

■ 研究論文 ■

トカマク型核融合動力炉の経済性及び環境適合性に関する 定量的評価研究

Quantitative Analysis of Economy and Environmental Compatibility of Tokamak
Fusion Power Reactors

時松 宏 治*・本 藤 祐 樹****・岡 野 邦 彦*****
Koji Tokimatsu Hiroki Hondo Kunihiko Okano

小 川 雄 一***・桂 井 誠**・山 地 憲 治****
Yuichi Ogawa Makoto Katsurai Kenji Yamaji

(原稿受付日1999年10月18日, 受理日2000年2月9日)

Abstract

The current worth of the economy, energy gain, carbon dioxide (CO₂) emission, and waste disposal of tokamak fusion power reactors are quantitatively evaluated compared with other current Japanese energy sources. The following results were obtained: (1) CO₂ emission intensity (i.e., CO₂ emission per unit kWh) from the International Thermonuclear Experimental Reactor-Engineering Design Activity (ITER-EDA) scale power reactor (referred to here as the ITER-like reactor), whose physics performance is conventional, can be 25% lower than that of a common household photovoltaic. The energy gain of the ITER-like reactor is comparable to that of a coal-fired power plant. The cost is four times higher than that of a fission reactor; however, note that this cost evaluation is based upon FOAK (first-of-a-kind) cost evaluation. (2) The CO₂ emission intensities and energy gains of RS and ST reactors are comparable to those of fission reactors. (3) Radioactive waste disposal volume for the ITER-like reactor is similar to that for a fission reactor. We believe that continuing tokamak fusion research and development is worthy, since tokamak fusion is an environmentally compatible future technology.

1. 緒 言

1951年にスピッツァー博士が核融合炉発電のアイデアを考案して以来45年間、核融合開発研究は臨界プラズマ条件(核融合炉への入力パワーと核融合反応により得られるパワーが等しくなる条件)を目指して研究開発を進めてきた。この臨界プラズマ条件はEU連合のJET装置¹⁾と日本原子力研究所のJT-60U装置²⁾で達成された。またJET装置と米国プリンストンプラ

ズマ物理研究所のTFTR装置では実際の核融合反応を模擬して重水素と三重水素を用いたDT実験を行っている³⁾。

さらに自己点火条件を目指した国際熱核融合実験炉ITER(International Thermonuclear Experimental Reactor)の詳細設計⁴⁾が完了し、現在の物理・工学的知見を基に実験炉の次の原型炉や動力炉^{5,6)}の概念設計が提案される段階まできた。通産省の地球再生計画の再構築⁷⁾でも革新的エネルギー技術として核融合は期待されている。従って臨界条件を達成し、実験炉の詳細設計が完了し、動力炉が構想できるトカマク型核融合炉の現段階において、エネルギー源としての評価研究を行うことは決して時期尚早ではない。

以上の考えの基で筆者らはトカマク型核融合動力炉の発電原価を最小にする研究⁸⁾と、核融合界で十分基

* 東京大学大学院工学系研究科電気工学専攻博士課程
(現在は財地球環境産業技術研究機構 研究員)

** " " " 教授

*** " " " システム量子工学専攻助教授

**** " " " 新領域創成科学研究科先端エネルギー工学専攻教授

〒113-8656 東京都文京区本郷7-3-1

***** 財電力中央研究所 経済社会研究所主任研究員

〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1 大手町ビル7F

***** 財電力中央研究所 狛江研究所原子力システム部
上席研究員

〒201-8511 東京都狛江市岩戸北2-11-1

第14回エネルギーシステム・経済・環境コンファレンス
(1998年1月29~30日)にて発表

準となり得る実験炉ITERのコスト計算手法により動力炉の直接建設費と発電原価の再評価, さらにトカマク型核融合炉のライフサイクル分析⁹⁾を行ってきた。そこで本論文ではこれらをまとめ更に最新の炉設計仕様に基づいた再分析を行ない, トカマク型核融合炉の現時点でのエネルギー源としての評価について述べる。

