMF、RITESによる電圧ノイズは10倍程度となり、100秒に1度積分ノイズのリセットによってその影響はITERと同程度になる。これらのことから、DEMOの磁気計測での検討課題は恒久的な劣化である絶縁材料のRIEDとなる。具体的なRIEDの効果は、電気伝導度の増加（絶縁の劣化）であるが、発生機構が不明確である点や条件（照射源、材質、純度、温度、電場、雰囲気、表面かバルクか）によって結果が大きく変わることから、検討は不十分であったが、上述したように文献 [4-19] での記載（少なくとも3dpまではRIEDは見られない）を判断基準とすべきであろう。すなわち、今後の高照射試験は必要であるが、現段階では、RIEDは致命的な問題とはならない。

ブランケットの渦電流の時定数は、単純な深さ方向への浸透は、厚さ20 mmのF82Hで1 ms程度であるが、箱状の構造を考慮すると10-100 msと見積もられており [4-8]、低周波、高周波の揺動測定には、ブランケット裏であるZone Aは不十分である。一方、これらをFW近傍に配置する場合は、放射線のフラックス、フルエンスがZone Aの40倍程度となり、上述の種々の放射線の影響が問題になる可能性がある。そこで、時間積分をしないこととし、要求される精度は平衡測定のための磁気計測の精度（0.2-0.7% [4-15]）に比べてずっと悪くてよいとすれば、大きな問題はないと考えられる。

VDE についての検討結果は以下のとおりである。ITER と異なり、DEMO では、プラズマを取り囲むブランケット、真空容器などの厚い構造体のために、VDE の時定数はかなり遅くなると考えられる。ITER では、目標分解能を 1 cm/s、1 ms とし、フラックスループを主計測、その他の磁気計測、中性子計測、X 線カメラを補助計測としているが、DEMO では、磁気計測を補助、反射計によるギャップ計測、中性子計測等を主計測にすべきと思われる。VDE を Zone A での磁気計測で測定することは可能であるが、ブランケットの渦電流の影響 10 ms - 100 ms 程度の遅れを許容する必要がある。より、速い応答が必要な場合は、FW に配置した揺動計測用の磁気計測を用いるが、この場合は、上に述べた RIC による絶縁劣化の観点からフラックスループよりも Pick up Coil の方がよい。また、精度の悪化に注意する必要がある、ITER での目標分解能の 1 cm/s に対して、精度がファクター程度悪くなると考えておくべきである。

速い時間応答での計測が必要な揺動計測は FW に配置するが、その実装方法を検討する必要がある。ブランケットモジュールの表面に埋め込むのが一案で、SiC/SiC 複合材料などの先進構造材で構成した専用モジュールを用いるのが別案である。後者の場合、装置の対称性を悪くする点と時間応答の確保が課題である。また、上述したように磁場揺動の空間構造によっては、ブランケットの隙間に設置することも考えられる。

反磁性ループについての検討結果は以下のとおりである。反磁性ループはプラズマ断面を取り囲むループであり、トロイダル磁束の変化に比例する電圧信号を時間積分することで、反磁性トロイダル磁束を求めるが、定常放電である DEMO では微小なノイズで時間積分信号にドリフトが起きるため、反磁性ループは使用できないと考えるべきである。また本測定はプラズマを含むトロイダル磁束を測定するので、ホール素子等を用いた局所的な定常磁場測定法では代替できない。

今後の課題を以下に列挙する。

1. ITER や EU DEMO のために主にヨーロッパで素子開発が行われており、それらの結果に注視していく必要がある。また、高フルエンスの照射試験を行っていく必要がある。
2. セラミックにおける照射効果 RIED の理解は十分ではなく研究の継続が必要である。
3. 上述したように、揺動計測用に磁気計測をブランケットと一体化するか、FW 近傍に配置することを想定しており、より具体的な検討が必要である。
4. VDE 検知専用の磁気計測は、他の手法で代替できることなどから不要と判断した。ただし、シミュレーションが必要。場合によっては炉内補助コイルの設置を検討しなければならない。
5. 微分型磁気計測の積分ドリフトのホール素子に校正は、実証実験が必要。

## 参考文献

- [4-1] W. Biel, et al., 'Diagnostics for plasma control – From ITER to DEMO', Fusion Engineering and Design **146** 465 (2019)
- [4-2] 染谷洋二, '核融合原型炉における放射線環境', 原型炉計装制御 WG 第 6 回全体会合 2021 年 5 月 18 日 発表資料 (2021)
- [4-3] G. Vayakis, et. al., 'Reflectometry in ITER', Review of Scientific Instruments **68**, 435 (1997)
- [4-4] N. Asakura, et al., 'Simulation studies of divertor detachment and critical power exhaust parameters for Japanese DEMO design', Nuclear Materials and Energy **100864** **26** (2021)
- [4-5] W. Gonzalez, et al., 'Conceptual studies on spectroscopy and radiation diagnostic systems for plasma control on DEMO', Fusion Engineering Design **146** 2297 (2019).
- [4-6] S. Peruzzo, et al., 'Progress in the Design and Testing of In-Vessel Magnetic Pickup Coils for ITER' IEEE Transactions of Plasma Science **44**, 1704 (2016)
- [4-7] Y. Mal, et al., 'Design and development of ITER high-frequency magnetic sensor', [https://pure.mpg.de/rest/items/item\\_2381673/component/file\\_2448197/content](https://pure.mpg.de/rest/items/item_2381673/component/file_2448197/content)
- [4-8] S. Matsuda, '付録 4.3 B トロイダル方向にカットがある構造体に流れる電流の評価', NFIS-memo-68 付録 4.3 B (2014)

- [4-9] F. Villone, et al., ‘Final report on the evaluation of the estimation errors on high frequency TAEs instabilities, Technical Report on F4E Grant No. F4E-2009-GRT-047(PMS-DG)’ (2013)
- [4-10] F. Villone, et al., ‘Final report on the evaluation of the estimation errors on Spectra of low (m,n) MHD mode relative perturbations, Technical Report on F4E Grant No. F4E-2009-GRT-047(PMS-DG)’ (2013)
- [4-11] G. Vayakis, et al., ‘Chapter 12: Generic Diagnostic Issues for a Burning Plasma Experiment’, Fusion Science and Technology, 53:2, 699-750 (2017), DOI: 10.13182/FST08-A1684
- [4-12] Y. Sakamoto, ‘Parameters of JA DEMO,’ 計測制御 WG 会合資料 Feb. 24 (2021)
- [4-13] Y. Someya, ‘核融合原型炉における放射線環境’, 計測制御 WG 会合資料 (2021)
- [4-14] T. Akiyama, T. Nishitani, ‘4.4 計測器設置についての総合評価 4.4.2 磁気計測’ NIFS-memo-68 Sec. 4.4.2 (2014)
- [4-15] G. Vayakis, et al., ‘Magnetic diagnostics for ITER to BPX plasmas’, Rev. Sci. Instrum. 74 2409 (2003)
- [4-16] G. Vayakis et al., “Development of the ITER magnetic diagnostic set and specification,” Rev. Sci. Instrum., 83 10D712 (2012)
- [4-13] T. Yano et al, Journal of Nuclear Materials 179-181 387-390 (1991)
- [4-18] T. Yano et al, Journal of Nuclear Materials 283-287 947-951 (2000)
- [4-19] T. Shikama et al. ‘Electrical properties of ceramics during reactor irradiation’, Journal of Nuclear Materials 258-263 1867 (1998)
- [4-20] T. Yano, et al., ‘Neutron irradiation damage in aluminum oxide and nitride ceramics up to a フルエンス of  $4.2 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ’, Journal of Nuclear Materials, 283–287 947 (2000)
- [4-21] T. Nishitani, et al., ‘Irradiation effects on magnetic probes made of mineral insulated cable’, Fusion Engineering and Design 51–52, 153 (2000)
- [4-22] A. Ejiri ‘4.2 プラズマ諸量測定に必須の計装・計測器候補 4.2.1 トカマク’, NIFS-memo-68 Sec. 4.2.1 (2014)

## 5. 常時型計測と炉の整合性

### 5.1 目的と検討手順

常時型計測の炉整合性の確認することは重要である。本章では、ブランケット領域である第一壁 (FW) 占有面積の見積、保守の確認、耐放射線環境の評価、照射試験仕様を示す。対象計測として炉内 (真空容器内) に置くもののみとし、現段階で適切な計測手段がないもの、実現が困難なものは対象外とし、今後の課題とした。以下に検討の手順、考え方を示す。

各計測について、ITER 等での同種計測の情報、特に図面を探し、構成と大まかなサイズ情報を得る。原型炉で要求される視線数等の要求性能、配置上の制約、放射線環境を考慮しながら、構成部品の部品名、配置場所、個数、サイズ、材質、照射試験の有無を決定する。配置上の制約としてポート以外でブランケット (FW からの距離 0.6 m 以下)、バックプレート (距離 1 m 以下)、真空容器 (距離 1 m 以上) に穴を開けないことを原則とした。放射線環境推定として、照射試験仕様を決めるために重要な中性子フラックスを推定し、放射線加熱、冷却方法は評価しない。また、運転停止後放射線環境の時間推移 (Shut down dose rate) は検討しない。

対象部品の中性子フラックスは、配置場所 (FW、Zone A、Zone B、Zone C1、Zone C2) で決まる環境中性子フラックスとストリーミングで決まる視野フラックスの和できまるとし、後者は後述する公式で計算する。交換年数は最短 2 年とし、フルエンスを評価する。また、 $\gamma$  線フラックスは、中性子フラックスに比例するとして計算する。明らかに中性子フルエンスに耐えられない部品は使わないか、屈曲構造 (Dog-Leg 構造) を用いてフラックスを軽減してから用いることを原則とする。

典型的な構成部品とその材質、照射試験については、原則として以下のように考える。

- (1) ダクトと屈曲 (Dog-Leg) 構造：プラズマからの光等を導きながら、ミラー等の部品を保護し、また炉外への放射線の漏洩を抑制するために細長いダクトを用いる。計測の構成に応じてダクトの長さや半径と本数を決める。金属ミラーの中性子照射試験では、 $1.4 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$  で変化無しとされている [5-1, 5-2]。一方、EU DEMO での検討では、中性子よりも、スパッタリング、デポジションが問題になるとされ、細長いダクトの先に第一ミラーを配置しそこに存在する中性粒子で高エネルギーの粒子束を抑制するとしている。具体的には、2 年間耐えられるようダクトの長さ  $L$  と半径  $r$  の比は、反射する波長に応じて、赤外： $L/r=40$ 、可視光： $L/r=50$ 、VUV： $L/r=80$  [5-3] である。ただし、ミラーの劣化を少しでも避けたい場合は、光量を減らすことを覚悟で  $L/r$  を増やすか、ミラークリーニング機構、シャッターを用いる。ダクトの材料は構造材、遮蔽材と同じものを使うとし、材質の指定は無し、照射試験も不要とする。ただし、中性子計測のコリメータはタングステンとする。
- (2) ミラー：プラズマから直接見込むものを第一ミラー、それ以降を第二ミラー、…… とする。ミラー材は、遠赤外：タングステン、赤外可視：モリブデン、ロジウムとする。不明な場合スパッタリングの少ないロジウムを選択する [5-4]。
- (3) 窓材： $1 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$  から劣化し始めるのでこれ以下になるようにする。真空境界 Zone C2 の環境放射線であれば問題ない [5-1, 5-2]。
- (4) ミラー駆動機構：熱変形等での計測視線のずれを常に補正しなければならない場合は、ミラー駆動機構等は必要である。逆に、視線が多少ずれてもよいもの、特に視線数が少ないものは、駆動機構は不要とする。視線のずれの補正には、ピエゾ素子を用いたミラー駆動機構を使うとし、ピエゾ素子を照射対象とする。
- (5) 冷却機構：プラズマを見る計測には冷却機構は必須とする。ただし、材質、構造の指定はせず、照射試験対象とはしない。プラズマを見ない計測については、冷却機構は無しとし、周りの構造からの冷却を期待し、環境温度を仮定する。
- (6) ミラークリーニング機構、シャッター：原則としてこれらは無しとする。ミラーの劣化に敏感な計測 (光強度の絶対値測定等) では、用いてよいとするが、使用する波長は、劣化の影響の小さい長波長とする。ただし、クリーニング機構、シャッター使用時は測定不能であると想定し、測定不能時間が許容できない場合は、2 システムを用意し片方ずつ、シャッターを閉め、クリーニングする。シャッターの駆動は AC サーボモーターを想定する [5-5]。

- (7) 真空窓、ファイバー：真空境界で窓の使用は可能。ただし、ドッグレッグ構造で、中性子フルエンスを減らす必要がある。真空容器内でのファイバーは使用不可とする。
- (8) 配線：微小電圧の積分が問題になる磁気計測を除いて、配線は使用可能
- (9) 電気回路、センサー：磁気計測等、真空側 (FW, Zone ABC) に置かないといけないものは別途検討する (4.4 節参照)。

