



解説

トリチウムから見た核融合炉の成立性

西川正史, 片山一成
 (九州大学総合理工学研究院)
 (原稿受付: 2011年4月25日)

DT核融合炉は天然資源ではないトリチウムを主燃料の一つとする。このため、核融合炉開発の前提として炉の増殖ブランケットにおけるトリチウム生産速度が炉全体における消費速度を上回り、かつ次に建設する炉の初期インベントリを準備する余裕を持つという見通しがなければならない。本解説では、トリチウムの生産と消費に関する研究の動向を紹介し、そこから導かれるトリチウムバランスの視点から核融合炉の成立性を検討する。

Keywords:

tritium balance, overall burning efficiency, plasma wall interaction, breeding, tritium inventory, (TBR) required, (TBR) attainable, outer tritium source

1. はじめに

DT核融合炉においてトリチウムの自己充足を達成するためには、増殖ブランケットで生産されるトリチウムは、核融合炉内で消費されるトリチウムより多くなければならない。また、運転中の炉には、これから建設する炉の初期インベントリを準備するための余剰を蓄積することも要請される。Abdouら[1]は、炉のトリチウムバランスを考えるには未知数が多すぎると結論した経緯がある。朝岡ら[2]は、プラズマ-壁相互作用により再付着層に取り込まれるトリチウムについての議論が始まる以前にパラメータ計算を行い、Netの増殖率として1.1程度はほしいと結論付けている。ごく最近になってRothら[3]によりプラズマ対向材料の再付着層に共堆積するトリチウムは、ITER炉のトリチウム保有量を制限値1kg以内に抑えるにあたっての最大課題であると報告され、トリチウム捕捉の少ないタングステン第一壁についての研究が加速される一因になった。再付着層に捕捉されるトリチウム量は炉におけるトリチウムバランスに大きな影響を与えることが筆者により指摘され[4]、再付着層に捕捉されたトリチウムを定期的に回収することがトリチウムバランスの維持に効果的であると提案された[5]。

核融合炉のトリチウムバランスを検討するにあたって、西川は次期炉の準備に必要なトリチウム初期インベントリとその準備期間から決定される増殖率を炉基準の総括増殖率 $(TBR)_{R,Net}$ と名付け、次式で定義した。

$$(TBR)_{R,Net} = n_{total} / (T_{WT} f'_{Decay}) \quad (1)$$

ここで炉建設にあたって準備されるべき初期インベントリは炉の持つ総インベントリと同じと考えられ、これが相当燃焼日 n_{total} として核融合炉の燃焼量の何日分に相

当する値かで表現されている。また T_{WT} は炉におけるトリチウム増倍時間であり、 f'_{Decay} はベータ崩壊によるトリチウムの蓄積積算量の減少を補正する係数である。なお、出力1GWeの発電炉では発電効率を軽水炉並みと考え熱出力を3GWthとしたので一日あたりのトリチウム燃焼量 T_{burn} は0.4kgになると見積もられる。

図1は磁場閉じ込め炉におけるトリチウムの流れの概略を示したものである。西川はプラズマ容器内における核燃焼トリチウム、再付着層に捕捉されるトリチウム、第一壁を通じて透過漏洩するトリチウム、燃料循環系で失われるトリチウム、炉の持つ総貯蔵量からベータ崩壊で失われるトリチウムおよび共堆積トリチウムの回収を考慮したトリチウムバランス式を作成し、これと(1)式で定義した炉基準の総括増殖率からトリチウムバランスを維持するために必要とされる増殖率 $(TBR)_{BS \text{ required}}$ を次式のように求めた[5]。

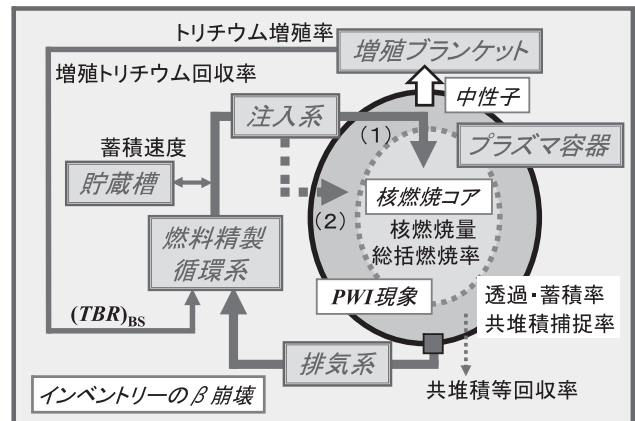


図1 DT核融合炉におけるトリチウムの流れ。

$$\begin{aligned}
 (TBR)_{BS} \text{ required} &= (TBR)_{R,Net} \text{ required} + (\delta_T)_{\text{overall}} / (\eta)_{\text{overall}} + \\
 & (\theta_P)_{\text{overall}} / (\eta)_{\text{overall}} + (Q_T)_{\text{Decay}} / (T_{\text{burn}}) \\
 & - |(\delta_T)_{\text{overall}} / (\eta)_{\text{overall}}| f'_{\text{Decay}} (\beta_{\text{trap}})_{\text{VV}}. \quad (2)
 \end{aligned}$$

ここで $(\eta)_{\text{overall}}$ はプラズマ容器におけるトリチウムの総括燃焼率でプラズマにおける燃焼量を容器へのトリチウム総供給量で除したものである。 $(\delta_T)_{\text{overall}}$ はプラズマ容器へのトリチウム総供給流量のうち再付着層に捕捉されるトリチウムの比率を示す。 $(\theta_P)_{\text{overall}}$ は総供給流量のうちプラズマ駆動透過を主因として炉壁を通じて透過する損失割合と燃料循環系で失われるトリチウム比率の和で、そのほとんどが前者に起因すると考えている。 $(Q_T)_{\text{Decay}}$ は保有インベントリーのベータ崩壊による減少量である。また $(\beta_{\text{trap}})_{\text{VV}}$ は再付着層からのトリチウム回収操作における回収率を示している。本解説の以降の議論ではトリチウム回収は毎年発電運転終了後保守点検期間に付着量の90%を回収することを標準としたが再付着層への捕捉率が燃焼量の0.5%以下と小さい場合には回収頻度はこの限りではない。

各種の保有トリチウム量を過去の報告例（例えば第一壁に関する Andrew と Pick[6] と中村らの報告[7]、ブランケットに関する筆者らの報告[8]等）から得た範囲を表1に例示した。プラズマ容器を通して燃料システム内を循環している動的活性トリチウムと貯蔵状態にある静的活性トリチウムからなる活性トリチウム、および燃料システムの系外に去ってしまった不活性トリチウムの和が炉の運転初期に準備しておく初期インベントリーに相当すると考えた。プラズマ容器壁や燃料システム構成各種配管等への不活性トリチウムの蓄積は再付着現象の長い時定数に比べてごく短時間に平衡状態になるとの考えに基づく取り扱いである。本解説では炉の活性インベントリーは燃料系で12燃焼相当日、ブランケット系で3燃焼相当日、貯蔵庫に30燃焼相当日合計45燃焼相当日を標準とし、不活性インベントリーは12燃焼相当日とした。3GWthの実用炉の燃焼量 T_{burn} として0.4 kg/day を考えると動的活性インベントリー6 kg、静的活性インベントリー12 kg、不活性インベントリー4.8 kg、総インベントリー22.8 kgである。なお、貯蔵量は何らかの不具合で活性インベントリーと不活性インベントリー全部が失われた場合でも対処できる量としても考えた。なお、再付着層に捕捉されているトリチウムは回収対象になる長期間捕捉トリチウムとして活性トリチウム

表1 トリチウムインベントリー推定値の比較.