2. 本研究に用いた炉設計パラメータ

本研究では実験炉ITER, 保守的物理性能動力炉ITER-like, 逆転シア配位²⁾と呼ばれる先進的物理性能を用いた動力炉RS型 (Reversed Shear: 逆転シア配位を用いたトカマク炉), さらに革新的物理性能を用いた動力炉ST型 (Spherical Tokamak: 球形トカマク炉)を対象とする。動力炉の送電端電気出力はいずれも100万kW, 設備稼働率75%, 運転年数30年としている。炉心プラズマパラメータの計算にはITER Physics Guidelineに基づいており, トロイダル・コイルの計算にはD型一定応力の3円弧近似により計算している。表1に炉設計パラメータを示す。ITER-like炉は実験炉ITERの物理性能を僅かに向上させることで送電端出力を100万kWにパワーアップした炉である。RS炉のモデルはCREST (Compact REversed Shear Tokamak)¹⁰⁾, ST炉のモデルはARIES (Advanced Reactor Innovative Engineering Study) -ST¹¹⁾としており, これらプラズマパラメータ, 装置コンポーネントの体積データ等を用いて評価を行った。RS炉とはシアと呼ばれる物理量が, プラズマ小半径方向に負の変化率を持つことである。この負シアのことを逆転シアとも呼び, これによりプラズマ周辺部に電流勾配が生じることでプラズマ中心付近の磁気閉じ込めの効率 (プラズマを取り巻く磁場が持つ圧力により, プラズマ自身が持つ圧力を閉じ込める, その効率)と自発電流の割合 (変流器コイルや加熱装置を用いなくても, プラズマ粒子の動きをコントロールすることにより自発的に流れる電流の割合)が高くなる。逆転シア配位により磁気閉じ込めの効率の改善度合いを表すトロイオン係数が実験的に3~4程度, 計算機シミュレーションで5を超え, 自発電流割合が実験的に75%程度まで, シミュレーションで90%超まで得られている。

ST炉とはアスペクト比Aを1.1~2.0まで極端に下げた炉形式であるため (通常はA=2.5~4.5程度), 低アスペクト比トカマクLow-Aspect-Ratio Tokamakとも呼ばれる。ST炉は低アスペクト比化により, (1)

表1 炉設計パラメータ

	ITER	ITER-like	RS	ST
プラズマ大半径 [m]	8.4	8.4	5.1	3.2
アスペクト比	2.91	2.91	3.0	1.6
トロイオン係数 [%mT/MA]	2.2	2.7	4.95	7.38
自発電流割合 [%]		28.9	93.5	95.8
構造材	SUS	フェライト鋼	フェライト鋼	フェライト鋼
冷却材	水	水	水	ヘリウム
コイル系 [m ³]	806	←	402	1564
ブランケット [m ³]	940	←	382	706
遮蔽体 [m ³]	2050	←	908	406
ダイバータ [m ³]	91	←	33	—
核融合出力 [MW]	1500	40.34	2879	2979
熱電気変換効率 [%]	34.5	34.5	34.5	45.0
総電気出力 [MW]	—	1621	1117	1518
所内率 [%]	—	38.3	10.5	34.1
送電端出力 [MW]	—	1000	1000	1000
設備稼働率 [%]	—	75	75	75

炉装置サイズが非常にコンパクトで, (2) プラズマの位置・形状制御が複雑なコイル配置を用いず可能であること, (3) 高いプラズマ閉じ込め性能等が可能であることが指摘されていた¹²⁾。最近英国の小型実験装置START (Small Tight Aspect Ratio Tokamak)による実験でもトロイオン係数4, 全ベータ30%超, 軸上トロイダルベータ約50%という優秀な物理性能を実証した。STは未だ初期実験段階であるが, 今後MA (メガアンペア) 級の実験装置計画及び建設が進められており, その優れた高物理性能を用いた小型で高経済性動力炉の可能性が期待されている。

3. 評価方法

3.1 経済性

3.1.1 直接建設費の計算法

核融合炉内コンポーネント (超伝導コイル及び支持構造物等, 遮蔽体, ブランケット, ダイバータ) については体積×体積密度×重量単価による積み上げ方法により, 電流駆動系は加熱パワー×パワー単価により, それ以外の熱輸送系, 核融合炉建屋, その他付属設備については基準熱出力ないし基準核融合炉内コンポーネントの総体積に対するスケーリングファクターを基準コストに乗じることにより, それぞれコストを求める。炉内コンポーネントのコストデータ等を表2, 電流駆動系その他のコスト評価法を表3にそれぞれ示す。