## 5.2 構成、占有面積、保守

原型炉では、十分なトリチウム増殖を行うために第一壁の大部分はトリチウム増殖モジュール (TBM) でおおわれなければならない。文献 [5-6] での計算ではトリチウム増殖比を 1.05 とすると、第一壁の 99% は TBM であり、残り 1% (11 m<sup>2</sup>) が計測と加熱に使える面積であり、NBI に 3 m<sup>2</sup>、ECH に 1m<sup>2</sup> とすると計測に使える面積は 7 m<sup>2</sup> である。これは ITER における計測の面積より 1 桁小さい。表 5.1 に被制御量・モニター量、計測機器、視線数チャンネル数、第一壁占有面積、ダクト、ポート、設置位置等、炉内構成の有無をリストする。計測の第一壁占有面積は、5.4 m<sup>2</sup> となり、原型炉において確保できると考えられる。ただし、マイクロ波反射計、ECE 計測用ホーンアンテナは、TBM の隙間に配置するとしており検討を要する。また、揺動計測用微分型磁気計測を第一壁に、TBM と一体にして配置することを想定しており、より具体的な配置組み込み方法を検討する必要がある。

表 5.1 計測の構成、占有面積、保守

大分類	小分類	被制御量 (モニター量) / 数	計測器	視線数、チャンネル数	第一壁占有面積	計測ダクト寸法 (m) (縦×横×長さ)	使用ポート、設置位置	その他 (構造上の制約など)	炉内校正の有無	交換年数
平衡	ギャップ、X点、ストライクポイント	LCFS位置/6か所	反射計	反射計: 16か所x2 トロイダル	50x25mm x 160=0.2 m <sup>2</sup>	φ100mmx160	第一壁にアンテナ開口。ポートロイダル方向に沿って配置	ブラケットにトロイダル方向の隙間を設けてアンテナをポロイダル磁気計測の節参照	無	-
平衡/不安定性	ギャップ、X点、ストライクポイント、電子密度 (線平均、分布)	線平均密度、電子密度/5点	磁気計測	各種磁気センサー: 350程度	—	—	—	—	無	—
燃焼	電子密度 (線平均、分布)	線平均密度、電子密度/5点	トロイダル干渉計・偏光計 (ポロイダル干渉偏光計はα分布に搭載)	トロイダル干渉計・偏光計: 3	0.5 m <sup>2</sup>	0.04x0.04*(2.0+3.0)	EP、内壁	—	無	2年
燃焼	電子密度 (線平均、分布)	線平均密度、電子密度/5点	反射計	反射計: 4 (HFS 0, HFS XL, LFS 0, LFS XR)	50x25mm x 16=0.02 m <sup>2</sup>	φ100mmx16	—	上の反射計参照	無	—
燃焼	DT比	nd/nt比	2結晶型スペクトロメーター、反跳陽子磁気スペクトロメーター	1?数視線	100x100mmx5=0.05 m <sup>2</sup>	φ100mmx5	EP。ただし、後方にコリメーターが伸びる	—	—	—
燃焼	Ar等密度 (コア)	中心付近での代表的な値	VUV分光、X線分光	2(予備)x4(core)+5(edge) X-ray	0.5 m <sup>2</sup>	1.0x0.5x1.0+	赤道面18	結晶分光器の先に四角錐的構造	有	2年
燃焼	W等密度 (コア)	中心付近での代表的な値	VUV分光、X線分光	2(予備)x4(core)+5(edge) VUV	—	0.4x0.4x0.5	—	—	—	—
燃焼	不純物流入量	代表的な値	可視分光器、VUV分光	1(赤道面)、2(内外ストライク点)	—	—	—	—	—	—
燃焼	Zeff	線平均値	可視分光器 (絶対光量)	1(赤道面)	—	—	—	—	—	—
燃焼	温度分布	イオン温度/5点あるいは電子温度/5点	ECE: 局所電子温度	10	50x25mm x 10=0.013	φ100mmx10	—	上の反射計参照	—	—
燃焼	温度分布	イオン温度/5点あるいは電子温度/5点	X線分光: 線積分不純物温度。上のX線分光と兼用	4(core)+5(edge)	—	—	—	—	—	—
燃焼	中性子発生率分布	中性子発生率	—	2方向10点・R方向5点程度 (設置できるコリメーター数による)	100x100mmx10=0.1 m <sup>2</sup>	φ100mmx10	10 (Z方向、R方向分布を測定するために、多数の鉛直視線と水平視線が必要)	—	—	—
燃焼	電流分布 (q分布)	安全係数/5点	ポロイダル偏光計	ポロイダル干渉計・偏光計: 5-10	2.2 mx0.6 m+0.1mx0.1mx10=1.4m <sup>2</sup>	—	EP (ITERと同じ1/3ドローアー)	—	—	—
ダイバーター	ターゲット前面 Te & ne	Te, ne	可視分光	EP10視線、ドーム下10視線 (内外ターゲットに沿って各5~10点)	VP: 0.6x1.1, EP: 0.6x2.2, DP: 0.6x1.1 (total: 2.6 m <sup>2</sup> )	φ0.06x2.4	EP, DP	—	有	2年
ダイバーター	ダイバーター不純物密度	不純物輝線強度	可視分光	EP10視線、ドーム下10視線	—	—	EP, DP	—	有	—
ダイバーター	ダイバーター板温度	ターゲット板表面温度	IR	EP10視線、ドーム下10視線 (内外ターゲットに沿って各5~10点)	—	—	EP, DP	—	有	—
ダイバーター	第一壁温度	壁温度 (リミター表面温度)	IR	EP4視線	—	—	EP	—	有	—
ダイバーター	ダイバーター放射分布 (放射パワー、ピーク位置)	放射パワー	ポロメータ	VP10視線、EP10視線、ドーム下10視線	—	—	VP, EP, DP	—	—	—
ダイバーター	SOL/コア放射パワー	放射パワー	ポロメータ	VP10視線、EP10視線	—	—	VP, EP	—	—	—
Total Area [m <sup>2</sup> ]					5.383					

### 5.3 補足説明

EU DEMO では2倍の数を準備することで、故障へ対応する。一方、ITER では複数種類の計測を用意する。本検討では、主な分光計測では、視線数を2倍にして冗長性を持たせる。マイクロ波反射計、ECE 計測等で用いる導波管アンテナは、測定位置数を2倍にするなどで冗長性を持たせる。

#### 5.3.1 マイクロ波計測用アンテナ

ギャップ、X 点、ストライクポイント、電子密度測定に反射計を用い、電子温度測定に ECE を用いる。これらは、いずれも、第一壁に導波管型アンテナ（、ホーンアンテナ）開口部を持ち、そこから後方へ導波管、バンドが続く。これらはダクト状の形状をもち、材質としては原型炉の主要構造材であるフェライト鋼を想定している。ただし、マイクロ波が通る内面は、電気伝導を増すために、金や銅等でコーティングする。

第一壁でのアンテナ開口部の寸法は、ITER での反射計設計を参照し、アンテナ一つ当たりの第一壁占有スペースを 50 mm x 25 mm とする。ギャップ制御用の反射計は、プラズマの位置、形状変化に伴う反射波信号強度の低下の影響を軽減するために、1 か所の測定点あたり、送信受信で合計 10 本のアンテナを配置する。冗長性を考慮して、16 か所で測定するとした。

#### 5.3.2 干渉計・偏光計、分光計測用第一ミラー

プラズマを直接見込む第一ミラーは、スパッタリング等で劣化する恐れがあり、EU DEMO での検討を参照して、細長いダクトの先に設置する。ダクトの長さ半径の比は、5.1(1)で述べた値とする。また、第一ミラーの劣化を考慮して2年ごとに交換する。ダクトの材質は、構造材と同じフェライト鋼を用いる。絶対値測定で、劣化をできるだけ軽減するために、一部の第一ミラーは、シャッターを備え、必要時のみシャッターを開けて測定する。

#### 5.3.3 コア分光測定

コア分光測定の4種は、第一ミラーから真空窓の外のあるところまでを共用し、部品点数や占有面積を減らす。

#### 5.3.4 ダイバーター分光測定

ダイバーター分光測定6種は、あるところまでの光学系を共用し、部品点数や占有面積を減らす。可視分光（波長 200 nm–1000 nm）及び IR サーモグラフィ（波長 1.5  $\mu\text{m}$ –4.5  $\mu\text{m}$ ）は真空容器内では光学系を共用し、真空容器外で波長ごとに分離して各用途に用いる。ボロメータ（0.1 nm–1 mm）は可視光、赤外光用第一ミラーまでのダクトは、可視光、赤外光測定と共用し、第一ミラーに穴をあけ、そのミラーの裏にボロメータ用検出器を設置してプラズマを直視する。ただし、耐放射線性能によっては第一ミラーの利用も検討する。この場合は、ロジウム単結晶ミラーを用いたとしても波長 0.1 nm での入射角は約 89°でなければならない。

鉛直ポート（VP）、ダイバーターポート（DP）を用いる分光測定の第一壁占有面積は、視線を振る角度範囲が狭いため、赤道ポート（EP）での面積の半分とした。DP を計測に利用できるかについては要検討である。ダクト寸法は、ボロメータの第一ミラー使用可能性も考慮して真空紫外光の要求仕様である  $L/r=80$  を満たすようにした。ボロメータの第一ミラー使用が不要な場合は、可視光の要求仕様である  $L/r=50$  の設計が可能である。ITER 同様に視線位置調整用第二ミラー、感度変化防止用シャッター（壁洗浄・コンディショニング時に使用）を設置する。また、第一ミラーの放電洗浄が必要となる可能性がある。ただし、その場感度校正法があれば、シャッターはなくてもよい。ボロメータ素子とプラズマの間に第一ミラーを挟む可能性については[5-7]を参照。また、ITER 用ボロメータセンサー仕様については [5-8] を参照。

ITER でのボロメータ計測位置での中性子束は  $10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>/s [5-8] である。JA DEMO で上記の真空紫外光 ( $L/r=80, r=0.03$  m)、可視光 ( $L/r=50, r=0.03$  m) の要求仕様を満たすダクトを用いた場合、第一ミラー位置での中性子束はそれぞれ  $3 \times 10^{11}$ 、 $8 \times 10^{11}$  n/cm<sup>2</sup>/s であり ITER より小さな値となる。ITER

でボロメータの耐放射線性能が検証されれば、JA DEMO では可視光の要求仕様を満たすダクト寸法及び ITER で使用される光学系を利用可能であると考えられる。

### 5.3.5 その他

モーター、ストレインゲージ、ペリスコープ等については [5-9] を参照。ITER CXRS 用シャッター仕様については [5-10] を参照。

## 5.4 照射計画

### 5.4.1 放射線環境の推定

照射試験対象部品について、場所 (FW, Zone A, B, C1, C2) を確認し、場所で決まる中性子フラックス (環境中性子)、ストリーミングで決まる中性子フラックス (視野中性子) を公式で計算し、和をとる。視野ガンマ線のフラックスは、視野中性子フラックスと同様にスケールすると仮定するが、環境ガンマ線フラックスは場所に依存するとする。プラズマからの光を反射するミラーは、中性子に照射される代表的な部品であり、公式で計算する。一方、ミラー調整用ピエゾ素子やミラーを覆うシャッターは、ミラー近傍に配置されことからミラーと同じフラックスを仮定する。

求めた中性子フラックス、ガンマ線フラックスに使用年数と安全率 2 倍をかけてフルエンスを求める。年数はブランケット、ダイバーター等と共に交換できそうなものは 2 年。そうでないものは 20 年とする。ただし、可能ならば、20 年とする。ちなみに文献 [5-10] では 1.5 倍の安全率を想定している。

視野フラックスは以下のように計算する。文献 [5-11] の屈曲構造による中性子フラックスの距離  $L$  依存性の減衰の最初の直線部分の計算結果を用いると、14 MeV 中性子 (の点源に対する) フラックスは  $1/(4\pi L^2) \sim 10/(4\pi L^2)$  となる (図 5.1)。

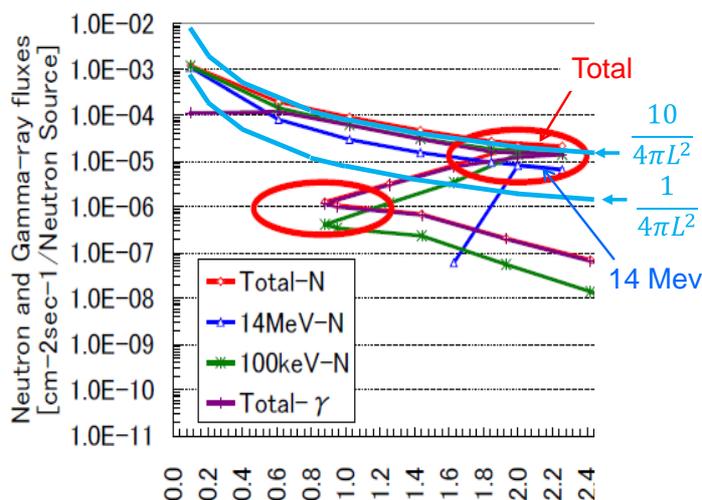


図 5.1 屈曲構造での中性子、ガンマ線フラックスの減衰の様子。横軸は、第一壁から (水平) 距離を表す。文献 [5-11] 中の図を一部改変した。

ダクトを進むにしたがって、低エネルギー中性子が増えていくが、エネルギーの変化は考慮せずに照射仕様を決める。以下の式を用いて計算することにする。半径  $r$ 、長さ  $L$  のダクトの先の第一ミラー (FM) のフラックスは

$$f_{FM} = f_{FW} \times 10 \times \pi r^2 / (4\pi L^2) \text{ [n/cm}^2\text{/s]}$$