		平均値
活性インベントリー		
燃料循環系	8 - 16相当燃焼日	12相当燃焼日
ブランケット系	2 - 4	3
貯蔵系	30	30
合計	40 - 50	45
不活性インベントリー		
真空容器第一壁	4 - 20	12
配管材料等捕捉量	少	0
初期装荷準備量	44 - 70	57

にも不活性トリチウムにも算入されていない[5].

2. プラズマ容器へのトリチウム投入

プラズマ容器内におけるトリチウムバランスを図2に示したモデルを用いてエネルギー発生を代表するパラメータとしての総括燃焼率とPWI現象を代表する総括プラズマ生成率の流量依存性を検討してみた。これはRothらの報告から推測される再付着層へのトリチウム捕捉量がプラズマ容器への供給流量に比例するとの関係を検証するためである。

トリチウムの総括燃焼率 $(\eta)_{\text{overall}}$ と燃焼量 T_{burn} および供給流量 $(Q_T)_{\text{VVin}}$ には次式の関係があると定義した。

$$(\eta)_{\text{overall}} = T_{\text{burn}} / \{ (Q_T)_{\text{VVin},1} + (Q_T)_{\text{VVin},2} \}. \quad (3)$$

ここで $(Q_T)_{\text{VVin},1}$ は核燃焼コアを経由する経路へのトリチウム供給量で、 $(Q_T)_{\text{VVin},2}$ はELMの制御、ダイバータ保護その他の目的でペデスタル部に供給されるトリチウム流量を表している。

また、図2に示したトリチウムの流れモデルから、プラズマ容器中のトリチウムプラズマ生成量は次式のように得られる。

$$\begin{aligned}
 (Q_{\text{TPL}})_{\text{total}} &= [\eta_{\text{PL}1}(1 - \eta_{\text{TR}1}\eta_{\text{BUP}1}) + \eta_{\text{PL}2}\{(Q_T)_{\text{VVin},2} / (Q_T)_{\text{VVin},1} \\
 & + (1 - \eta_{\text{PL}1})\}] / \{ (1 - \alpha)\eta_{\text{PL}3}\eta_{\text{TR}1}\eta_{\text{BUP}1} / T_{\text{burn}} \}, \\
 & \text{(kgT/day)} \quad (4)
 \end{aligned}$$

ここで η_{PL} , η_{TR} , η_{BUP} および α はそれぞれ供給流量に対するプラズマ生成率、生成したプラズマ粒子の燃焼コアへの移行率、コアにおける核燃焼率および生成した総プラズマ粒子のうち第一壁に打ち込まれる割合を示している。

$(Q_{\text{TPL}})_{\text{total}}$ を供給流量で割ることによりプラズマ容器内の総括トリチウムプラズマ生成率が次式のように得られる。

$$(\eta_{\text{PL}})_{\text{overall}} = [\eta_{\text{PL}1}(1 - \eta_{\text{TR}1}\eta_{\text{BUP}1}) + \eta_{\text{PL}2}\{(Q_T)_{\text{VVin},2} / (Q_T)_{\text{VVin},1} + (1 - \eta_{\text{PL}1})\}] / \{ (1 - \alpha)\eta_{\text{PL}3}\} + (Q_T)_{\text{VVin},2} / (Q_T)_{\text{VVin},1}. \quad (5)$$

図3には核燃焼コア経路のみにトリチウムを供給する場合について、ペデスタルのプラズマ化率を変化させた時の総括燃焼率と総括プラズマ生成率を比較したが、ペデスタルプラズマ化率の変化によって総括燃焼率は変化しないが

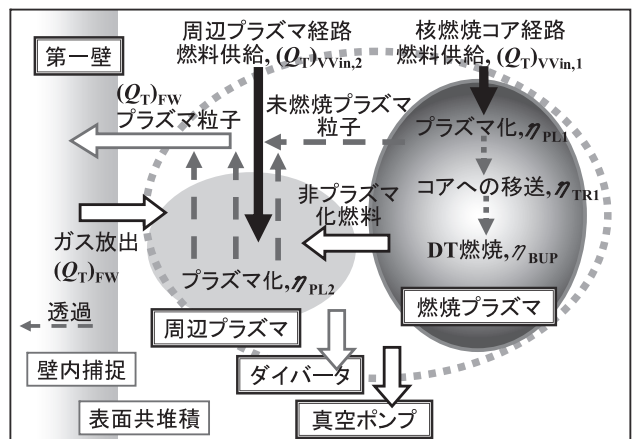


図2 プラズマ容器内のトリチウム移行モデル.

総括プラズマ生成率は漸増する。しかし Lang ら[9]や Brosset[10]によって考えられているようにペDESTALにおけるプラズマ生成率 η_{PL2} は 0.1-0.2 の範囲であると考えたと両者はほぼ同様の変化をしていると考えても大きな誤差は生まれない。コア内プラズマ生成率 η_{PL1} や生成したプラズマ粒子のうち第一壁に打ち込まれる比率 α の変化に対応する総括燃焼率と総括プラズマ生成率の変化もほぼ同様の傾向であった。Roth らの報告はいろいろな条件で運転されているいろいろなプラズマ装置のデータを集約して成り立っている。図 2 に示したモデルに基づく計算によると大雑把に言って、総括プラズマ化率の変化は総括燃焼率の変化と同様に流量に反比例するとしてトリチウムバランスの議論を進めても大きな誤差を生まない。

しかしペDESTALプラズマの経路にもガスバフでトリチウムを供給する場合には、これらのトリチウムは燃焼に関与しないため、図 4 に示されるように総括燃焼率は合計流量に反比例して減少するが、ペDESTAL内でのプラズマ化のためプラズマ-壁相互作用に寄与するトリチウムプラズマは増加するので共堆積トリチウムや第一壁に捕捉されるトリチウムならびに透過するトリチウムを増やすことになる。例えばペDESTALに加えるトリチウム流量がコア経路流量の 3 倍である場合を考えると合計流量は 4 倍になるた