核融合炉本体内コンポーネントはITER-TAC 4報告書¹³⁾を参照した。ITERのコストデータを基準にしているので量産効果がない1基目評価と考えて良い。なお, ITERは実験炉であり本研究で用いると想定される先進材料に関するコストデータは文献¹³⁾にはない。

表2 炉内コンポーネントのコスト評価データ

コンポーネント	項目	材料	重量密度 ^(a)	体積割合	重量単価 ^(b)
TF coil	巻線部	Nb ₃ Sn	5.1	0.368	321.6
	カン	SUSetc.	16.4	0.632	8.38
	加工コスト	TF coil 全重量に対し68.68 (\$/kg) を加算			
	その他加工コスト	1.015を全コストに乗じる (for bus work and tooling)			
ブランケット	構造材	SUS	8.0	0.61	30
		フェライト鋼	8.0	0.2	33 ^(c)
		バナジウム鋼	6.1		146 ^(c)
		シリコンカーバイド	3.2		195 ^(c)
	銅鋼/増殖材	Copper/Li ₂ O	8.96/2.02	0.019/0.5	10/500
	コーティング/増倍材	Baryllium	1.87	0.003/0.2	625
		道具			587.1
	30000 (\$/m ²) (第1壁のため, 道具も含む)				
	60600 (\$/m ³) (組立て, テスト, 検査費用)				
遮蔽体 ^(d)	構造材	SUS	8.0	1	35.5
		フェライト鋼	8.0		39.1 ^(c)
		バナジウム鋼	6.1		172.1 ^(c)
		シリコンカーバイド	3.2		230.4 ^(c)
		アルミニウム	2.3		15.5
		SUS	8.0	20	
ダイバータ	構造材	フェライト鋼	8.0	0.928	22 ^(c)
		バナジウム鋼	6.1		97.4 ^(c)
		シリコンカーバイド	3.2		129.8 ^(c)
			SUS		8.0
	銅鋼	銅	8.96	0.0464	12.25
			組立て加工と道具		285.5
	ベリリウムブラシ	ベリリウム	1.87	0.0258	843.9
		組立て加工と道具		843.9	

(a) 単位: t/m³, (b) 単位: \$/kg ('93年US\$), (c) ASC (ARIES Systems Code [11]) からの仮定値, (d) ST炉ではアルミニウム遮蔽体がトロイダルコイルを兼ねている。重量密度と単価はASCの値。

表3 電流駆動, 熱輸送, 核融合炉建屋, その他付属設備のコスト計算方法

Items	ITER	計算式	含まれる項目
電流駆動	388	4.6 \$/W	電流駆動とその電源など
熱輸送	264	$264 \cdot \left(\frac{P_{th}}{4699}\right)^{0.6}$	熱輸送と熱タンクなど
核融合炉建屋	1834	$1834 \cdot \left(\frac{V_{FI}}{5553}\right)^{0.87}$	主核融合炉建屋, 真空システム, コイル電源, 冷凍機系
その他付属設備	872	$2189 \cdot \left(\frac{P_{th}}{4699}\right)^{0.6}$	土地*, その他建物*, 燃料と廃棄物扱い, 計測及び制御系, 液体・ガス配管, タービン, 組立て機械, 遠隔操作機械, その他プラント機械*など

(注) 単位はM\$。V_{FI}, P_{th}はそれぞれ核融合炉内コンポーネントの総体積, 全熱出力を意味する。
*の項目はITERには含まれない。

このためフェライト鋼, バナジウム鋼, SiCの重量単価はARIES System Code (ASC)⁽¹⁾で用いているデータを参照し, 重量単価はITERのSUS鋼の重量単価を基準にしASCでのSUS鋼に対するこれら構造材の重量単価比率を乗じて算出した値を仮定して用いた。

核融合炉建屋には建屋, 真空系, コイル電源, 冷凍系が含まれる。付属設備には廃棄物処理, 燃料・トリチウム系, 計測系, 配管, 製造加工道具, 遠隔機器装置, 土地, 建屋, タービン, 電気設備等が含まれる。

3.1.2 発電原価の計算法

直接建設費を用いて発電原価は次式で計算する。

$$COE = \frac{C_c \cdot F_{cr} + C_{om} + C_{ser} + C_{fuel}}{P_e \cdot 8760 f_{ave}} + C_{dis} + C_{dec}$$