とする。ただし、 $f_{FW}$  は JA DEMO の第一壁 (FW) のフラックス:  $f_{FW} = 7.7 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>/s。鏡等が視野 (ダクト軸) に対して斜めに設置されている場合は、その効果を  $f_{FM0} = f_{FM} \times \sin \theta$  で考慮する。第一ミラーの後方には二番目のダクトがあり、その先に、第二ミラー (SM) 等がある。ここでのフラックスを評価する必要がある場合は、FM でのフラックスに FM での反射率 1/3 をかけて、FM-SM 間のダクトの  $L, r$  を用いて、

$$f_{SM} = f_{FM} \times (10/3) \times \pi r^2 / (4\pi L^2) \text{ [n/cm}^2\text{/s]}$$

で計算する。この計算では、 $f_{FM0}$  ではなく  $f_{FM}$  を用いることに注意。ここで用いる反射率の 1/3 は以下のように求めた。図 5.1 の 100keV 以上の中性子（緑線）の Flux の左端から 1.0 m 程度までの減衰（1桁）と FM から SM までの減衰（1 m 程度で 1/30）を比較する。両者とも距離は 1m 程度と同じなので、その比は、FM での反射率を表すと解釈し、反射率を 1/3 とした。

SM 以降は、必要に応じて三番目のダクト、第三ミラー等を配置する。より、簡易的な計算方法として、Dog-Leg 一段（鏡 2 枚）でフラックスを  $10^{-5}$  倍とし、鏡 1 枚は Dog-Leg 0.5 段とし、 $10^{-2.5}$  倍とする方法も考えられるが、今回は採用しなかった。視野ガンマ線フラックスは視野中性子フラックスの  $10^{-14}$  [MGy/h]/[n/cm<sup>2</sup>/s] 倍とする。すなわち

$$f_G \text{ [MGy/h]} = f_n \text{ [n/cm}^2\text{/s]} \times 10^{-14}$$

とする。

環境放射線は、配置場所に応じて下記表の値を用いる [5-12]

表 5.2 各場所における環境放射線の値

場所	中性子 [n/cm <sup>2</sup> /s]	ガンマ線 [MGy/h]/
FW	7.70E+14	3.2
DIVD	6.90E+13	2
Zone A	2.00E+13	0.3
Zone B	1.00E+10	0.001
Zone C1	1.00E+06	1.00E-05
Zone C2	1.00E+06	1.00E-07

各部品の放射線は視野放射線と環境放射線の和とする。例えば、第一ミラーの放射線は、ダクトの長さで半径で決まる視野フラックスを角度で補正した視野放射線値と、第一ミラーの設置場所に応じた環境放射線の和とする。視野フラックスのガンマ線フラックスは、視野中性子フラックスに上述した割合を乗じて求める。表 5.3 に第一ミラー、第二ミラー、窓と三つのダクトで構成される場合の計算例を示す。第一ミラー、第二ミラーはダクト軸に対して 45 度傾いており、視野放射線の計算ではその効果を考慮している。

表 5.3 放射線計算例。第一壁 (FM) からダクト ( $L/r=1/0.05$ )、第一ミラー (FM)、ダクト ( $L/r=0.5/0.05$ )、第二ミラー (SM)、ダクト ( $L/r=10/0.05$ )、窓 (W) の順に光等が伝搬する例。視野放射線は、ダクト通過による減衰、鏡での反射時の減衰、鏡の傾きの効果の補正を考慮する。視野放射線と場所で決まる環境放射線の和をその部品の照射フラックスとする。

視野放射線					FM反射率	3.33E-01		SM反射率	3.33E-01
FW Flux	ダクト長	ダクト半径	FM	ダクト長	ダクト半径	SM	ダクト長	ダクト半径	W
7.70E+14	1	0.05	4.81E+12	0.5	0.05	4.03E+10	10	0.05	1.46E+06
		角度	4.50E+01		角度	4.50E+01		角度	9.00E+01
		FM Flux角度効果付き	3.41E+12		SM Flux角度効果付き	2.85E+10		W Flux角度効果付き	1.46E+06
		$\gamma$ 線Flux	3.41E-02		$\gamma$ 線Flux	2.85E-04		$\gamma$ 線Flux	1.46E-08
環境放射線		ZoneB	1.00E+10		ZoneB	1.00E+10		ZoneC1	1.00E+06
			1.00E-03			1.00E-03			1.00E-05
		総中性子	3.42E+12		総中性子	3.85E+10		総中性子	2.46E+06
		総 $\gamma$ 線	3.51E-02		総 $\gamma$ 線	1.29E-03		総 $\gamma$ 線	1.00E-05

表 5.4 に各計測の部品と、配置場所、材質、個数、構造（寸法）、照射試験の対象とするか否か、想定した中性子フラックス、ガンマ線フラックス放射線フラックスの一覧を掲載する。

表 5.4 計測の構成と放射線環境

計測名	部品名	場所	材質	個数	構造	照射試験	中性子Flux [n/cm <sup>2</sup> /s]	γ線Flux [MGy/h]
反射計・ECE (ギャップ、電子密度、電子温度)	ホーン	ZoneA	フェライト鋼+Wコート	160	L/r=1/0.05			
	バンド	ZoneA	フェライト鋼+Wコート	160	φ0.1/t0.01	○	3.4E+12	3.51E-02
	導波管	ZoneB	フェライト鋼+Wコート	160	L/r=0.5/0.05			
	バンド	ZoneA	フェライト鋼+Wコート	160	φ0.1/t0.01	○	3.9E+10	1.29E-03
	導波管	ZoneB	フェライト鋼+Wコート	160	L/r=10/0.05			
トロイダル偏光計	W	ZoneC1	石英	160	φ0.1/t0.01	○	1.3E+06	1.03E-07
	ダクト	ZoneA		3	L/r=1/0.05			
	FM	ZoneB	W	3	φ0.1/t0.01	○	8.6E+11	9.51E-03
	冷却機構	ZoneB						
	ダクト	ZoneB		3	L/r=5/0.05			
	SM	ZoneC1	W	3	φ0.1/t0.01	○	1.7E+10	1.07E-03
	鏡駆動機構	ZoneC1	ピエゾ素子			○	3.6E+07	1.03E-05
X/VUV分光	ダクト	ZoneC1		3	L/r=5/0.05			
	W	ZoneC1	石英	3	φ0.1/t0.01	○	1.0E+07	1.01E-05
	ダクト	ZoneA						
	結晶分光器	ZoneB	Quartz	18		○	5.3E+12	5.42E-02
	冷却機構	ZoneB						
ボロメータ	ダクト	ZoneB		18				
	多芯計数管	ZoneC1		18		○	2.1E+10	1.11E-03
ポロイダル偏光計	ダクト	ZoneA	タングステン	6				
	メタルボロメーター	ZoneB	金属ボロメーター	6		○	1.3E+11	2.23E-03
	ダクト	ZoneA		10	L/r=1/0.05			
	FM	ZoneB	モリブデン	10	φ0.1/t0.01	○	3.4E+12	3.51E-02
	冷却機構	ZoneB						
	ダクト	ZoneB		10	L/r=0.5/0.05			
	SM	ZoneB	モリブデン	10	φ0.1/t0.01	○	3.9E+10	1.29E-03
	冷却機構	ZoneB						
	ダクト	ZoneC1		10	L/r=1/0.05			
	TM	ZoneC1	モリブデン	10	φ0.1/t0.01	○	1.0E+08	1.14E-06
可視分光、IR、ボロメータ	鏡駆動機構	ZoneC1	ピエゾ素子	20		○	1.0E+08	1.14E-06
	ダクト	ZoneC1		1	L/r=10/0.5			
	W	ZoneC1	石英	10	φ0.1/t0.01	○	1.3E+06	1.03E-07
	ダクト	ZoneA		30	L/r=2.40/0.03			
	シャッター	ZoneB	CuCrZr、8Y2O3-ZrO2	30	φ0.10	○	2.2E+11	3.13E-03
	FM	ZoneB	ロジウム	30	φ0.10/t0.01	○	2.2E+11	3.13E-03
	冷却機構	ZoneB						
	ボロメータ用センサー	ZoneB	Au or Pt on Si3N4	30	0.03×0.02×0.005	○	2.2E+11	3.13E-03
	ダクト	ZoneB		30	L/r=1.00/0.03			
	SM	ZoneB	ロジウム	30	φ0.10/t0.01	○	1.0E+10	1.00E-03
	冷却機構	ZoneB						
	鏡駆動機構	ZoneB	ピエゾ素子	30		○	1.0E+10	1.00E-03
中性子分布計測(ダイヤモンド検出器)	ダクト	ZoneB		30	L/r=1.00/0.03			
	TM	ZoneC2	ロジウム	30	φ0.10/t0.01	○	1.7E+07	2.61E-07
	冷却機構	ZoneC2						
	ダクト	ZoneC2		30	L/r=6.60/0.03			
	W	ZoneC2	サファイア	30	φ0.10/t0.01	○	1.0E+06	1.00E-07
	ダクト	ZoneABC		15	L/r=12/0.05			
	ダイヤモンド検出器	VV外	ダイヤモンド	15	φ0.01/t0.01	○	2.1E+10	2.24E-04

#### 5.4.2 照射仕様

表 5.5 に照射対象とした部品名、配置場所、材質、寸法、使用期間、最大照射中性子フルエンス、参考照射ガンマ線フルエンス、オンライン計測、照射後試験、ガンマ線遮蔽の必要性、温度、雰囲気リストした。フルエンスは、フラックスに使用期間（すべて2年）を乗じて求めた。表 5.5 中のシャッター、ボロメータセンサーについては、文献 [5-12, 5-13]を参照。

各計測では、同じ部品、同じ素材の部品を用いている場合が多数あり、表 5.5 では、それらの中で最大フルエンスを示すもののみを取り上げた。さらに、安全率の2倍をかけて照射フルエンスとした。また、鏡等、素材が同じで波長が違うものも一つに集約し、照射後に（オフラインで）各波長で試験する

こととした。また、鏡等の光学特性が重要となるものは、比較的小さな寸法の素材での照射を想定し、部品として総合的な試験（例えば、変形、剛性などを含む部品としての機能の試験）は想定しない。マイクロ波導波管は、導波管部品ではなく、素材として照射し試験するとしているが、それでよいか検討する必要がある。多くの部品は、照射後に特性を測定すればよいと考えられるが、磁気計測用センサーの RIC、RIEMF については、フラックスを指定したオンライン計測が必要。磁気計測でなくても、長いケーブル、微小電圧測定では上記 RIC、RIEMF が問題になる場合があり、注意が必要である。

多くの部品は、プラズマと空間的に直結し、周囲の圧力とガス種は真空容器内でほぼ同一と考えてよいだろう。また、部品の温度は、適切な冷却機構により周囲の構造と同じ温度程度に保たれるものと仮定した。実際には、熱による変形、温度勾配による微小電圧の発生などを検討した上で、それに対応した冷却機構と温度を考えなければならない可能性があるが、今後の課題とする。