め総括燃焼率は 1/4 になる。一方、本検討で用いられた各種プラズマパラメーター条件では再付着層に取り込まれるトリチウムは 1/2.4 程度の減少に落ち着くので総括プラズマ生成率も総括燃焼率と同じく流量に反比例すると考えてしまうと生成されるプラズマ量（したがって再付着層形成量も）は約 70% 予想より増加することになる。

3. プラズマ容器でのトリチウム蓄積

再付着層に共堆積して捕捉されるトリチウム $Trap$ の時間変化量はプラズマ容器へのトリチウム総供給流量 $(Q_T)_{VVin}$ と捕捉率 $(\delta_T)_{overall}$ が決まると求められる。

$$Trap = \{n_{op}(Q_T)_{VVin}(\delta_T)_{overall}\} f' \\ = \{(n_{op})(T_{burn})(\delta_T)_{overall}/(\eta)_{overall}\} f'. \quad (\text{kg/y}) \quad (6)$$

ここで n_{op} は炉の運転期間である。

図 5 は一年間運転後の再付着層に保持されているトリチウム量を 3 GWth の実用炉（トリチウム年間燃焼量 146 kg）に即して比較したものである。ITER ではサイト制限値を 1 kg と規定しているが、実用炉でもこの制限値が適用されるとすると、プラズマの総括燃焼率が 1% でかつ再付着層への総括捕捉率が 7×10^{-5} の場合、1 GW の発電炉は一年の運転でこの制限値を超えることになる。回収までの運転期間が 2 年または総括燃焼率が 0.5% の場合にはほぼこの半分の総括捕捉率を持つ対向材料を選択しなければならない。西川は Roth らの報告値から ITER 条件における総括捕捉率を推定したが[4]、多くの PWI 研究者によると実用炉条件では壁温度が高くなるため捕捉率が一桁程度は小さくなると思われるとのことなので（例えば最近の Alimov らの報告[11]等）、実用炉温度における捕捉率は ITER との熱出力の違いにかかわらず、どのプラズマ対向材料候補材についても ITER 条件推定値の 1/10 であるとして本解説の議論を進めることにする。つまり W のみを対向材料に用いる場合、W ダイバータと Be 第一壁の使用の場合、W と Be 並びにグラファイトの混合利用の場合およびグラファイトのみを用いる場合、それぞれについて捕捉率は 3×10^{-5} 、

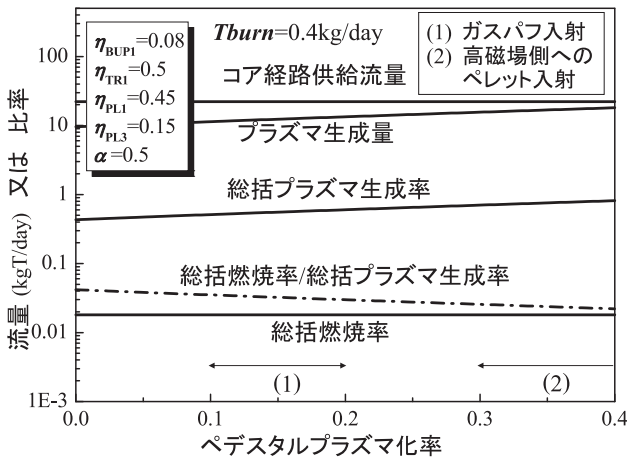


図 3 総括燃焼率と総括プラズマ生成率の変化。

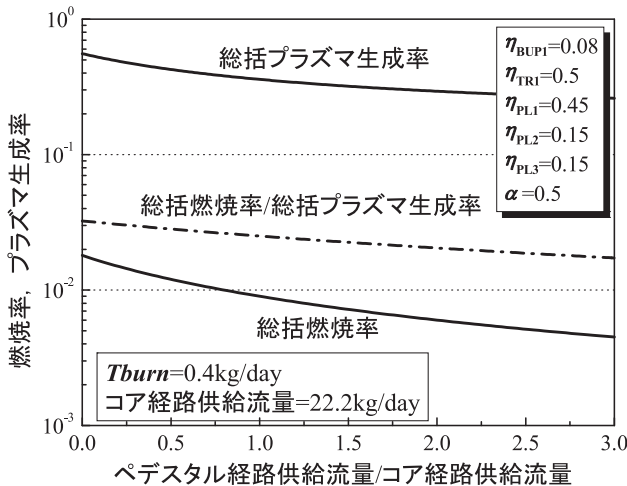


図 4 総括燃焼率と総括プラズマ生成率の流量比による変化。

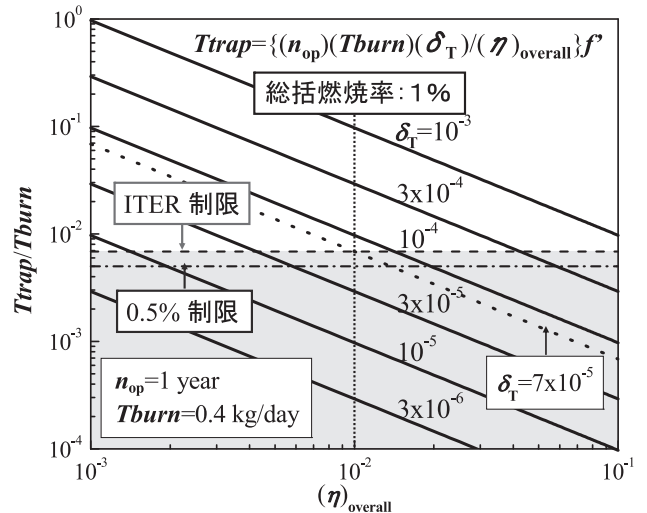


図 5 再付着層への共堆積トリチウム量。

3×10^{-4} , 1.5×10^{-3} , 7.5×10^{-3} と求められる。実用炉においても再付着層に捕捉されるトリチウムについて ITER 制限値の準用を考えるとプラズマの総括燃焼率が 4% 以下であれば W 以外にプラズマ対向材候補が見当たらないようになってしまう。また再付着層に取り込まれたトリチウムの回収を行わないと W 対向材料使用の場合でも総括燃焼率が 1% の場合には 2 年少しでサイト制限値を越えることが予測される。

W が実用炉雰囲気期待どおりの材料学的特性やトリチウム捕捉性能を示すことが確認されればこれに優ることではないが、トリチウムの炉内バランス状態検討における諸数値の不確かさや今得られているトリチウム材料相互作用の実験値に見られるばらつき [12]、さらには現在の温度や中性子の効果についての実験条件と核融合炉内条件の違いも勘案すると W 以外の材料選択に対応するトリチウムバランス維持の検討を行っておくことも必要であろう。