C_cは総資本費, F_{cr}は資本回収係数, C_{om}はメンテナンス費, C_{ser}は定期交換費, C_{fuel}は燃料費, P_eは送電端出力, f_{ave}は設備利用率, C_{dis}は放射性廃棄物処理費用, C_{dec}は廃炉費用である。

発電原価の計算に用いられる直接建設費は3.1.1のとは異なりGeneromak モデル⁽⁴⁾に準じている。文献⁽⁴⁾による直接建設費の計算法は, コイル系については20%の余裕度を持たせている点と, 電流駆動については全コストのうち定期交換物を25%とし残りの75%を直接建設費に算入する点, 3ヶ月間の初期装荷分トリチウムコストも直接建設費に含める点が前節の方法と異なる。

総資本費は直接建設費に間接費, 建設中利子を加え

たものである。本研究では直接建設費に間接費倍率、建中利子倍率を乗じる方式を取る。メンテナンス費は「直接建設費+定期交換物量の初期装荷分の費用」に対する割合で与える。これら間接費倍率、建中利子倍率、資本回収係数、メンテナンス費での割合は日本の軽水炉の実績値を用い、それぞれ1.05, 1.1, 0.12, 0.04とした。

燃料費については、重水素は核融合反応回数に応じた消費を考慮しており、トリチウムについては自己充足を仮定しており燃料費には含めていない。放射性廃棄物処理費用と廃炉費用は Generomak モデルで用いられている「米国での分裂炉の実績値」を用いて、それぞれ1.0 (mill/kWh), 0.5 (mill/kWh) とする。

3.2 エネルギー収支とCO₂排出量

3.2.1 本研究の検討の前提

エネルギー収支分析の検討範囲は炉の建設、炉の運転期間中の定期交換、及び消費燃料を考慮したが、100年程度の放射能残存期間の炉内構造材保管は考慮していない。

燃料である重水素は窒素と水素からアンモニア-水

素系二重温度交換法を用いてアンモニアと共に合成するプラントにより製造されることを仮定している。このため、採掘は考慮せず燃料製造に要する燃料製造エネルギーのみを考慮している。燃料精製と輸送に要するエネルギーは算入が困難なため、文献¹⁵⁾と同様に燃料製造エネルギーの20%としている。燃料消費についてはトリチウムの自己充足を仮定しトリチウムの初期装荷分と重水素の消費を考慮した。重水素のエネルギー原単位は文献¹⁶⁾の値を用い、トリチウムは重水素と同じ値とした。

資材については、各コンポーネントに用いられる原鉱石の採掘と精鉱に要するエネルギーはデータが存在しないため考慮していない。しかし、鉱石から原材料、中間材料、加工材料までの加工に投入される素材エネルギーは投入物量にエネルギー原単位を乗じることで考慮した。コンポーネント製造に要する製造エネルギーを考慮にいたした計算は可能だが、本研究では文献¹³⁾と同一基準で比較するために製造エネルギーを計算には参入していない。建設組立と輸送に要するエネルギーは文献¹⁵⁾同様に素材エネルギーと製造エネルギーの和の20%と仮定した。