表 5.5 照射部品名、最大照射中性子フルエンス等

計測名	部品名	場所	材質	構造	交換 期間 [year]	最大照射 中性子フル エンス [n/cm <sup>2</sup> ]	参考：γ 線フルエ ンス [MGy]	オンライ ン計測	照射後試 験 (PIE)	ガンマ 線の遮 蔽の必 要性	温度	雰囲気
マイクロ波 計測	バンド	FW/Zone A	フェライ ト鋼+タ ングステ ンコート	φ0.1/t0.01	2	4.3E+20	6.1E+02	無	マイクロ 透過試験	無	FW	プラズマ 周辺部
トロイダル 偏光計	鏡	ZoneB	タングス テン	φ0.1/t0.01	2	1.1E+20	1.7E+02	無	反射率測 定	無	ZoneB	プラズマ 周辺部
トロイダ ル・ポロイ ダル偏光計/ マイクロ波 計測	窓	ZoneC1	石英	φ0.1/t0.01	2	1.3E+15	1.8E-01	無	反射率透 過率測定	無	ZoneC1	プラズマ 周辺部
X/VUV分光	結晶分光器 用結晶	ZoneB	石英	φ0.1/t0.01	2	6.7E+20	9.5E+02	無	反射率測 定	無	ZoneB	プラズマ 周辺部
X/VUV分光	多芯計数管	ZoneC1		φ0.1/t0.01	2	2.7E+18	1.9E+01	無	動作試験	無	ZoneC1	プラズマ 周辺部
ポロイダル 偏光計	鏡	ZoneB	モリブデ ン	φ0.1/t0.01	2	4.3E+20	6.1E+02	無	反射率透 過率測定	無	ZoneB	プラズマ 周辺部
可視分光、 IR、ポロ メータ	シャッター *	ZoneB	CuCrZr、 8Y2O3- ZrO2 SUS316L	φ0.10	2	2.8E+19	5.5E+01	無	動作試験	無	ZoneB	プラズマ 周辺部
可視分光、 IR、ポロ メータ	鏡	ZoneB	ロジウム	φ0.10/t0.01	2	2.8E+19	5.5E+01	無	反射率測 定	無	ZoneB	プラズマ 周辺部
可視分光、 IR、ポロ メータ	ポロメータ 用センサー #	ZoneB	Au or Pt on Si3N4	0.03×0.02× 0.005	2	2.8E+19	5.5E+01	無	動作試験	無	ZoneB	プラズマ 周辺部
可視分光、 IR、ポロ メータ、偏 光計	鏡駆動機構	ZoneB	ピエゾ素 子	φ0.02/t0.05	2	1.3E+18	1.8E+01	無	動作試験	無	ZoneB	プラズマ 周辺部
可視分光、 IR、ポロ メータ	窓	ZoneC2	サファイ ア	φ0.10/t0.01	2	1.3E+14	1.8E-03	無	反射率透 過率測定	無	ZoneC2	プラズマ 周辺部
中性子分布 計測	ダイヤモンド 検出器	ZoneABC	ダイヤモ ンド	φ0.01/t0.01	2	2.7E+18	3.9E+00	有（動作 試験）	動作試験	無	VV外	プラズマ 周辺部
磁気計測	絶縁物	FW	セラミッ ク	0.01x0.01x0. 01	2	9.7E+22	1.3E+05	有（電気 伝導度）		無	FW	プラズマ 周辺部
磁気計測等	MIケーブ ル	FW	導体,セラ ミック	φ0.003xL5 (巻線でφ 0.10/t0.05)	2	9.7E+22	1.3E+05	有（電気 伝導度）		無	FW	プラズマ 周辺部

照射、照射後試験で、異なる形状や大きさでの照射が必要と判明した場合に、あらたな照射を行う可能性を持たせるために、照射仕様に「冗長性」を持たせることは必要である。同様に、最大照射フルエンスで、部品の健全性を確認できるとは限らず、より低いフルエンスでの照射も必要であり、また、確率的な振る舞い、アクシデントによる照射の中断を考慮して照射の冗長性を持たせる必要がある。ここでは、2倍の冗長性を持たせることとし、集計上では同一条件を2回（個数を2個）とした。照射フルエンスのレベルとして、最大照射フルエンスの1、1/2、1/5、1/10、1/20、1/50倍の6レベルを想定する。実際には、7フルエンスでの照射を行った後に、フルエンスのレベルを変えて必要なフルエンス近傍での精度を上げた照射を行うなどの効率的な照射を考えるべきであろう。表 5.6 に照射試験フルエンスの集計を示す。また、全体の照射量の規模を把握するために照射フルエンスに体積をかけた量（単位は  $\text{cm}^3 \text{ n/cm}^2$ ）を記載した。計測器の合計照射規模は、 $3.7\text{E}+26 \text{ cm}^3 \text{ n/cm}^2$  であり、そのほとんどは、FWに配置する高速磁気計測用のMIケーブルである。FWに配置することから最大照射フルエンスは、 $2.4\text{E}+23 \text{ n/cm}^2$  である。また、MIケーブルの状態でのオンライン試験を想定しており、合計照射規模  $3.7\text{E}+26 \text{ cm}^3 \text{ n/cm}^2$  の99.4%がMIケーブルで占められており、再考する必要があると考えられる。

#### 5.4.3 A-FNSによる照射の検討

現在、量子科学技術研究開発機構 六ヶ所研究所では、核融合炉構造材料照射のための核融合中性子源 A-FNS の設計を進めている。A-FNS は 40 MeV、125 mA の重陽子 ( $\text{D}^+$ ) ビームを液体リチウムターゲットに入射させ、 $\text{d-Li}$  反応により、約 14 MeV のエネルギーの中性子を発生させる装置である。A-FNS では、この中性子を利用した核融合炉構造材料の照射試験だけでなく、計測制御機器素材の照射試験も計画されている。これまでに、A-FNS の概念設計書 [5-13] を完成させ、現在は工学設計段階に移行したところである。

図 5.2 に A-FNS の照射場である試験セルと呼ばれる部屋の水平断面図を示した。試験セルの周囲は、下流側 4 m、上流側と側方は 3.5 m、天井は 2.5 m、床は 2 m の遮蔽コンクリートで囲まれている。試験セルの中に、液体リチウムターゲットがあり、 $\text{D}^+$  ビームが入射され中性子が発生する。リチウムターゲットの背面はバックプレート (Back Plate: BP) と呼ばれており、中性子発生源から最も近くに位置しており、中性子照射を最も受ける構造物である。試験セルの中の照射場は、リチウムターゲットに近い側から、高中性子束試験モジュール (High Flux Test Module: HFTM) 領域、中間中性子束試験モジュール領域 (Middle Flux Test Module: MFTM)、低中性子束試験モジュール (Low Flux Test Module: LFTM) 領域と 3 つの領域に便宜上別けることができる。HFTM 領域では主に核融合炉構造材料照射試験を行うモジュールが設置され、MFTM 領域ではトリチウム回収試験が予定されている。現在、計測制御機器素材の照射試験のためのモジュールは LFTM 領域に設置されることが予定されている。図 5.2 には、計測制御機器照射モジュールの断面拡大図が示されており、10 cm 程度の試験体を設置できる照射キャプセルが 17 本、20 cm 程度の試験体が設置できる照射キャプセルが 3 本設置できる構造になっている。これらの設計は、今後の計測制御機器の照射検討に対して変更していく計画である。

表 5.6 に計測制御機器素材に対する照射試験項目と、試験で要求される中性子フルエンスを示した。合わせて A-FNS での照射を想定した際に照射にかかる年数の推定を示した。試料サイズはどれも直径 10 cm 以下であり、計測制御機器照射モジュールへの設置には現在の設計においても特に問題ない。モジュールの詳細設計は実施していないが、オンライン計測にも対応できるようにすることを想定している。温度管理の詳細についても今後の検討になるが、現在、核発熱の冷却ためにヘリウムガスを用いた冷却を検討している。実際に設置する場所での雰囲気、照射試験においても実現できるか、または代替の雰囲気でよいかについて今後、装置設計も含めて検討する必要がある。今回、主として検討したのは、照射試験において、各計測制御機器素材の照射試験で要求される最大の中性子フルエンスが A-FNS において実現可能かについてである。表 5.6 では、最大照射フルエンスの 1、1/2、1/5、1/10、1/20、1/50 倍の 6 レベルを想定し、それぞれの照射に必要な年数の推定を示した。照射位置は、LFTM 領域の計測制御機器照射モジュールに試料を設置した場合、仮に A-FNS で最も照射量が高い BP に試料を設置した場合（この場合 BP と干渉するため、実際には試料を設置することができないが、A-FNS での

照射の最大値とみなすことができる)、仮に HFTM 領域に試料を設置した場合 (HFTM 領域では核融合炉構造材料照射試験が予定されているが、その代わりに計測制御機器素材の試料を設置すると仮定して、核融合炉構造材料照射試験のキャプセルでの中性子フラックスの最大値を想定したが、試料の大きさなどの設置可能性については考慮していない) の3つについて検討した。表 5.7 に、BP 位置と LFTM 位置での全中性子フラックスおよび 0.1 MeV 以上のエネルギーの中性子フラックスが最大および最小になるキャプセルの値を示したこれらの中性子フラックスの値は、設置するモジュールの種類や位置によって、反射、散乱、吸収が起こるため異なるが、代表的な場合についての値を示した。また、1 年間フルパワーで運転した場合 (1 FPY) の 0.1 MeV 以上のエネルギーの中性子フルエンスを示した。表 5.6 の照射に必要な年数の推定では、この表 5.7 の値を基に、A-FNS の稼働率を 50% と仮定して求めた。計測機器は、設置場所により First Wall (FW)、Zone A、Zone B、Zone C1 および C2 に分類されており、中性子フラックスは、それぞれの位置で、 $7.7\text{E}+14$ 、 $2.0\text{E}+13$ 、 $1.0\text{E}+10$ 、 $1.0\text{E}+6$ 、 $1.0\text{E}+6$   $\text{n/cm}^2/\text{s}$  である。

本来計測制御機器素材の照射を予定している LFTM 領域での照射に必要な年数をみると、Zone C1 または C2 に設置することを想定している部品に対しては、1 年以下の照射でデータ取得が可能である。Zone B に設置することを想定している部品に対しては、必要な年数の見積りは幅が広く、3 年程度であれば現実的に可能であると考えられるが、10 年を超えるような部品に対しては、LFTM 位置ではすべての照射データを取得するのは難しいと言わざるを得ない。A-FNS で予定されている他の核融合炉材料照射試験との兼ね合いにはなるが、HFTM 位置で照射を行うとすれば、現実的な年数で、十分な照射データが取得できる可能性がある。現在、HFTM 位置において計測制御機器素材の照射ができるような設計になっていないため、A-FNS での本照射試験が必須であれば、設計検討と照射シナリオの検討が必要である。Zone A や FW への設置を想定しきる部品に関してはより厳しく、特に、絶縁物や MI ケーブルの照射試験に関しては、HFTM 位置においても 40 年程度の照射年数が必要である。仮に BP 位置での照射を想定したとしても 10 年程度が必要であり、すべての照射データを A-FNS で取得するのは現実的でない。FW での中性子フラックスは  $7.7\text{E}+14$   $\text{n/cm}^2/\text{s}$  であり、A-FNS の BP での中性子フラックスが  $6.0\text{E}+14$   $\text{n/cm}^2/\text{s}$  であることを考えると、中性子フラックスの比で 1.3 倍照射には必要であり、交換期間を 2 年としていることと、安全率として 2 倍の試験を考えていること、稼働率を 50% としていることから、 $1.3 \times 2 \times 2 / 0.5 \approx 10$  年程度必要なことが明白であり、FW 位置を想定した A-FNS での照射試験は難しいことがわかる。中性子のエネルギーは異なるが原子炉等で損傷のための照射のみ行い、A-FNS の高エネルギー中性子を用いて照射済試料のオンライン計測のみ行うといったような方法であれば、中性子フラックスがオーダーでは同程度であるため有効かもしれない。ただし、このような照射試験で十分であるかは考察が必要である。