なお、一年後の再付着層トリチウム捕捉量が燃焼量の 0.5% 以下に小さくなると (図 5 の条件では 1 年間で 0.73 kg) 毎年のトリチウム回収はトリチウムバランスの観点からみて効果的ではなくなる。しかし数年間の運転で累積捕捉量が炉サイトインベントリ制限値を越える可能性があるため、やはり効果的なトリチウム回収対策や妥当なサイト制限値についての議論は必須である。

西川はトリチウムバランス緩和のため再付着層に取り込まれたトリチウムを周期的に回収することを提案している。図 6 は一年の運転の後再付着層に取り込まれたトリチウムを回収する際の回収率の効果を検討したものである [5]。この図の前提条件のように核融合炉内に不活性トリチウムがなく燃料システムおよびプラズマ容器からの透過損失が無視小と想定した場合でも、ブランケットシステムから与えられる増殖率 $(TBR)_{BS}$ が 1.05 であれば 45 相当燃焼日に対応するインベントリのベータ崩壊による減少の効果のため 3 年以内に次期炉用の初期トリチウムインベントリの準備をすることは可能ではない。しかし準備期間を 6 年でもよいことにすると、回収を行わない運転条件を採

用した場合でもプラズマ容器トリチウムバランシング係数 $(\Gamma_T)_{VV} = (\delta_T)_{overall} / (\eta)_{overall}$ が 0.02 以下になれば総インベントリ 45 日相当燃焼日の透過損失のない炉のトリチウムバランス維持が可能となることが図 6 に示されている。これはプラズマの総括燃焼率 $(\eta)_{overall}$ 1% が達成されるのであれば再付着層への捕捉率 $(\delta_T)_{overall}$ が 2×10^{-4} 以下の対向材料選定が要求されることになり、0.5% が達成可能燃焼率であれば 1×10^{-4} が限度となることを意味する。もっとも透過損失が考慮に加えられるとこの条件はさらに厳しくなる。再付着層からトリチウムを回収して再利用する効果も図 6 からわかるが、毎年 90% 程度の回収を行うとするとトリチウムバランスへの制約は大きく緩和される。例えば増倍時間を 6 年に設定すると $(\Gamma_T)_{VV}$ が 0.16 以下でよいことになり総括燃焼率 1% のプラズマでは $(\delta_T)_{overall}$ が 1.6×10^{-3} 以下とほぼ一桁緩和され、総タンゲステン以外のプラズマ対向材料の選択が可能になる。また増倍時間を 30 年にするとさらに 50-80% 程度大きい捕捉率をもつプラズマ対向材料を使用してもよいことになる。

4. 燃料循環精製システムにおけるトリチウム損失

燃料循環精製システムの動的活性トリチウムのインベントリは循環流量にシステムを構成する各種装置の平均滞留時間を乗じてこれらを積算することで求められる。比較的長い滞留時間を持つシステム構成装置としては燃料の冷却・ペレット製造装置、クライオソープション式真空排気ポンプ、深冷蒸留装置、中性粒子製造装置等が考えられるが装置開発状況を考慮すると実用炉に対応した具体的定量性はまだ十分ではないので、これらを総括して主燃料サイクルのインベントリを総括燃焼率にかかわらず 12 燃焼相当日 (総括燃焼率が 1% の場合の総平均滞留時間 2.88 時間、0.5% の場合の 1.44 時間に相当する) 一定値としてトリチウムバランスの検討に用いた。平均滞留時間 2.88 時間は飛田らがプラズマの燃焼率として 4% を想定したデモ炉 Slim-CS のトリチウムインベントリ計算 [13] において燃料入射系 (DT 混合ペレットや T ペレット) または同位体分離系にそれぞれ用いた 10,000 秒と同じである。

本解説では、前述のように炉の持つトリチウムインベントリを 57 燃焼相当日にあたると思ったが、この一年間のベータ崩壊による減少量は 3.2 燃焼相当日で増殖率を約 0.009 小さくする効果を持つ。

筆者らは、トリチウムバランスの検討において ITER における数値を参考にして燃料循環精製システムにおける透過や反応効率等を考慮した損失率 $(\theta P)_{FS}$ として 10^{-5} を用いたが、この値はトリチウムバランスの動向にほとんど影響を与えない大きさである。

5. ブランケットシステムにおけるトリチウム増殖と損失

図 7 に磁場閉じ込め炉に設置された固体ブランケットを例にとって各種の増殖率の定義をしている [14]。無限深さあるブランケット材と中性子増倍材配位の中で中性子一つあたりできる中性子基準の理想的トリチウム増殖率

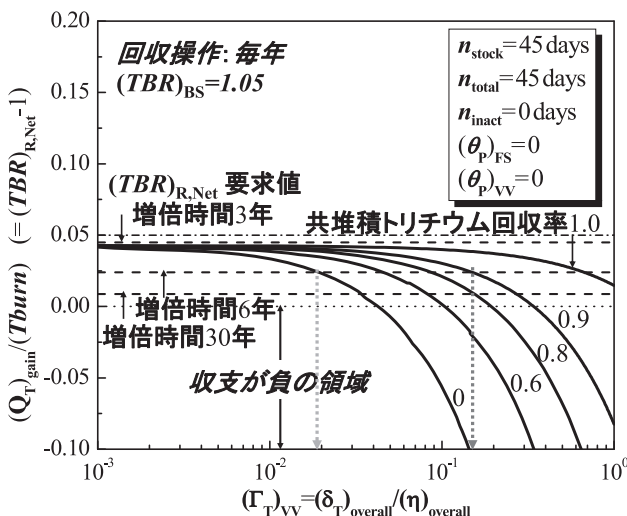


図 6 再付着層トリチウムの回収率の影響。

(TBR)₀にブランケットモジュールの構造材や冷却材配管等の構成材料によって起こる中性子利用率の低下を代表するモジュール効果を補正して Local TBR が与えられる。これにプラズマ容器のブランケットの被覆率やプラズマ対向材料によって変わる中性子利用効率（プラズマ容器効果）を補正すると核融合炉ブランケットの中で増殖されるトリチウム量を代表する Net TBR が求まる。現在 DEMO 炉の固体ブランケット設計においては1.05のNet TBR値が得られればよしと判断されることが多いようである。Net TBRに増殖トリチウムの回収効率を乗じるとブランケットシステムから燃料循環系に供給されるトリチウム量を代表するブランケットシステム増殖率 (TBR)_{BS} が決定される。プラズマ容器効果やモジュール効果等の中性子利用効率および増殖トリチウムの回収効率を最適化することにより炉の持つ達成可能増殖率 (TBR)_{BS} attainable が得られることになる。この達成可能増殖率は炉においてどれだけのトリチウムが生産可能かを表す指標に過ぎないので、核融合炉において消費されるトリチウム量の指標として炉のトリチウムバランスから求められる要求増殖率 (TBR)_{BS} required と対比した議論がなされなければならない[15]。