表4 各コンポーネントの使用材料、エネルギー収支、CO₂排出量の検討のために用いられた材料、エネルギー原単位、CO₂排出量原単位

項目	使用材料	エネルギー収支, CO ₂ 排出量の検討のために用いられた材料	エネルギー原単位 ^(a)	CO ₂ 排出量 ^(a) 原単位
超伝導コイル	Nb ₃ Sn 巻線	NbTi 巻線 ^(c)	49.2	30.7
	SUS316等 (Fe66, Ni22, Cr18, Mn2, Mo2)	SUS鋼 ^(c) (Fe31.2, Ni33, Cr30.7)	35.2	7.5
ブランケット 遮蔽体 ダイバータ	SUS316	SUS鋼	35.2	7.5
	フェライト鋼 (HT-9) (Fe87, Cr8, W1)	Fe-Ni-Cr 鋼 ^(c) (Fe86.5, Ni9, Cr3)	82.3	8.7
	バナジウム鋼 (V-5Cr-5Ti) (V90, Cr5, Ti5)	Ti64 ^(d)	299	83.7
	シリコンカーバイド (Si50, C50)	シリコンカーバイド ^(e)	50	14.0
	銅 鋼	Cu99, Cr1 ^(c)	9.2	3.2
	Li ₂ O	Li2, O1 ^(a)	21.2	9.68
	ベリリウム	ベリリウム ^(e)	860	240.8
核融合炉建屋	アルミニウム	アルミニウム ^(d)	22.97	7.55
	鋼 (2086ton)	粗 鋼 ⁽ⁱ⁾	4.68	1.41
付属設備	電気設備	電気設備 ⁽ⁱ⁾	1112 ^(c)	344.3 ^(d)
	鉄鋼 (43656ton)	粗 鋼	4.68	1.41
	コンクリート (983390ton)	コンクリート ⁽ⁱ⁾	0.15	0.11
熱輸送系	電気設備	電気設備	1112 ^(c)	344.3 ^(d)
電流駆動系	SUS等	電子計算機 ⁽ⁱ⁾	85.2	21.3

参照文献

- 単位: (a) Gcal/t-material, (b) t-CO₂/t-material, (c) Gcal/M\$, (d); t-CO₂/M\$
 (e) 科学技術庁資源調査所, 『資源・エネルギー面からの超伝導技術に関する調査』, 昭和63年3月
 (f) 島津康男, 『核融合炉 SYSTEM ASSESSMENT MANUAL』, エネルギー特別研究 (核融合), 昭和61年3月
 (g) 神崎康次, 『核融合炉実現条件に関する調査分析』, 未来工学研究所, 1978年 (未刊)
 (h) 大井健太, 通産省工業技術院四国工業技術研究所, 私信
 (i) 本藤裕樹, 『産業連関分析による財・サービス生産時のエネルギー消費量とCO₂排出量』, 電中研報告 Y95013

核融合特有の定期交換物の定期交換頻度は経済性評価と同様である。核融合固有の定期交換物（ブランケット、ダイバータ、電流駆動装置）以外の設備運用中の定期交換については、他の発電プラントの研究事例¹⁵⁾と比較するため全設備が30年間で1回再更新されると仮定している。

3.2.2 素材エネルギー算出に用いたデータ

素材エネルギーの算出に用いた単位重量またはコスト当たりの投入エネルギーを表4に示す。核融合炉特有のコンポーネントのうち、超伝導コイル、SUS鋼材、フェライト鋼、銅合金に関するエネルギー原単位としては、超伝導発電機Super-GMに関するエネルギー収支分析報告書¹⁷⁾を用いた。ブランケットに用いられるLi₂Oは海水からのLi採集の最新概算値（Li₂CO₃1トン製造するのに1万kWh）¹⁸⁾を用いて算出した。バナジウム鋼はチタン合金の値¹⁹⁾を、B₂とSiCは未来工学研究所による核融合のエネルギー収支分析の報告書¹⁶⁾を利用した。

詳細なコンポーネントの積み上げが不可能な核融合炉建屋と炉本体関連設備の鉄筋やコンクリートの量については過去の研究例を参照した。電流駆動装置の物量は動力炉設計の電流駆動装置から概算を見積もった。エネルギー原単位には文献²⁰⁾中の電子計算機の値（85.2 Gcal/t）を用いて評価を行う。熱輸送系、電流駆動、核融合炉建屋と炉本体関連設備には文献²⁰⁾中の『電力施設建設』を単位コスト当たりの投入エネルギーにより算入した。

3.2.3 CO₂排出量及び削減コストに関する検討

CO₂排出量の分析範囲、方法はエネルギー収支分析と同じである。各コンポーネントのCO₂排出原単位を

表4に示す。表4のデータのうち電気設備、粗鋼、コンクリートは文献²⁰⁾による産業連関法を用いて既知としてわかっているものである。また特殊材料であるバナジウム鋼、SiC、Beについてはそれぞれのエネルギー原単位から、1990年の日本全体のエネルギー消費量とCO₂排出量²⁰⁾の比0.28（t-CO₂/Gcal）を用いてCO₂排出量を求めた。CO₂削減コストの算出は文献¹⁵⁾と同様である。