表 5.6 照射試験フルエンスの集計

部品名	材質	構造	体積 [cm <sup>3</sup> ]	最大照射 中性子フル エンス [n/cm <sup>2</sup> ]	オンライン計測	回数	照射中性 子フルエ ンス [n/cm <sup>2</sup> ]	照射中性子フ ルエンスx回 数 x 体積 [cm <sup>3</sup> n/cm <sup>2</sup> ]	年数： LFTMの maxで稼 働率50% を想定 (1 年の fluenceは 1.1e+19)	年数：BP で稼働率 50%を想 定 (1年 のfluence は 0.95e+22 )	年数： HFTMを 想定BPの 1/4で稼 働率50% と仮定 (1年の fluenceは
ベンド	フェライト銅+タン グステンコート	φ0.1/t0.01	80	4.3E+20	無	2	4.3E+20	6.9E+22	3.9E+01	4.5E-02	1.8E-01
						2	2.2E+20	3.4E+22	2.0E+01	2.3E-02	9.1E-02
						2	8.6E+19	1.4E+22	7.8E+00	9.1E-03	3.6E-02
						2	4.3E+19	6.9E+21	3.9E+00	4.5E-03	1.8E-02
						2	2.2E+19	3.4E+21	2.0E+00	2.3E-03	9.1E-03
						2	8.6E+18	1.4E+21	7.8E-01	9.1E-04	3.6E-03
鏡	タングステン	φ0.1/t0.01	80	1.09E+20	無	2	1.1E+20	1.7E+22	9.9E+00	1.1E-02	4.6E-02
						2	5.4E+19	8.7E+21	4.9E+00	5.7E-03	2.3E-02
						2	2.2E+19	3.5E+21	2.0E+00	2.3E-03	9.1E-03
						2	1.1E+19	1.7E+21	9.9E-01	1.1E-03	4.6E-03
						2	5.4E+18	8.7E+20	4.9E-01	5.7E-04	2.3E-03
						2	2.2E+18	3.5E+20	2.0E-01	2.3E-04	9.1E-04
窓	石英	φ0.1/t0.01	80	1.3E+15	無	2	1.3E+15	2.1E+17	1.2E-04	1.4E-07	5.5E-07
						2	6.5E+14	1.0E+17	5.9E-05	6.8E-08	2.7E-07
						2	2.6E+14	4.2E+16	2.4E-05	2.7E-08	1.1E-07
						2	1.3E+14	2.1E+16	1.2E-05	1.4E-08	5.5E-08
						2	6.5E+13	1.0E+16	5.9E-06	6.8E-09	2.7E-08
						2	2.6E+13	4.2E+15	2.4E-06	2.7E-09	1.1E-08
結晶分光器用結 晶	石英	φ0.1/t0.01	80	6.72E+20	無	2	6.7E+20	1.1E+23	6.1E+01	7.1E-02	2.8E-01
						2	3.4E+20	5.4E+22	3.1E+01	3.5E-02	1.4E-01
						2	1.3E+20	2.1E+22	1.2E+01	1.4E-02	5.7E-02
						2	6.7E+19	1.1E+22	6.1E+00	7.1E-03	2.8E-02
						2	3.4E+19	5.4E+21	3.1E+00	3.5E-03	1.4E-02
						2	1.3E+19	2.1E+21	1.2E+00	1.4E-03	5.7E-03
多芯計数管		φ0.1/t0.01	80	2.66E+18	無	2	2.7E+18	4.3E+20	2.4E-01	2.8E-04	1.1E-03
						2	1.3E+18	2.1E+20	1.2E-01	1.4E-04	5.6E-04
						2	5.3E+17	8.5E+19	4.8E-02	5.6E-05	2.2E-04
						2	2.7E+17	4.3E+19	2.4E-02	2.8E-05	1.1E-04
						2	1.3E+17	2.1E+19	1.2E-02	1.4E-05	5.6E-05
						2	5.3E+16	8.5E+18	4.8E-03	5.6E-06	2.2E-05
鏡	モリブデン	φ0.1/t0.01	80	4.3E+20	無	2	4.3E+20	6.9E+22	3.9E+01	4.5E-02	1.8E-01
						2	2.2E+20	3.4E+22	2.0E+01	2.3E-02	9.1E-02
						2	8.6E+19	1.4E+22	7.8E+00	9.1E-03	3.6E-02
						2	4.3E+19	6.9E+21	3.9E+00	4.5E-03	1.8E-02
						2	2.2E+19	3.4E+21	2.0E+00	2.3E-03	9.1E-03
						2	8.6E+18	1.4E+21	7.8E-01	9.1E-04	3.6E-03
シャッター	CuCrZr、8Y2O3- ZrO2, SUS316L	φ0.10	200	2.81E+19	無	2	2.8E+19	1.1E+22	2.6E+00	3.0E-03	1.2E-02
						2	1.4E+19	5.6E+21	1.3E+00	1.5E-03	5.9E-03
						2	5.6E+18	2.2E+21	5.1E-01	5.9E-04	2.4E-03
						2	2.8E+18	1.1E+21	2.6E-01	3.0E-04	1.2E-03
						2	1.4E+18	5.6E+20	1.3E-01	1.5E-04	5.9E-04
						2	5.6E+17	2.2E+20	5.1E-02	5.9E-05	2.4E-04
鏡	ロジウム	φ0.10/t0.01	80	2.81E+19	無	2	2.8E+19	4.5E+21	2.6E+00	3.0E-03	1.2E-02
						2	1.4E+19	2.2E+21	1.3E+00	1.5E-03	5.9E-03
						2	5.6E+18	9.0E+20	5.1E-01	5.9E-04	2.4E-03
						2	2.8E+18	4.5E+20	2.6E-01	3.0E-04	1.2E-03
						2	1.4E+18	2.2E+20	1.3E-01	1.5E-04	5.9E-04
						2	5.6E+17	9.0E+19	5.1E-02	5.9E-05	2.4E-04
ポロメータ用セ ンサー#	Au or Pt on Si3N4	0.03×0.02× 0.005	3	2.81E+19	無	2	2.8E+19	1.7E+20	2.6E+00	3.0E-03	1.2E-02
						2	1.4E+19	8.4E+19	1.3E+00	1.5E-03	5.9E-03
						2	5.6E+18	3.4E+19	5.1E-01	5.9E-04	2.4E-03
						2	2.8E+18	1.7E+19	2.6E-01	3.0E-04	1.2E-03
						2	1.4E+18	8.4E+18	1.3E-01	1.5E-04	5.9E-04
						2	5.6E+17	3.4E+18	5.1E-02	5.9E-05	2.4E-04
鏡駆動機構	ビエソ素子	φ0.02/t0.05	16	1.28E+18	無	2	1.3E+18	4.1E+19	1.2E-01	1.3E-04	5.4E-04
						2	6.4E+17	2.1E+19	5.8E-02	6.7E-05	2.7E-04
						2	2.6E+17	8.2E+18	2.3E-02	2.7E-05	1.1E-04
						2	1.3E+17	4.1E+18	1.2E-02	1.3E-05	5.4E-05
						2	6.4E+16	2.1E+18	5.8E-03	6.7E-06	2.7E-05
						2	2.6E+16	8.2E+17	2.3E-03	2.7E-06	1.1E-05
窓	サファイア	φ0.10/t0.01	80	1.26E+14	無	2	1.3E+14	2.0E+16	1.1E-05	1.3E-08	5.3E-08
						2	6.3E+13	1.0E+16	5.7E-06	6.6E-09	2.7E-08
						2	2.5E+13	4.0E+15	2.3E-06	2.7E-09	1.1E-08
						2	1.3E+13	2.0E+15	1.1E-06	1.3E-09	5.3E-09
						2	6.3E+12	1.0E+15	5.7E-07	6.6E-10	2.7E-09
						2	2.5E+12	4.0E+14	2.3E-07	2.7E-10	1.1E-09
ダイヤモンド検 出器	ダイヤモンド	φ0.01/t0.01	8	2.7E+18	有 (動作試験)	2	2.7E+18	4.3E+19	2.5E-01	2.8E-04	1.1E-03
						2	1.3E+18	2.2E+19	1.2E-01	1.4E-04	5.7E-04
						2	5.4E+17	8.6E+18	4.9E-02	5.7E-05	2.3E-04
						2	2.7E+17	4.3E+18	2.5E-02	2.8E-05	1.1E-04
						2	1.3E+17	2.2E+18	1.2E-02	1.4E-05	5.7E-05
						2	5.4E+16	8.6E+17	4.9E-03	5.7E-06	2.3E-05
絶縁物	セラミック	0.01x0.01x0.01	1	9.7E+22	有 (電気伝導度)	2	9.7E+22	1.9E+23	8.8E+03	1.0E+01	4.1E+01
						2	4.9E+22	9.7E+22	4.4E+03	5.1E+00	2.0E+01
						2	1.9E+22	3.9E+22	1.8E+03	2.0E+00	8.2E+00
						2	9.7E+21	1.9E+22	8.8E+02	1.0E+00	4.1E+00
						2	4.9E+21	9.7E+21	4.4E+02	5.1E-01	2.0E+00
						2	1.9E+21	3.9E+21	1.8E+02	2.0E-01	8.2E-01
MIケーブル	導体,セラミック	φ0.10/t0.05	400	9.7E+22	有 (電気伝導度)	2	9.7E+22	7.8E+25	8.8E+03	1.0E+01	4.1E+01
						2	4.9E+22	3.9E+25	4.4E+03	5.1E+00	2.0E+01
						2	1.9E+22	1.6E+25	1.8E+03	2.0E+00	8.2E+00
						2	9.7E+21	7.8E+24	8.8E+02	1.0E+00	4.1E+00
						2	4.9E+21	3.9E+24	4.4E+02	5.1E-01	2.0E+00
						2	1.9E+21	1.6E+24	1.8E+02	2.0E-01	8.2E-01

表 5.7 A-FNS での中性子フラックス[n/cm<sup>2</sup>/s] とフルエンス [n/cm<sup>2</sup>]

A-FNS	Back Plate	HFTM	LFTM max	LFTM min
Flux	6.1E+14	2.1E+14	1.0E+12	6.4E+11
Flux >0.1MeV	6.0E+14	1.7E+14	7.0E+11	3.8E+11
Fluence >0.1 MeV (1 FPY)	1.9E+22	5.2E+21	2.2E+19	1.2E+19

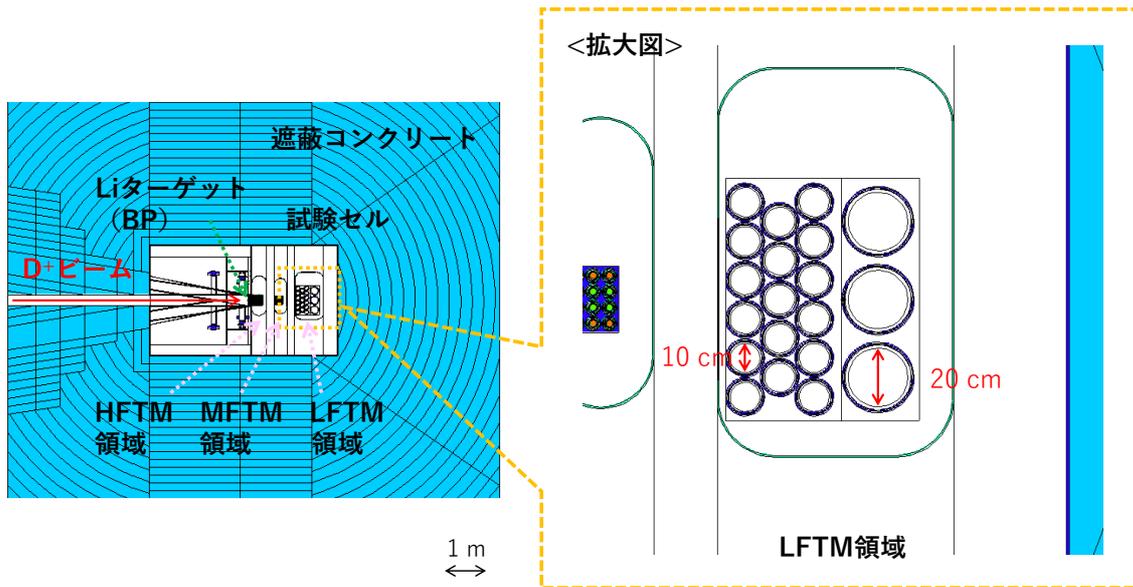


図 5.2 A-FNS の試験セルの水平断面図と計測制御機器照射モジュールの水平断面拡大図

#### 参考文献

- [5-1] 染谷洋二, '7\_【提出】計装制御 WG\_発表資料\_QST 染谷, Page 15' (2021)
- [5-2] NIFS-memo 68 Page 103-107
- [5-3] W. Biel, et al., 'Diagnostics for plasma control – From ITER to DEMO', Fusion Engineering Design **146** 465 (2019)
- [5-4] P. Mertens, et al., 'On the use of rhodium mirrors for optical diagnostics in ITER', Fusion Engineering Design **146 Part B** 2514 (2019), <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.04.031>
- [5-5] K. Obara, et al., 'HIGH GAMMA-RAYS IRRADIATION TESTS OF CRITICAL COMPONENTS FOR ITER (INTERNATIONAL THERMONUCLEAR EXPERIMENTAL REACTOR) IN-VESSEL REMOTE HANDLING SYSTEM' JAERI-Tech 99-003 (1993)
- [5-6] NIFS-memo 80 Page 11-13
- [5-7] W. Gonzalez, et al., 'Conceptual studies on spectroscopy and radiation diagnostic systems for plasma control on DEMO, Tab. 2, caption (3)', Fusion Engineering Design **146 Part B** 2297 (2019), <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2019.03.176>
- [5-8] H. Meister, et al., 'Irradiation tests of bolometer sensor prototypes for ITER, abstract and introduction', Fusion Engineering Design **161** 1119995 (2020), [doi.org/10.1016/j.fusengdes.2020.111995](https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2020.111995)
- [5-9] 染谷洋二, '20201021\_原型炉計装検討のための炉内線量環境 染谷 Page5', [5-5]

[5-10] S. Friese, et al., ‘Advanced design of the ITER core CXRS shutter and integration into the diagnostic shield module of the Upper Port Plug No. 3’, *Fusion Engineering Design* **168** 112391 (2021), <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2021.112391>

[5-10] G. Vayakis, et al., ‘Chapter 12: Generic Diagnostic Issues for a Burning Plasma Experiment’, *Fusion Science Technology* **53:2** 699 (2017), DOI: 10.13182/FST08-A1684

[5-11] 染谷洋二, ‘核融合原型炉における放射線環境’, 21 ページ, 原型炉・計測制御 WG 第 6 回会合 2021 年

[5-12] 染谷洋二, ‘核融合原型炉における放射線環境’, 12 ページ, 原型炉・計測制御 WG 第 6 回会合 2021 年

[5-13] 核融合中性子源 A-FNS 概念設計書, QST-R-19 (2021)