図8に達成可能増殖率と要求増殖率の算定経路を比較したが達成可能増殖率が要求増殖率を上回らなければならないのは自明である。

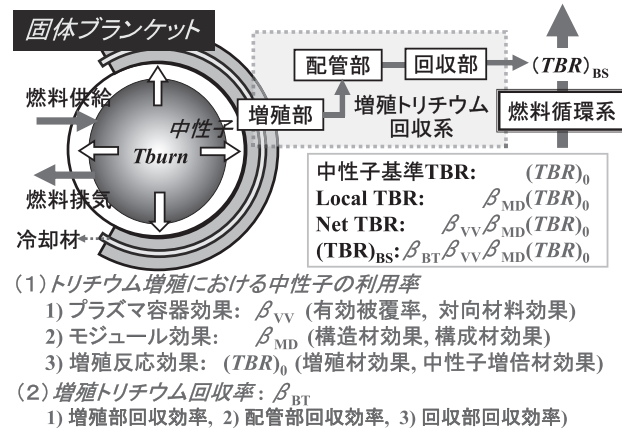


図7 固体ブランケットにおける各種増殖率。

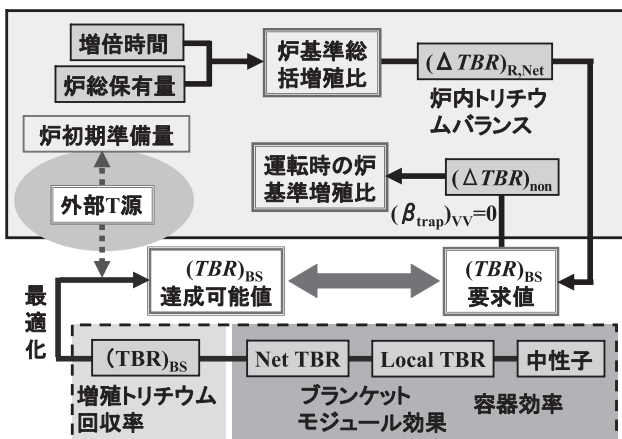


図8 要求増殖率と達成可能増殖率の算定経路比較。

図9にLiPbをブランケット材に採用した液体ブランケット式慣性閉じ込め核融合炉におけるトリチウムの流れを模式的に示した。慣性炉では第一壁構造材料を荷電粒子から守るために濡れ壁方式が検討されている[16, 17]が、濡れ壁の安定制御が大きな課題である。濡れ壁方式ではトカマク炉で考えられている70数%[13, 18]よりはるかに大きい90%を超えるブランケット被覆率を取ることが可能であるため容器効果を磁場閉じ込め方式に比べて大きくとることができる。このため中性子基準増殖率として1.6程度と多くの固体増殖材より小さい値を示すLiPb[19]の使用であってもNet TBR値として1.3の達成も可能と考えられている。

さて磁場閉じ込め炉においてはNet TBRにあまり大きい値を見積もれない現状であるので増殖トリチウムのブランケット配管からの漏洩損失率を1%よりかなり小さく抑えることが望まれる。この要請は水冷方式ブランケットにとって勿論であるが、ガス冷却方式ブランケットにとってはかなり厳しい要件である。このためにトリチウム透過防止膜の研究が進められているが実用炉のブランケット場での長期安定性が保証される防止膜の開発が課題とされている。

各種固体ブランケット材からパージガスへの増殖トリチウム放出曲線は九大モデルによって解析的予測が可能な段階にきている[20, 21]。トリチウム回収用ブランケットパージガスには100 Paの水素を加えることが考えられているが固体増殖材のグレイン表面において水生成反応や化学吸着水の脱離反応が起こるため、運転初期しばらくは増殖トリチウムの多くはHTOの化学形で放出されると予想されている[22]。このため、増殖トリチウムの回収効率を100%近くに維持するためには回収方法にも一考を要する。

慣性炉のLiPb濡れ壁式ブランケットではLiPbの水素溶解度のごく小さいため気相に移したトリチウムの炉壁や配管壁からの透過漏洩量が小さくはないと考えられているが、被覆率から見て大きなNet TBRが期待されるのでトリチウムバランスの観点からの透過防止対策の比重は大きくないと思われる。むしろ放射線安全対策からみての透過対策が重い課題となろう。液体ブランケットに関してはトリチウム回収量と漏洩量を精度良く推定できるだけのトリチ

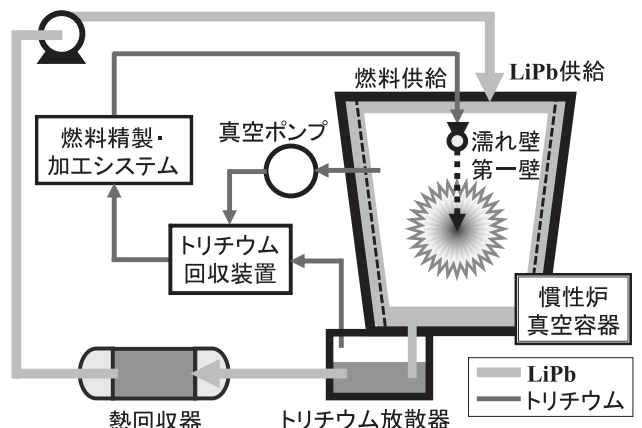


図9 濡れ壁式第一壁を持つ慣性閉じ込め炉のトリチウムの流れ。

ウムの溶解・透過特性や, LiPb の流動維持およびそれに伴う配管腐食に関するデータベースの整備も必要とされることである。

ところで目下 Local TBR は核データと ANISN に代表される中性子遮蔽コードから算出せざるを得ない状況で, この計算には数%の誤差があると言われている。トリチウムバランスの議論をより具体的にするためにも 14 MeV 中性子を使ったトリチウム増殖率実証実験が待たれるところである。