3.3 放射性廃棄物量

放射性廃棄物量は核融合炉がエネルギー源として受容されるための条件として考慮されるべき事である。核融合炉からは核分裂炉と違ってプルトニウムやTRU（Trans Uranium Element：超ウラン元素）などの放射性廃棄物は廃棄されない。しかし14MeV等の中性子により放射化されたプラズマ周辺の内部コンポーネントは放射性廃棄物となる。また構造物の組成によるが、放射化構造物の成分には¹⁴C、¹⁰Be、⁵³Mn、¹⁸⁶Re等の半減期の長い（103～106年）核種が、無視し得る程度の極僅かの放射能レベルで含まれることがある。

本研究では核融合動力炉の炉寿命間に廃棄される放射性廃棄物の物量について行う。核融合炉からの放射性廃棄物の物量は30年間の炉運転期間中に核融合炉へ装荷した炉コンポーネントの体積の総和で評価する。

遮蔽体は理想的に中性子を遮蔽し、遮蔽体よりも外側のコンポーネントは放射化しないと仮定する。遮蔽体本体と永久ブランケットは30年間の運転中に1度交換すると仮定する。プラズマに近い交換ブランケット及びダイバータ、ST炉のセンターポストの物量は、経済性と同様の炉運転期間中の定期交換回数を考慮し

表5 核融合炉と他のエネルギー源との経済性（1基目評価）、エネルギー比、CO₂排出量原単位、放射性廃棄物量の比較

	核融合炉			核分裂炉 (ワンス・スルー)	石炭 火力	LNG 火力	水力	太陽電池 (家庭用)
	ITER-like (保守的)	RS型 (先進的)	ST型 (革新的)					
単位電気出力当たりの 直接建設費 [万円/kW]	121	61	79	31	30	20	60	200 (80)
発電原価 [円/kWh]**	44	21	25	10	11	10	14	222 (89)
エネルギー比**	14	28	32	24	17	6	50	9
CO ₂ 排出量原単位 [g-CO ₂ /kWh]**	43.9	22.5	22.2	20.9	990	653	17.6	58.7
CO ₂ 削減コスト [万円/t-CO ₂]	8.23	2.76	3.70	0.26	4.8*	2.1*	0.93	52 (18)
放射性廃棄物 量 [m ³]	Operation	1.0E+4	4.8E+3	1.5E+4	1.2E+4	—	—	—
	Front/ back ends	不明			6.6E+5	—	—	—

*回収装置付き **4 評価結果の「為替レート及び10基目評価の結果の相違」を参照

て算出した。フロントエンド即ち炉の建設、初期装荷トリチウムの製造・運搬・装荷、バックエンド即ち炉の解体により発生する放射性廃棄物、真空容器に近接する部品など放射化される放射性廃棄物などについては、合理的な算出方法が無いのが現状である。

4. 評価結果

単位発電電力量当たりの直接建設費、発電原価、エネルギー収支比、CO₂排出量及びCO₂削減コスト、放射性廃棄物量についての、他のエネルギー源との比較を表5に示す。核融合以外の値は資源エネルギーデータ集²¹⁾と電中研報告¹⁵⁾から引用している。為替レートは文献²¹⁾と同様1\$=125円としている。

経済性

今回の1基目(FOAK; First-Of-A-Kind)評価によると核融合はST炉であっても太陽光以外のエネルギー源よりもまだ高コストである。RS炉やST炉が仮定した75%の設備稼働率が達成可能であっても現時点では経済的競合性を持つとは言い難い。ただし後述のように10基目評価(TOAK; Tenth-Of-A-Kind)コスト²²⁾では、コストが半減する可能性があり、コスト競争力が無いとは言えない。

エネルギー収支とCO₂排出量

核融合のエネルギー比は、ITER-like炉で石炭火力や太陽光よりは良いが核分裂を下回る。RS炉、ST炉では核分裂炉を幾分上回る。なお、過去の研究¹⁶⁾でのエネルギー比は35と本研究の結果より値が高い。しかし文献¹⁶⁾での核融合炉の送電端出力は、本研究でのそれより送電端出力が7割ほど高い。この送電端出力の相違が、エネルギー比相違の最大の理由と考えられる。