## 6. 運転制御シミュレーター

### 6.1 運転制御の構成

本 WG では、図 3.1 に示されるように原型炉の制御を平衡制御、燃焼制御、ダイバーター制御の 3 つに区分し、計測と制御を検討してきた。3 章では、それぞれの制御をどのように行うかを示し、4 章では必要な計測機器の選定とその仕様を記し、5 章では炉との整合性を示した。一方、実際にプラントとして運用することを考えると、運転制御の概念は大きく広がる。例えば、文献 [6-1] では、ITER の詳細な制御系が紹介されており、様々な階層の制御が存在することがわかる。我々が区分した平衡制御、燃焼制御、ダイバーター制御に対応するものとしては、磁場制御、熱粒子制御(原語では Kinetic control)、装置防御 (Machine protection)、例外対応 (Exception handling) があげられている。これらは、我々の区分と異なるものの、その内容は、我々の検討対象と対応付けることができる。このことから、我々の検討で、実験炉を運転するための最低限の項目は網羅されていると言える。しかしながらプラント全体の運転制御という意味では、一部分しか網羅されていないことに留意する必要がある。時間軸方向には放電開始前、放電終了後、保守期間中の装置や作業監視、空間方向には炉外のトリチウム系、冷却水発電系、ガス系等は、本 WG では検討対象外としたが、プラントを運用するにあたっては、これらの各部の運用に加えて相互作用を監視制御する必要がある。このような多種多階層の部分間でデータをやり取りするプラットフォーム、指令をやり取りするプラットフォームが重要となる [6-2]。

既存の大型実験装置での運転制御は参照すべきであるとともに、原型炉との相違点を意識する必要がある。JT-60U の制御では、アクチュエーターに焦点を置いた考え方で制御全体を構成している点の特徴的である [6-3]。また、個々の制御(例えば分布制御、不安定性の抑制)においては、アクチュエーターと被制御量間の関係を一対一対応と単純化していた。一方 JET では、より複雑な多対多対応を意識した複合制御を行っている。ここで、複合制御とは、アクチュエーター駆動量と被制御量間の関係を行列で表した時に、非対角項を考慮した制御と定義する。この時、駆動量と被制御量は多対多対応となる。これらの違いは、研究の進展に伴い現象の理解が深まったこと、制御目標がより高度になっていることを反映していると考えられる。核融合における制御の難しさの一因は上述した多対多対応、すなわち因果関係の複雑さであるが、制御上のもう一つの難しさは、時間スケールの異なる現象が混在していることである。本 WG での区分(平衡制御、燃焼制御、ダイバーター制御)は、ある程度因果関係を整理し、異なる時間スケールを区分したものであるが、実際には、この 3 つの区分間で相互作用、因果関係が存在し、これらを総合的に判断し制御指令を生成する必要がある。この部分を担うものが図 3.1 に示した運転制御シミュレーターである。

運転制御シミュレーターは、どのような制御を行うとプラズマがどのように応答するかをシミュレート(予測)できるシステムであり、多種多様な制御の中から、所望の状態を実現・維持するのに適した制御を選択し、指示するものである。また、原型炉では、計測が制限され、十分な情報が得られない可能性が高い。そのような状況で、プラズマの状態を計測結果と制御履歴と運転経験から推定する役割も担う。ITER においては、プラズマ制御システム (PCS) 内の放電監視制御 (Pulse Supervision Controller, PSC) が、この運転制御シミュレーターに対応するものであるが、現段階では、初期プラズマへの対応とその後の実験に対応できるような制御アルゴリズムの拡張性を確保することに重点が置かれている [6-4]。一方で、制御系の試験(評価)をシミュレーションする環境も準備されている。原型炉の運転制御シミュレーターの開発においても、上述した拡張性、評価環境(制御系のシミュレーション)に留意する必要がある。より具体的には、開発中の制御系から制御指令を受け取って、プラズマの応答を返すもの、すなわちプラズマを模擬するものが必要になり、次節で述べる統合コードがその候補である。

統合コードでプラズマを模擬し、制御系を開発作成していく過程は、一種の学習とみなすことができ、学習を繰り返すことで制御系を頑強で高性能なものに改善していくことも考えられる。文献 [6-5] では、TCV 装置における平衡形状制御に機械学習を適用した結果が記載されているが、ここでは、一端、あるニューラルネットワークで学習させたのちに、それを合理化して高速応答を実現している。このような多段階の制御系作成や機械学習の利用も検討すべきであろう。

## 6.2 統合コードの現状と課題

核融合研究開発の諸段階において、炉心プラズマの振る舞いを記述する統合コードは様々な目的での利用が考えられている。装置設計段階においては、性能予測と必要な機器の仕様策定、実験前には時間発展の予測とそれに基づく運転シナリオの最適化、実験中にはショット中の実時間解析とショット間のより詳細な解析、実験後には実験データの系統的解析や物理モデルの検証等に用いられてきた。原型炉設計における役割は、開発段階においては制御システム的设计・検証や運転シナリオの開発、運用段階においては予測制御による運転安定性の向上等が想定されている。

統合コードは、大きく分けて、プラズマ輸送、アクチュエータ、計測の3つのモジュールで構成される。プラズマ輸送モジュールでは、MHD 平衡と輸送(コア・周辺・ダイバータ)が密接に結合してプラズマ空間分布の時間発展を記述する。アクチュエータモジュールでは、加熱、電流駆動、回転、粒子供給等を制御するアクチュエータの装置パラメータとプラズマ空間分布からプラズマへの入力分布を記述する。計測モジュールでは、プラズマ空間分布から計測機器が生成する信号データを模擬し、制御システムの入力を構成する。国内では、文献 [6-6] に詳述されているように、トカマクに適用可能な統合コードとして、TOPICS、TASK、TOTAL、TASK3D が開発されている。

TOPICS [6-7、6-8] は主に QST (量子科学技術研究開発機構) で開発されており、自由境界平衡と拡散輸送モデルをベースに、不純物輸送、MHD 安定性解析、高速イオンの粒子軌道追跡等多くの機能が含まれている。また、実験との比較による検証の実績も豊富であり、ダイバータプラズマコードとの結合やプラズマ制御との連携が進められている。

TASK [6-9] は主に京都大学で開発されており、平衡は自由境界と固定境界、輸送は拡散輸送モデルに加えて流体輸送モデルや運動論的輸送モデル等、多様な解析が可能である。波動加熱・電流駆動についても、幾何光学的伝播解析に加えて、波動光学的伝播解析の高度化が進められている。また、コードはモジュール構造で開発され、データ交換インターフェースも備えており、オープンソースとして公開されている。

TOTAL [6-10] は当初核融合研で開発が始まり、現在は主に名古屋大学で開発されている統合輸送コードで、ヘリカル系とトカマクに対応している。自由境界平衡をベースにリップル効果を含めた拡散輸送を記述し、2点ダイバータモデルと組み合わせ、不純物輸送やペレット入射の解析、核燃焼プラズマの予測計算等が進められている。

TASK3D [6-11、6-12] は核融合研と京都大学で開発されている主にヘリカル系プラズマを対象とする統合コードである。三次元平衡のデータベースを備え、径電場を含めた新古典輸送を記述する輸送モデルを加熱やペレット入射等のモジュールと組み合わせ、LHD における実験データの系統的解析に利用されている。

このように、国内でも複数の統合輸送コードが開発されているが、それぞれに特徴があり、使用される乱流輸送モデルも異なることもあって、相互の系統的な比較は行われていない。今後これら既存のコードの特長をどのように原型炉開発に取り入れていくか、検討が必要である。

また ITER においては、統合輸送コードを構成するためのコード間インターフェースとして IMAS (ITER Integrated Modelling and Analysis Suites) [6-13、6-14] が開発され、それに合わせたインターフェースを備えた統合コードやモジュールも増えつつある。また、IMAS には計測データやシミュレーションデータを系統的に保管する機能も備えており、実験とシミュレーションの系統的な比較により、物理モデルの妥当性検証に利用されることも期待されている。原型炉開発に向けては、必ずしも共通インターフェースを備える必要はないが、物理モデルや統合コードの検証のために、外部とのインターフェースも考慮する必要がある。

原型炉に向けた炉心プラズマ統合シミュレータには少なくとも以下の機能を備えたモジュールから構成されている必要がある。

1. 自由境界平衡解析 (炉心プラズマの形状を記述)
2. 加熱電流駆動と粒子供給のアクチュエータモデル (電子サイクロトロン波、中性粒子ビーム入射、ペレット入射、ガスパフ等)
3. プラズマ全領域の時間発展輸送解析 (コア・SOL・ダイバータ、新古典・乱流・輻射輸送)

4. 運動論的効果を含めた安定性解析（炉心プラズマの突発的現象、高速イオンの寄与）  
特に原型炉開発に向けては、現在においてはまだ十分には成熟していない以下の課題に積極的に取り組む必要がある。

1. 実験解析や乱流シミュレーションによって検証された、信頼できかつ簡素化された乱流輸送モデルの開発
2. コアとダイバータを含めた全プラズマ領域輸送コード開発
3. 核融合反応を支配する高速イオンの空間分布と速度分布を記述する運動論的輸送モデルの開発
4. プラズマ中で発生する現象と観測データを結びつける計測モデルの開発

また、制御システム開発には、アクチュエータや計測器とのインターフェースを検討する必要がある。炉心プラズマ統合シミュレータは、制御システムからコイル やアクチュエータへの信号を入力とし、プラズマの時間発展に基づいて、計測器から制御システムへの出力信号を模擬する必要があり、データ交換のためのインターフェースを整備する必要がある。

今後の原型炉開発に向けては、国内で統一されたフレームワークに基づいて炉心プラズマ統合シミュレータを開発することが望まれるが、国際的な共通インターフェースを利用でき、新しく開発されるモジュールの組み込みが容易であることも必要であろう。また、国内での新しいモジュール開発を促進するために、開発版シミュレータに並行して、その一部を公開版とすることも考えられる。

## 参考文献

- [6-1] W. Treutterer, Presentation in IAEA DEMO Programme Workshop, Daejeon (2018)  
<https://nucleus.iaea.org/sites/fusionportal/Shared%20Documents/DEMO/2018/1/Treutterer.pdf>
- [6-2] I. Yonekawa, et al, 'ITER Instrumentation and Control System towards Long Pulse Operation', Plasma Fusion Research **7** 2505047 (2012)
- [6-3] 関昌弘編「核融合炉工学概論」日刊工業新聞社, 東京 (2001)
- [6-4] J.A. Snipes, et al., 'ITER plasma control system final design and preparation for first plasma', Nuclear Fusion **61** 106036 (2021)
- [6-5] J. Degraeve, et al., 'Magnetic control of tokamak plasmas through deep reinforcement learning', Nature **602** 414 (2022)
- [6-6] A. Fukuyama, N. Hayashi, S. Murakami, M. Yokoyama, T. Fujita, J. Plasma Fusion Res. **95** 437 (2019)
- [6-7] M. Kikuchi and M. Azumi, Plasma Phys. Control. Fusion **37** 1215 (1995)
- [6-8] H. Shirai et al., Plasma Phys. Control. Fusion **42** 1193 (2000)
- [6-9] A. Fukuyama et al., Proc. 20th IAEA FEC (Villamoura, Portugal, 2004) IAEA- CSP-25/CD/TH/P2-3
- [6-10] Y. Murakami et al., J. Nucl. Mater. **313-316** 1161 (2003)
- [6-11] M. Yokoyama et al., Plasma Fusion Res. Special Issue **7** 2403011 (2012)
- [6-12] Murakami et al., Plasma Phys. Control. Fusion **57** 054009 (2015)
- [6-13] S.D. Pinches et al., Proc. 27th IAEA, FEC, IAEA-CN-258 TH/P6-7 (2018)
- [6-14] M. Hosokawa, S. Pinches, L. Abadie: Plasma Fusion Res. **95** No.5 29 (2019)

## 7. 今後の課題

### 7.1 アクションプランとの対応

本節では、アクションプラン [7-1, 7-2] にリストされた比較的短期での項目とそれに対する、本 WG の貢献、その他の貢献状況について記載する。

- ・安定限界の理論特性の理解と検証：

主要な不安定性について研究が進展している。2.2.2 節に記載したように、JA DEMO の炉心プラズマパラメータは「高ベータ・高閉じ込め・高密度・高自発電流割合」であるため、注意すべき不安定性は非常に多岐にわたる。特に、RWM、VDE、ELM の安定化や制御の研究、NTM や AE 安定化のための電流分布制御手法の確立、大型装置でのディスラプション影響緩和の実験が求められている。

- ・被制御量の検討：

表 3.1、3.2、3.3 に列挙した。

- ・遠隔位置磁気計測での平衡精度のシミュレーションと検証：

2019 年度に核融合科学研究所共同研究（研究会）「平衡再構成のための計測技術と解析手法」が開催され、情報交換等が行われた。種々の計算手法の開発と適用、JT-60SA 実験のための開発が進展していることが報告された。表記課題に関連して、修正コーシー条件面法の改良、ホール素子の実機での試験、有限要素法等が役立つが、JT-60SA 等での系統的な研究が望まれる。

- ・炉設計と整合した候補計測分類と選定

表 5.1 に常時型計測機器をリストし、占有面積、耐放射線環境等の評価を行い大きな問題はないことを確認した。一方、原型炉運転初期のみに設置使用する試験運転期間用計測を設け、炉との整合が難しいものをこれに分類し、運転初期に経験をつみ、学習することで、その後の運転で使用しない方針を採用した。常時型に比べて試験運転期間用計測（7.4 節にリスト）の課題は少ないものの、今後、吟味していく必要がある。また、計測が要請されているにも関わらず、炉と整合する計測手段がないものもあり、7.2.2 節に記した。