6. D-T 核融合炉のトリチウムバランス

図10に(2)式から得られる炉基準の総括増殖率 $(TBR)_{R,Net}$ と要求ブランケット増殖率 $(TBR)_{BS,required}$ との差を例示した。筆者は Roth らの報告[3]に基づき再付着層への総括トリチウム捕捉率を求め, 捕捉量は流量に比例するとの関係を用いて種々のプラズマ対向材料に対して ITER 条件におけるトリチウム捕捉率を推定した[4]。多くのPWI研究者によると実用炉の壁温度ではITER条件に比べて捕捉率が一桁程度は小さくなると思われることなので図10ではその意見を取り入れ実用炉におけるトリチウムバランスの検討を試みた。つまり再付着層へのトリチウム捕捉率 3×10^{-5} は実用炉温度で W を対向材料に使用した条件に対応し 3×10^{-4} , 1.5×10^{-3} , 7.5×10^{-3} はそれぞれ実用炉条件で W ダイバータ Be 壁, W と Be 並びにグラファイトの混合利用およびグラファイトのみを用いた条件にほぼ対応すると考えた。この図の算定にあたって不活性トリチウムインベントリーとして12燃焼相当日を用いた。また再付着層からのトリチウムの回収率 $(\beta_{trap})_{VV}$ は90%とし1年間の炉運転後に回収して再利用するとの方針を前提としている。プラズマ駆動透過においては朝岡らの報告[2]とプラズマ容器内のトリチウムバランスで得られたプラズマ生成量見積もりを参考にして 10^{-4} を代表値にした。この値は総括燃焼率が4%であれば透過損失は燃焼量の0.25%に過ぎないが総括燃焼率が1%になると供給流量が4倍になるため損失が燃焼量の1%になってしまうことを示している。透過したトリチウムの回収も検討すべき課題であるが, このほとんどが第一壁やダイバータの冷却水に入ると

考えられるので経済的な回収を行うことは容易ではない。

図10の比較から明らかなようにプラズマの総括燃焼率がトリチウムバランスに与える影響は大きい。つまり総括燃焼率が小さくなるとプラズマ容器を通じての循環流量が増加するため再付着層に取り込まれるトリチウムが増加し, 0.5% より小さい総括燃焼率になると共堆積するトリチウム量の増加の度合いは著しく大きくなる。

さて, n_{total} を57燃焼日に, また T_{WT} を過去の検討でよく使われている3年に設定すると炉基準総括増殖率 $(TBR)_{R,Net}$ として1.057 が与えられる。再付着層への捕捉率が 3×10^{-4} の場合を考えると図10からプラズマの総括燃焼率4%, 1%および0.5%の時には炉基準総括増殖率とブランケットシステム要求増殖率の差としてそれぞれ0.012, 0.023 および0.038 が得られるので, 総括燃焼率に対応して必要とされる $(TBR)_{BS,required}$ は1.069, 1.080 および1.095 と求められる。これらの値はNet TBRの目標値として挙げられることの多い1.05を越えているので $(TBR)_{BS,attainable}$ が $(TBR)_{BS,required}$ を越えることもありえない。一台の核融合炉が次に建設する核融合炉の初期インベントリーをまかなうことが要請される核融合炉黎明期には, 総括燃焼率が0.5%程度と小さい値しか得られない場合に備えて, 実効的には1.1近くの増殖率も達成可能なように準備が必要と言うことになる。一方核融合炉が定着して多くの炉が運転されている成熟期が来ると多くの炉で次期炉の初期インベントリーをまかなえばよいようになる。たとえばトリチウム増倍時間が30年でよい時期になると必要な $(TBR)_{R,Net}$ は1.011でよいことになるので総括燃焼率が0.5%であっても1.049の $(TBR)_{BS}$ が得られればトリチウムの自己補給が可能になる。表2によるとこの条件で再付着層の90%のトリチウムを回収すると毎年ほぼ1.5 kgのトリチウムを得ることができるので15台の核融合炉の余剰分で一台の初期インベントリーを用意できる計算になる。 n_{total} によっても $(TBR)_{R,Net,required}$ の値は変化するので, 実用炉ではこれがどの程度まで大きくなってしまおうのかまたは小さくしうるのかを知ることも今後の課題である。

黎明期には大きなトリチウム増殖率を持つブランケット

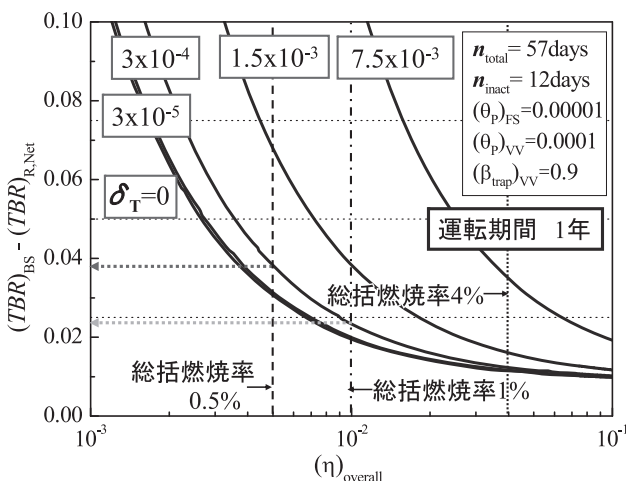


図10 炉基準総括増殖率と要求増殖率の差の変化の比較。

表2 トリチウムバランス計算値の比較。

$(\eta)_{overall}$ (%)	$(TBR)_{R,Net}$	$(TBR)_{BS}$	$(TBR)_{R,non}$	$(QT)_{stock}$ (kg/y)	$(Tim)_y$ (kg)	$(Q_T)_{gain}$ (kg/y)
4	1.057(3)	1.069	1.051	+7.3	1.06	8.05
4	1.031(6)	1.043	1.024	+3.50	1.06	4.36
4	1.019(12)	1.031	1.012	+1.75	1.06	2.66
4	1.011(30)	1.022	1.003	+0.44	1.06	1.38
1	1.057(3)	1.080	1.029	+4.26	4.26	7.98
1	1.031(6)	1.054	1.003	+0.44	4.26	4.26
1	1.019(12)	1.042	0.991	-1.27	4.26	2.55
1	1.011(30)	1.034	0.983	-2.43	4.26	1.34
0.5	1.057(3)	1.095	1.005	+0.67	8.51	8.31
0.5	1.031(6)	1.069	0.979	-3.07	8.51	4.49
0.5	1.019(12)	1.057	0.967	-4.82	8.51	2.70
0.5	1.011(30)	1.049	0.959	-5.99	8.51	1.49

$n_{total}=57$ days, $(\beta_{trap})_{VV}=0.9$, $T_{burn}=0.4$ kg/day, $\delta_T=3 \times 10^{-4}$

の開発が優先課題になるが、成熟期にはむしろ大きな余剰トリチウムを抱えることを避ける増殖方法が検討されることになろう。

炉の運転期間中には再付着層からのトリチウム回収が行えないのでこの間のトリチウム供給に不具合が生じないように対策を講じておく必要がある。図11には図10の推算条件に対応する炉運転時の炉基準実効的増殖率 $(TBR)_{R,non}$ at operation と $(TBR)_{BS}$ required との差を示した。図11に示されるように再付着層捕捉トリチウムの回収を行わない場合には図10に比べて燃焼率の与える影響がより大きくなっている。再付着層への捕捉率が 3×10^{-4} の場合を例として考えると図11から総括燃焼率4%、1%および0.5%の時には両増殖率の差としてそれぞれ0.019, 0.051 および0.090 が得られる。従って、それぞれの総括燃焼率に対応して与えられる運転時炉基準実効的増殖率は1.051, 1.029 および1.005となるが、これらの値は他の条件について求めた値も含めて表2に比較してある。前述の運転時の炉基準実効的増殖率から一年間の運転期間中に燃料システム貯蔵系に追加される余剰トリチウム累積量 $(Q_T)_{stock}$ は総括燃焼率4%、1%および0.5%の時それぞれについて7.3 kg, 4.3 kg および0.7 kgと算定され、 3×10^{-4} の捕捉率に対応する一年後の共堆積トリチウム $(Tinv)_y$ の90%回収量と合わせるといずれの燃焼率の場合も約8 kgのトリチウムが得られることになり3年で次期炉の初期インベントリー必要量22.8 kgを準備できる計算になる。

さて、炉基準総括増殖率はトリチウム増倍時間 T_{WT} を長くするか総インベントリー $n_{total} \times T_{burn}$ を少なくすると小さくなる。核融合時代成熟期には数台以上の炉が分担して次期炉の初期インベントリーを準備すればよくまたトリチウム余剰蓄積量を多くすることは望ましいことではないので、各炉の T_{WT} を12年又は30年程度に延ばすことが妥当であろう。表2に示すように再付着層捕捉率が 3×10^{-4} の時 T_{WT} が30年であれば総括燃焼率4%、1%および0.5%の時ブランケットに要求される増殖率はそれぞれ1.022, 1.034 および1.049 となりいずれの燃焼率においても1.05より小さい値となる。総インベントリーの低減化と4%の総括燃焼率が得られるのであれば核融合成熟期にはトリチウムバランス維持に ${}^6\text{Li}$ の濃縮が要らなくなる可能性も出てくる。なお、表2に用いられた条件では T_{WT} が30年の場合には総括燃焼率が1%および0.5%の時の運転時実効的増殖率が1.0以下になるため炉の運転期間中にはトリチウムを貯蔵庫から燃料循環系に補給しなければならないが、結局は再付着層から回収するトリチウムで補うことができる。

なお、再付着層からトリチウムの回収を行わない場合には $(Tinv)_y$ から回収するトリチウム量に相当するトリチウムをさらに増殖しなければならないので捕捉率が 3×10^{-4} の条件下では総括燃焼率が4%、1%および0.5%の場合に対してブランケットシステムへの要求増殖率は T_{WT} を3年とする時それぞれ1.076, 1.107 および1.149 と大きくなるが、これを越える達成可能 $(TBR)_{BS}$ を得ることは磁場閉じ込め炉のブランケットでは困難であろう。また T_{WT} が30年の時でもブランケットシステム要求増殖率は1.029, 1.061

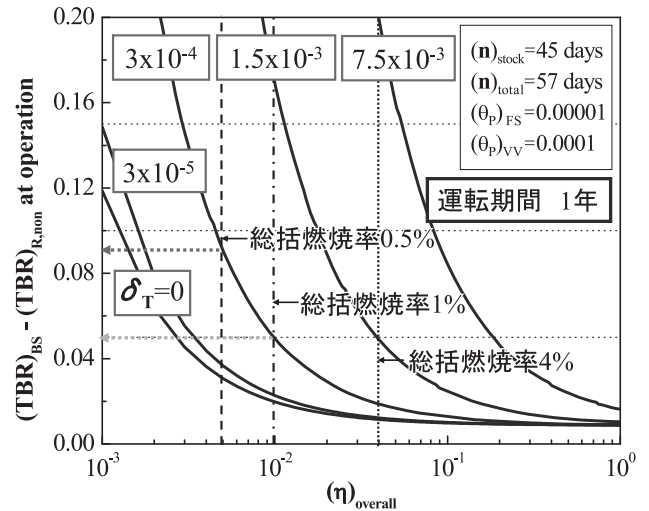


図11 運転時炉基準増殖率と要求増殖率の差の変化。

表3 トリチウムの製造法の比較。

1. 炉内トリチウム増殖	
固体ブランケット	炉内回収
液体ブランケット	低溶解度 炉内回収
	高溶解度 炉外回収
D-D 核融合反応	
	Li 重水溶液ブランケット
2. 複式炉方式	
	核融合 - 核分裂ハイブリッド炉
	慣性炉 - 磁場閉込炉複式核融合炉
	D-D 核融合 - D-T 核融合併用炉
3. 炉外トリチウム製造源	
重水炉	一台あたりの製造量小
高温ガス炉	一台で年産10 kg可能か
溶融塩炉	一台で年産数kg可能か
軽水炉	一台あたりの製造量小
加速器	一台あたりの製造量小

および1.103と大きい値になり総括燃焼率には3%以上の達成が要請されるようになる。また保有制限インベントリーの設定値をITER制限値並みの1 kgに設定すると再付着層に捕捉されるトリチウムが短期間でこの制限を超えてしまう危険性がある。図5で議論したように1年間あたり再付着層へ捕捉されるトリチウムが燃焼量の0.5%を超えるような場合はトリチウムバランスの観点からは回収操作を行うことが望ましい。

プラズマの総括燃焼率4%が達成され、Wが対向材料として長期使用が可能と認められ、そのトリチウム捕捉率には 3×10^{-5} を使うことができ、プラズマ容器からの透過損失率が 2×10^{-5} と低く抑えることができ且つターボモレキュラーポンプの開発等により総インベントリーが45燃焼相当日(3 GWthの炉で18 kgに相当)にまで減少させることができたとの楽観的な予測のもとにトリチウム増倍時間3年を可能にする $(TBR)_{BS}$ required を西川の方法で求めると1.053が得られる。この条件の場合にはインベントリーのベータ崩壊による損失が支配的であり、再付着層からの回収の有無はトリチウムバランスにほとんど影響を与えな

い。

一方、総括燃焼率は0.5%程度になり、Wのみを対向材料に使用する方法が危惧されるようになりWダイバータとBe壁の併用が考えられるようになってトリチウム捕捉率としては 3×10^{-4} を使うことになり、プラズマ容器透過損失が 1×10^{-4} で代表され且つクライオソープションポンプの使用で総インベントリーが72燃焼相当日と大きくなるという少々悲観的予測のもとに増倍時間3年を可能にする $(TBR)_{BS}$ を求めると再付着層から90%の回収が可能である場合で1.108、回収を行わない場合には1.162が必要と算出される。回収を行わない場合の要求増殖率を大きくする最大要因は再付着層への捕捉である。因みにこの条件でも再付着層から90%のトリチウムの回収を行うのであれば増倍時間を30年にすると要求増殖率は1.050でよいことになる。