- ・運転基準点・運転許容範囲の仮設定、評価

JA DEMO のパラメータや分布は表 2.2、図 2.1 に示されており、これらは運転基準点の仮設定としては十分である。運転許容範囲は、(1)プラント発電安定性等の定常性能に関わる部分と、(2)不安定性による停止やシーケンスの変更等の不安定性に起因するものがある。このうち(1)は、炉心外の性能に大きく依存するが、パルス運転型原型炉も検討されている状況では、炉心の計測制御に大きな影響を及ぼすとは考えにくい。一方、(2)については、不安定性の種類、時定数、計測による兆候検出の精度、制御能力（制御時定数と制御幅）に依存するため、これまでの本 WG の検討とは別に整理検討すべきである。一方、本 WG リストした被制御量の測定精度を評価することで、これを運転許容範囲の基準（ベースライン）とすることができる。要注意量は、以下の通りである。中心付近での D/T 比、 $\beta_n$ 、安全係数分布、トロイダル回転分布、ダイバーターターゲット前面での電子密度温度。

- ・プラズマ運転制御シミュレーターの開発と検証

JT-60SA の放電シナリオ開発（放電波形のシミュレーション）[7-3]、VDE 対応や渦電流を考慮した制御の研究 [7-4]が進展しており、仔細なシミュレーションと制御系の開発が進展している。一方で、種々の不安定性の制御に関しては、JT-60U、JET での実績があるものの、JT-60SA での高性能プラズマでの実験研究が望まれている。プラズマ運転制御シミュレーターは、これらを包括的にシミュレート、制御するものでなくてはならず（6.1 節）、統合コードをベースにしたシミュレーション環境（6.2 節）を整備することが最初の課題となる。また、JT-60SA での実験は、研究の動機付け、種々の開発成果の検証という意味で重要である。

- ・JT-60SA 用実時間制御の開発と運用：

JT-60SA の本格的な稼働前の準備としては、上記の「プラズマ運転制御シミュレーターの開発と検証」と重複する部分多く、これらを継続していくことが望まれる。

- ・JT-60SA 等での制御実績と応答時間のデータベース構築：

JT-60SA の本格的な稼働前の準備としては、上述の「安定限界の理論特性の理解と検証」、「プラズマ運転制御シミュレーターの開発と検証」と重複する部分多く、これらを継続していくことが望まれる。

- ・第一原理計算、シミュレーター、実時間制御の相互検証と高度化：

統合コードは、シミュレーターとなるものであり、制御系開発においてもっとも重要な要素である。ただし、前提として、各部分が正しい結果を提供することが求められており、いくつかの部分に関しては、より詳細なコード（第一原理計算的なコード）による検証が必要である。特に、ダイバータープラズマの時間発展に関しては、現状以上の注力が求められている。実時間制御の相互検証と高度化については、JT-60SA、JET、LHD 等の大型装置での成果に注視していくとともに、小型中型装置において、（例えば、ダイバーターデタッチの）制御性能の試験・確認を行い、部分の検証を進めていく必要がある。

- ・学習推定ツールの開発：

制御のための学習という観点では、国内の核融合研究では、ディスラプションの予知 [7-5]、放電シナリオの最適化 [7-3]、内部輸送障壁制御 [7-6] 等があり、海外では、6.1 節で紹介した平衡制御への適用等があり、今後も進展が期待できる。一方、計測の欠如に対応するための推定という観点では、体系的な実験、整理が行われておらず、LHD や JT-60SA 等での実験、解析が求められている。

## 7.2 今後の課題

### 7.2.1 平衡制御の課題

- ・金属ホール素子の開発。プラズマ電流計測として、ログスキーコイル、ホール素子、ファイバー計測を候補とする。ログスキーコイル等の微分型コイルは、積分信号が時間と共にノイズでドリフトしていくので、ホール素子等で定期的リセットする。現在、定常トカマク（QUEST 等）でのホール素子の適用が始まっているが、耐放射線性能の高いホール素子は、金属（ビスマス、金）製であり、開発研究が必要である。ファイバーを用いたプラズマ電流測定も可能性があるが、耐放射線性能が問題となる。

- ・マイクロ波反射計を用いたギャップ制御の大型装置での実証。ITER では、反射計によるギャップ制御は予算等の問題で採用されず、大型装置での制御の実証が必要。ITER と同様なアンテナを利用するとして、FW 位置で、ブランケットの隙間を利用して、50mm x 150mm のアンテナを多数配置して測定するとした。

- ・放電シーケンスと平衡制御の確立。平衡制御とシーケンス・イベント制御を運用前に確立しておく必要がある。通常の放電終了に加えて、不安定性、超伝導コイルクエンチに対応するための緊急停止手順、その他の緊急停止手順について、事前に決めておく必要がある。また、アクチュエーターとしての役割を担う CS や PF コイル自身がクエンチした場合の対応も考える必要がある。

- ・耐放射線性能の検証。FW 近傍を含み VV 内で使用する可能性のある機器の放射線耐性についての情報は、機器の安全運用に不可欠である。機器の寿命・交換頻度をあらかじめ定めるために、十分な照射試験が必要である。

- ・遠隔ホール素子による積分型磁気計測のドリフトのリセットと校正については、実機における実証と精度確認が必要である。

### 7.2.2 燃焼制御の課題

- ・トロイダル回転分布を測定する手段の確保。現状ではトロイダル回転を測定する手段がなく、MHD 不安定性等の予測が困難であり、引き続き計測手段を検討する必要がある。

- ・データサイエンスを援用する手法の検討。計測器を設置した状態でのデータを利用し、プラズマの状態推定の具体的手法の確立、確度のチェックなどを行う必要がある。

- ・高速磁気プローブの照射試験の困難さ。磁気プローブは、簡便であり、高感度であることから揺動計測として期待される。ただし、渦電流の影響が小さく、周波数応答劣化の少ない第一壁に配置しなければならない。一方、A-FNS では、安全率を確保した十分なフルエンスでの照射試験は困難であると考

えられる。対応としては以下の2つが考えられる。すなわち、十分な照射試験は諦め性能が経年で劣化することを考慮して採用する、あるいは、設置を諦め、代替手段である ECE のみで揺動計測を行う。これらとは別の対応を検討していく必要がある。

・燃焼制御のためのコアの D/T 比測定手法については、直接測定は精度に問題がある可能性が高い。JET、ITER において、コアの中性子発生率の測定値をイオン温度、イオン密度から求めた中性子発生率と比較することでどの程度の精度が得られるか、その成果に注視する必要がある。

### 7.2.3 ダイバーター制御の課題

(1) 制御ループ構築、被制御量の同定、計測分類の課題は以下の通り。

・EU DEMO と比べて  $P_{sep}$  が大きいいため磁力線に沿って 20 cm 程度の高い空間分解能のダイバーター制御が必要。

- ・アクチュエータ（ガス種、ガス供給量、供給位置）の最適化が必要。
- ・デタッチ状態の動的な振る舞い（安定性、制御性）解明が必要。
- ・アタッチ遷移時のダイバーター板温度上昇の時定数評価が必要。
- ・RMP コイルを設置する場合のトロイダル非対称性の影響解明が必要。
- ・計測を補完するシミュレーションの精度（中性粒子密度など）と計算時間の検証が必要。

(2) 計測の具体化の課題は以下の通り。

- ・ターゲット前面  $T_e$  &  $n_e$ 、ダイバーター放射分布（放射ピーク位置）の測定が重要。
- ・ダイバーターポートを計測に利用できるかの検討が必要。
- ・分光（視線積分）計測データ空間分解方法の検討（輝線スペクトルのシミュレーションとの比較やゼーマン効果の利用）。
- ・EU DEMO で検討されているダイバーター板熱電流によるデタッチ遷移検出の検証。
- ・熱電対、冷却水温度を利用したターゲット板表面温度測定の実証。
- ・ターゲット板損耗量の評価方法の具体化。
- ・リサイクリング率 1 を検証する際に第一壁のどの部分を見るかの検討が必要。

(3) 必須計測の炉整合性の確認の課題は以下の通り

- ・計測に必要な視線位置・径と計測ポート面積制約を両立するダクト、ミラー、窓サイズのより詳細な検討。
- ・ポロメータの耐放射線性の確認と後方設置が必要な場合のミラー伝送方法の検討。
- ・分光計測の長期的な感度校正方法、必要な場合にシャッター設置できるかの検討。

### 7.2.4 理論シミュレーションの課題

炉心プラズマに高い性能を想定する原型炉では、RWM、VDE、ELM、NTM、AE 等の不安定性が起きる可能性が高く、これらの物理の理解を継続して進めていく必要がある。原型炉では、これらの不安定性を十分早期に検出できる計測（精度、時間分解能、空間分解能）と運転点へ復帰させることが可能な強力な制御手段が必要であり、運転点近傍で多数のシミュレーションを行い、不安定性がどのように時間的に成長するかマップ、必要な制御開始時間と制御強度のマップを求めて、必要な計測の仕様、制御の仕様、運転点、許容範囲を決めることが理想である。一方、このような膨大なシミュレーションが可能であるかどうか、得られたマップの信頼度、精度が十分であるか、実験で検証できるか吟味する必要がある。このような状況では、不安定性の物理を理解することで、シミュレーションの信頼度と定量性を確保し、シミュレーションの負担を軽減できると期待できる。

以上のことから、理論シミュレーション分野において、synthetic diagnostics, synthetic control を含んだ統合コードの開発、いわゆるオフラインの運転制御シミュレータの開発が求められる。国内にいくつかの統合コードが存在するものの、実用的なレベルに仕上げていくための十分な人手がないことが懸念される。また、ITER では、IMAS が標準であり、その動向にも注視していく必要がある。

### 7.2.5 炉設計、他グループへの要望

- ・試験運転期間用計測の設置運用とプラントの年次計画（工程）や運用と干渉しないかを確認する必要がある。
- ・理論・シミュレーション関係あるいは炉心プラズマ関係へ以下を確認する。(1) 電子温度分布、イオン温度分布を個別に計測する必要があるか、どちらか一方で良いか。(2) プラズマ制御に必要な時定数（プラズマパラメータの時間変化の時定数及びイベント発生に至る時定数）の評価
- ・炉心プラズマ関係へ以下を確認する。第一壁（フレーク）剥離イベントにおいてプラズマを維持できる条件の同定。

### 7.3 研究開発課題リスト

ここでは、国内で実施すべき研究開発課題をリストする。一部は、7.2節と重複する。

#### (1) 直流磁場遠隔測定による微分型磁気計測のドリフトのリセット・校正法の開発

長時間放電を行う原型炉においては、微分型磁気計測値の積分ドリフトが問題になり、ホール素子等の絶対値測定によって微分型磁気計測値を定期的リセットする必要がある。一方、ホール素子は、素子の種類を選んだとしても第一壁（FW）から遠く離れた場所に配置する必要があり、遠隔での測定で、プラズマに近い微分型磁気計測を校正する必要がある。本課題では、遠隔に配置した測定器によって、プラズマ近傍の測定器を校正するという理論的な側面の強い課題と定期的な校正によるドリフトのリセット手法の具体化という実験的な側面の強い課題とで構成され、これらにより原型炉の平衡再構成を確立する。

#### (2) 計測中性粒子ビームのない状況でのトロイダル回転分布測定手法の開発

原型炉では、ポートの制約から計測用の低エネルギー中性粒子ビーム（NB）を設置することは困難であり、計測 NB を用いた荷電交換反応分光は困難であると考えられる。一方、不安定性の検知制御のためにコア部でトロイダル回転の5点程度の分布測定が必要とされ、上記荷電交換分光を含め、X線結晶分光によるドップラーシフト測定、ドップラー反射計でも、トロイダル回転の測定は難しいと考えられている。これら3手法の再吟味と別の手法の検討が求められる。例えば、複数のアンテナを用いた反射計、ECEによるトロイダル・ポロイダル回転同時測定等が考えられる。理論的な検討及び、実績の調査が必要である。

#### (3) 原型炉プラズマでのECE電子温度計測の数値的検討

ECEによる電子温度計測は、プラズマ位置、ペダスタル圧力、不安定性の早期発見に貢献すると期待されている。原型炉で想定される磁場、温度、密度分布（、高速電子分布）において、カットオフ、光学的な厚み、相対論的な効果等を評価し、電子温度測定が可能であるかを評価する必要がある。また、与えられた揺動周波数に対する、温度揺動測定の精度限界、時間分解能限界を評価することで、不安定性の検知が可能であるかを評価する。モード数同定のためにはポロイダル方向、トロイダル方向多点計測が必要であり、それらに問題がないかを検討するとともに、モード数同定の実績があるのかを調べることも重要である。原型炉では、下記高速磁気計測を代替する手法としてECEが期待されており、その可能性と限界を見極めることは、不安定性検知制御の性能、運転点の設定に関わる重要な問題であり、マイクロ波計測経験者による数値的な検討が望まれる。