核融合黎明期では次期炉用の初期インベントリーの準備のために増殖率を大きくせざるを得ない。図8に示してあるように最初の核融合炉に装荷すべきトリチウムは核融合炉以外の外部トリチウム源で準備することになる公算が大きい。核融合炉の黎明期にもこの外部トリチウム源を活用しトリチウムの補給に寄与させることで炉自体に要求される実質的増殖率を下げる方法が合理的と思えるので、特に初期の核融合炉にとって厳しい要求となるトリチウム自己補給性にこだわらなくてもよいように思う。表3に示すように幾つかのトリチウム製造手段が考えられる。年間10kgのトリチウム製造が期待されるようであれば3MWthの炉で増殖率に換算して0.07、1.5MWthの炉で0.14の緩和が可能になる。高温ガス炉一台で毎年10kgのトリチウムが生産されうるとの松浦らの報告がある[23]。重水炉も50台あれば年産10kgが可能であろう[24]。増殖率が高く取れ多くの余剰トリチウムが得られると考えられる慣性炉やハイブリッド炉から始めるのも一つの方法かもしれない。

成熟期を迎えると磁場閉じ込め核融合炉だけでもトリチウム自己補給の達成は容易に思われるので、黎明期を切り抜ける対策の議論が必要である。

7. まとめと課題

核融合炉の台数が数少ない核融合炉時代黎明期において、磁場閉じ込め核融合炉の燃料自己補給条件を満たすトリチウム増殖率を得ることはプラズマ容器における総括燃焼率、対向材料としてのWの有効性、再付着層へのトリチウム取り込み率、透過損失率、トリチウムインベントリー等についていずれもが楽観的予測を達成しない限り容易であるとは思えない。一方炉の台数が多くなる成熟期には悲観的予測に立っても自己補給条件の達成はそれほど難しくはないと判断される。黎明期には自己補給にこだわることなく、最初の実用炉のトリチウム初期インベントリー準備を託すことにもなる外部トリチウム源を活用して炉の受け持つ増殖率の低減化策も考えておくことが合理的と思われる。有効な外部トリチウム源開発に向けての検討を始めるべきである。またトリチウムバランスの観点からは、大きな増殖率が期待できる濡れ壁方式慣性閉じ込め核融合炉の

開発をまず進めるという考え方もありうる。

核融合炉におけるトリチウムバランスを定量しバランスを維持するためにブランケットに期待する要求 $(TBR)_{BS}$ を具体的に考えていく上でプラズマにおける総括燃焼率、再付着層へのトリチウム捕捉率、第一壁を通しての透過損失率、動的活性トリチウムと静的活性トリチウムならびに不活性トリチウムで構成されるトリチウム総インベントリー等の寄与が大きいが、いずれも実用炉の条件下でどのように評価すべきかははっきりした数字が決まらない状態である。プラズマ燃焼やPWI研究の実用炉をめざした進展をトリチウムバランスの観点からも期待する。また要求 $(TBR)_{BS}$ に応えるべき達成可能 $(TBR)_{BS}$ を具体化する上でも中性子の利用効率に与える容器効果とモジュール効果だけではなく増殖トリチウムの回収率の具体的把握も核融合炉の炉形式にかかわらずもう一つははっきりしていない。さらには核データを使つての計算値についての実験的裏づけがほしいところである。

参考文献

- [1] M.A. Abdou *et al.*, Fusion Technol. **9**, 250 (1986).
- [2] Y. Asaoka, K. Okano, T. Yoshida and K. Tomabechi, Fusion Technol. **30**, 853 (1996).
- [3] J. Roth *et al.*, J. Nucl. Mater. **390-391**, 1 (2009).
- [4] M. Nishikawa, Fusion Sci. Technol. **57**, 120 (2010).
- [5] M. Nishikawa, Fusion Sci. Technol. **59**, 350 (2011).
- [6] P.L. Andrew and M.A. Pick, J. Nucl. Mater. **212-215**, 111 (1994).
- [7] H. Nakamura *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 1339 (2006).
- [8] M. Nishikawa *et al.*, Fusion Eng. Des., 39-40, 615 (1998).
- [9] P.T. Lang *et al.*, Phys. Rev. Lett. **79**, 1487 (1997).
- [10] C. Brosset, 4th International Atomic Energy Agency Mtg. Ahmedabad, India, Feb. 1-5, 2005; H. Zushi, Personal Communication (2008).
- [11] V. Kh. Alimov *et al.*, J. Nucl. Mater. (2011), doi: 10.1016/j.jnucmat.2011.01.088.
- [12] K. Katayama *et al.*, Fusion Sci. Technol. **54**, 549 (2008).
- [13] K. Tobita *et al.*, Nucl. Fusion **49**, 075029 (2009).
- [14] M. Nishikawa and T. Tanabe, Fusion Eng. Des. **85**, 987 (2010).
- [15] M. Nishikawa, Fusion Sci. Technol., Accepted for publication (partly reported in 9th Int. Tritium Conf., Nara, Japan, Oct. 29, 2010).
- [16] 三間 啓興, 山中 龍彦, 中井 貞雄: プラズマ・核融合学会誌 **70**, 612 (1994).
- [17] 神前 康次: プラズマ・核融合学会誌 **74**, 952 (1998).
- [18] M. Enoda *et al.*, Nucl. Fusion **43**, 1837 (2003).
- [19] Y. Watanabe, personal Communication (2006).
- [20] T. Kinjo, M. Nishikawa, T. Tanifuji and M. Enoda, Fusion Eng. Des. **81**, 573 (2006).
- [21] T. Kinjo, M. Nishikawa and M. Enoda, J. Nucl. Mater. **367-370**, 1361 (2007).
- [22] M. Nishikawa, T. Kinjo and Y. Nishida, J. Nucl. Mater. **325**, 87 (2004).
- [23] H. Matsuura *et al.*, 15th ICENES 3.2.3, May 15-19, San Francisco, 2011.
- [24] P. Gierszewski, Fusion Eng. Des. **10**, 399 (1989).

著者紹介

にし かわ まさ ぶみ
西川 正史

九州大学名誉教授 核融合炉のトリチウム，水素エネルギーおよび化学プラントにおける攪拌操作に化学工学的観点から大いに興味を持っています。趣味は読書と数字パズルと各種運動。昔は長い距離を走っていましたが最近は歩くほうがよくなりました。核融合炉を見ることを夢にしています。



かた やま かず なり
片山 一成

九州大学大学院総合理工学研究院先端エネルギー工学専攻，助教。専門分野は，核融合炉トリチウム工学。“みかんと太陽とトライアスロンの島”愛媛県中島出身。好きな果物はみかん。家族は，わがままな長男5歳，よく泣く次男1歳そして手厳しい妻。卵1個で如何に素敵な卵焼きを作れるかを追究中。