#### (4) 近接高速磁気プローブの精度と実装方法の検討

第一壁（FW）、またはその近傍に設置する高速磁気計測はNTM、AE等の不安定性の早期検出、モード同定を簡便に行えるものと期待されているが、FWに設置する場合は、十分な中性子照射試験が行えないという問題がある（5.4.3節）。そこで、よりプラズマから離れたブランケットモジュールの隙間等設置することが考えられる。この場合、ブランケットと干渉しない実装方法に加え、各モードに対する感度解析が必要である（[4-9, 4-10]参照）。発生する磁場揺動のモデリングに加えて、ブランケットモジュールの渦電流も考慮した数値的な解析が主たる研究内容となる。近接高速磁気プローブは、機構が単純であること、精度に対する要求が厳しくないことから魅力的であり、その成否を見極めることは原型炉の計測・制御を考える上で重要である。

#### (5) マイクロ波反射計によるプラズマ形状制御

マイクロ波反射計を用いたギャップ制御については大型装置での実証が望ましい。プラズマのサイズが小さくなった時、位置が垂直方向にずれた時に、どの程度の精度で測定できるか、一か所あたりに必要な送受信アンテナの数の検討も重要である。また、Oモード/Xモードの選択、使用周波数等も検討が必要である。主として理論的な側面での検討が求められるが、小型装置での反射パワーのプラズマ位置・形状依存性測定も有用である。

#### (6) ダイバーターデタッチの動的な振る舞いの研究

原型炉のダイバータープラズマでは、デタッチ状態の維持が求められている。デタッチの制御性を決める重要な要素は、デタッチ状態の動的な振る舞いと安定性の理解であり、このための実験的研究、理論的研究の進展が望まれる。より具体的には、X点MARFEによる閉じ込め劣化が生じず、かつ、デタッチした状態を維持することを制御目標とし、デタッチ-アタッチ遷移と放射ピーク位置に対する、ガスパフ（アクチュエーター）の影響、上流側プラズマパラメータ変化の影響、ターゲット板表面状態の影響を理解する必要がある。他にも安全係数、不純物蓄積、リサイクリング変化、各種イベント等が影響を与える可能性があり、重要な因子を確定することも課題である。制御の観点では、アタッチ遷移時のダイバーター板温度上昇の時定数を評価できれば、必要な応答速度を決めることができる。また、共鳴磁場摂動（RMP）を利用する場合は、上記の事項のトロイダル非対称性についての理解も必要となる。小型中型装置であれば、各種依存性の実験、動的振る舞いと安定性を決める要因の特定を行いやすいと期待される。

#### (7) ダイバーター計測の開発

原型炉では、分光学的な計測の果たす役割が大きく、これらを実証する必要がある。(i) 中でもダイバーター板損耗に影響するターゲット前面での電子温度・密度測定は、小型中型装置でプローブやトムソン散乱測定と比較する等の検証、実証が必要である。(ii) 多くの分光学的計測は視線積分となるため、ダイバータープラズマの状態を把握するには不十分な可能性があり、空間分解能を改善する計測手法の開発と実証が望まれる。もしくは、統合シミュレーションコードによる計算結果を利用して視線積分値から空間分布を推定することも可能かもしれない。(iii) 原型炉のダイバータープラズマ計測は、幾何学的な配置、放射線環境に制約を受けるとともに、壁での反射光が問題となる可能性がある。具体的な原型炉設計の元で、より具体的なダイバーター計測を想定して、これらを検討する必要がある。

#### (8) その他分光学的手法の検討

以下について検討する必要がある。(i) リサイクリング率の測定の精度の検討と具体化。(ii) 分光計測では、細長いダクトの先に第一ミラーを設け、いくつかの屈曲構造を経て真空窓へ光を導く。このため、信号量が小さく、結果的に時間分解能が悪化する可能性がある。信号量、SN比のオーダーを評価し、問題となるものがないかを調べる必要がある。

#### (9) 中性子計測のシミュレーション

中性子計測によるコアのD/T比測定手法は、散乱中性子によるノイズのため、困難が予想される。原型炉の構造、中性子計測用コリメータ、検出器を考慮した中性子・ガンマ線のモンテカルロシミュレーションを行い、実現性を評価するとともに、JETでの実験結果をレビューする。

#### (10) トムソン散乱の検討と開発

トムソン散乱は、信頼できる電子温度電子密度分布測定法であるが、第一ミラーは、細長いダクトの先に設置しなければならず、原型炉では使用不可能と考えられてきた。最近、完全後方散乱による線積分計測手法が提案され、その実現性は高いと報告されている [7-7]。しかしながら、システムの詳細は検討されておらず、詳細なシステム設計による課題の抽出、実際のプラズマでの実証が求められている。

#### (11) 簡易モデルによる安定運転点の計測制御性能依存性の検討

配位を含めた運転点は、安定な制御が可能な領域になければならない。しかしながら、計測制御の性能によっては、(i) 不安定性成長早期での検知・同定と制御が不可能となったり、(ii) 運転点の決定精度が悪くなり、運転点（例えば $\beta_N$ ）に十分なマージンを取る必要が出てくる。一方、原型炉の性能を決めるため、(i), (ii)を正確に把握すること、あるいは、必要な計測制御に要求される性能を明確にする必

要がある。例えば、RWMは原型炉の性能を決めるもっとも重要な不安定性の一つであり、その安定性は、圧力分布、q分布、回転分布、壁に依存し複雑である。このような状況で、各計測の精度に対する感度解析を行い、計測機器の標準的な精度を比較することで、精度改善の優先度を明確にすることは重要である。また、積極的な制御による不安定性の抑制を行う場合には、不安定性の最小検知レベル、計測・制御・プラズマの応答時間も考慮する必要があり、複雑である。不安定性の成長の簡易的なモデル、一次元輸送コード、簡易的な計測・制御モデルによるアプローチとともに、統合コードを用いたシミュレーション、あるいは、既存装置での実験結果から評価される経験則などを用いた簡易的な検討[7-8]も有効であろう。このような解析はRWMに限らず、Locked modeやNTMといった不安定性の回避・緩和に必要となる計測・制御機器の検討にも有用であると考えられる。

#### (12) 機械学習による状態推定と制御

プラズマは複雑で、因果関係が必ずしも明確ではなく、昨今の進展の著しい機械学習の適用が期待される。これまで、ディスラプション等の崩壊の早期検知、運転シナリオの最適化、平衡制御へ応用されてきた。今後、(i) 様々な場面での様々な制御への適用を試みることで、原型炉の制御性を高めていくことが望まれる。また、(ii) 原型炉で予想される不十分な計測機器群での不安定性の早期検知、直接測定できない量の推定などにも適用可能と考えられる。

#### (13) プラズマ制御のための高速シミュレータの開発

原型炉の制御において、状態推定、状態予測、制御手段選択のため、運転と並行して実時間でプラズマを模擬するシミュレータが組み込まれると予想される。シミュレータは、現在の統合コードの延長線上と考えられるが、実時間で動作させるために、現状の統合コードよりも格段に高速な解析が必要となる。また、プラズマ、計測器、アクチュエータ、制御系を模擬する機能が求められる。シミュレータは制御系の開発過程においても、制御系の設計や計測器、アクチュエータの仕様決定のために重要な役割を果たす。その段階では実時間計算は必要とはされないもののある程度高速な計算が望ましい。

本課題では、プラズマ、アクチュエータ、計測器の模擬を高速で行うコードあるいはモジュールの開発を目的とする。そのため、機械学習で得られたニューラルネットワーク等を利用することも想定される。また、専用の計算機の開発も含まれる。

#### (14) 統合コード・機械学習を用いた先進的制御系の試作

統合コード、機械学習は原型炉の制御系において重要な役割を果たすと想定されている。これらを実機に適用するには、(i) 統合コードと制御システムとのインターフェースの作成、(ii) 高速計算による将来予測、(iii) 機械学習による帰納的制御、演繹的制御の選択と組み合わせ決定、(iv) 試作と実際の実験装置への適用が必要である。特に(iv)の試作は、先進的制御系の全貌と問題点を明確にするうえで重要である。一方で、これらの一連の開発を行い原型炉レベルの制御系を試作適用できる環境はなく、小型実験装置での部分的な開発、試作が有効であろう。例えば、密度制御のみを行うなどの制御範囲を限定することが考えられる。アクチュエータの応答の遅さや放電時間の短さが問題になる場合は、複数放電を用いた疑似的な実時間制御も考えられる。この場合、各制御ステップでの経過時間を積算して実時間性を評価する必要がある。

### 7.4 試験運転期間用計測一覧

本WGでは、試験運転期間用計測について、炉との整合性を検討していないが、今後の原型炉設計検討の進展に合わせて検討する必要がある。以下に計測機器名と測定内容をリストする。なお、常時型の分光器、ECEは別途用意する。

- ・トムソン散乱計測：コア部5点の電子密度・電子温度（+内部輸送障壁）、ペDESTAL部5点の電子密度・電子温度、NTM/RWM不安定性警戒・対応、SOL電子温度密度分布
- ・計測NB+CXRS：燃料密度 ( $n_D+n_T$ )、中心部He密度、中心部Ar密度、コア部5点のイオン温度（+内部輸送障壁）、ペDESTAL部5点のイオン温度、トロイダル回転、NTM/RWM不安定性警戒・対応
- ・可視分光器（絶対値測定）：線平均  $Z_{\text{eff}}$
- ・MSE：電流分布（q分布）
- ・IRカメラ：AE不安定性警戒・対応

- ・プローブ：ダイバーターターゲット前面の電子温度密度
- ・分光器：ダイバーターターゲット前面の電子温度密度
- ・X線カメラ：コア部放射パワー
- ・真空紫外分光器：コア部放射パワー
- ・ECE：コア部放射パワー
- ・ASDEX ゲージ：プライベート領域・サブダイバーター領域の中性粒子密度
- ・H $\alpha$ 干渉フィルター測定：トロイダル3か所程度、ポロイダル5か所の第一壁近傍のリサイクリング状況
- ・第一壁堆積層測定：堆積厚
- ・ダイバーター板表面温度測定：トロイダル3か所程度、ポロイダル5か所以上の温度をIRカメラまたは熱電対で測定
- ・ダイバーター板損耗：試験運転期間終了後に損耗を測定

## 参考文献

- [7-1] 文部科学省核融合科学技術委員会, ‘原型炉開発に向けたアクションプラン’ (2016)
- [7-2] 原型炉開発総合戦略TF, ‘アクションプランフォローアップ’ (2018)
- [7-3] T. Wakatsuki, et al., ‘Safety factor profile control with reduced central solenoid flux consumption during plasma current ramp-up phase using a reinforcement learning technique’, *Nuclear Fusion* **59** 066022 (2019)
- [7-4] S. Inoue, et al., ‘A new vertical instability predictor via precursor oscillation detection with performance monitoring of equilibrium controller’, *Nuclear Fusion* **61** 096009 (2021)
- [7-5] T. Yokoyama, et al., ‘Prediction of high-beta disruptions in JT-60U based on sparse modeling using exhaustive search’, *Fusion Engineering Design* **140** 67 (2019)
- [7-6] T. Wakatsuki, et al., ‘Ion temperature gradient control using reinforcement learning technique’, *Nuclear Fusion* **61** 046036 (2021)
- [7-7] Y. Lin, et al., ‘Feasibility Study of Line Integrated Backward Thomson Scattering Measurement in Nuclear Fusion Reactors’, *Plasma and Fusion Research* **17** 1405098 (2022)
- [7-8] J. Wesson, et al., ‘Tokamaks 3<sup>rd</sup> Ed., Sec. 6.3’, Oxford Univ. Press, New York (2003)

## 付録

各節の主著者・文責は以下のとおりである。

- 1 (江尻晶)、2.1 (江尻晶)、2.2.1 (坂本宜照)、2.2.2 (相羽信行)、2.2.3 (宇藤裕康)、2.2.4 (染谷洋二)、3.1 (坂本宜照、江尻晶)、3.2 (筒井広明)、3.2 (藤田隆明)、3.3 (坂本瑞樹)、4.1 (江尻晶)、4.2 (徳澤季彦、大館暁、四竈泰一)、4.3 補足説明 (徳澤季彦、大館暁、四竈泰一)、4.4 磁気計測 (江尻晶)、5.1 (江尻晶)、5.2 構成、占有面積、保守 (徳澤季彦、大館暁、四竈泰一、宇藤裕康)、5.3 補足説明 (徳澤季彦、大館暁、四竈泰一)、5.4.1 (江尻晶)、5.4.2 (太田雅之)、5.4.3 (太田雅之)、6.1 (江尻晶)、6.2 (福山淳)、7.1 (坂本宜照、坂本宜照)、7.2.1 (筒井広明、徳澤季彦)、7.2.2 (藤田隆明、大館暁、笹尾真美子)、7.2.3 (坂本瑞樹、四竈泰一)、7.2.4 (福山淳、相羽信行)、7.2.5 (藤田隆明、大館暁、坂本瑞樹、四竈泰一、相羽信行、江尻晶)、7.3 (藤田隆明、大館暁、坂本瑞樹、四竈泰一、相羽信行、江尻晶)、7.4 (江尻晶、大館暁、四竈泰一)

---

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