またCO₂排出原単位については、ITER-like炉では太陽光より優れている程度であるが、RS炉、ST炉では水力や核分裂炉に次ぐ優れたCO₂排出量原単位となる。CO₂削減コストについては、核融合は高コストで、CO₂排出量も原子力や水力よりも大きいのでCO₂削減コストも高くなった。しかしそれでも太陽光よりも安く、CO₂回収装置付き石炭火力発電所並である。

放射性廃棄物量

核融合炉からの放射性廃棄物の誘導放射能レベルについて現在のところ分類がなされていないので本研究では省略し物量のみについて記す。炉形式による違いは、物理性能の向上に伴う炉のコンパクト化に起因する。即ちコンポーネント体積の削減と同時に中性子壁負荷の増加に伴う定期交換頻度の増加との関係が決ま

る。ITER-likeと比較してRS炉は物量削減となったが、ST炉では逆に増加する結果となった。

運転期間中の放射性廃棄物の物量についてはほぼ分裂炉と同程度の量である。核融合炉のフロント・バックエンドからの放射性廃棄物量については現時点では不明である。テーブルには参考のために分裂炉からのフロントエンド、バックエンドからの放射性廃棄物量²³⁾についても記載した。文献²³⁾のTABLE Xによると、核分裂炉のバックエンドからの所謂高レベル放射性廃棄物は1000m³に満たない。大部分がフロントエンドのウラン採鉱時の残滓である。なお核融合炉からの放射性廃棄物の放射能レベル、物量、処分コスト等の詳細な検討²⁴⁾がある。放射性廃棄物の体積見積りはほぼ同様な結果となっている。

為替レート及び10基目評価の結果の相違

海外通貨で表示されたコストを日本円に変換する際、為替レートの設定により結果に大きな相違が生じることが多い。本研究では、1\$=125円を基本為替レートとしたが、仮に1\$=200円とするとコストは約60%増加、CO₂排出原単位は約30%増加、エネルギー比は25%減少する。また過去の動力炉設計ベースのコスト(10基目動力炉コストベース²²⁾)ではコストは約半減、CO₂排出原単位は約10%減、エネルギー比は約15%増加する。

5. 本研究のまとめ

緒言で述べたように核融合は特にトカマク型の物理実験と工学技術開発の進展により、ここ10年間で知見が遥かに高まった。これに伴い実験炉に関する詳細な物理設計の精度も高まり、より確度が高い動力炉の概念設計も多数なされるようになった。しかしながら燃焼プラズマに関する知見は全てにわたって十分とは現状ではいえない。これら課題については実験炉によって多くの科学的知見が得られるはずだが、それ以降の原型炉・動力炉へのステップアップに関しては、さらに例えば材料選択などの工学的諸課題を解決していかなければならない。従ってこれら物理的工学的課題に起因する将来の核融合動力炉の物量や経済性などの定量的評価において不確実性が入る恐れは依然として大きい。以上の観点から今回の評価は一試算であることに留意頂きたい。

本研究では送電端出力100万kWトカマク型動力炉のうち、保守的物理性能のITER-like炉、高物理性能の先進的RS炉と革新的ST炉について、経済性、エネ

ルギー収支, CO₂排出量, 放射性廃棄物量の観点から, 他のエネルギー源との定量的な比較評価を行った。

この結果ITER-like炉では現状の経済性, エネルギー比, CO₂排出量いずれをとっても太陽光よりも優れている。またRS炉, ST炉では現状の一基目評価のコストでは高いが, エネルギー比, CO₂排出量原単位は他のエネルギー源の中でも優れているワンスルー・ガス拡散方式による核分裂炉や水力発電と同程度に優れている。運転に伴う放射性廃棄物は, レベルと寿命は異なるが体積では核分裂炉と同レベルである。

エネルギー供給源の開発という政策的観点から次の様にまとめたい。(1) 現在は高物理性能化の兆しが実験的研究, シミュレーション研究により現れている段階ではある。それでも(2) 高物理性能を利用したRS炉やST炉であればエネルギー比, CO₂排出原単位では十分優れている可能性があり,(3) 高コスト, 放射性廃棄物が存在するという短所は材料開発等を通じて克服することができる可能性がある。

トカマク型核融合炉がエネルギー比とCO₂排出量原単位では優れていること, また今後更に物理面, 工学面にわたる研究開発によりコスト低減と放射性廃棄物量削減の可能性があるので, 研究開発の継続は価値があることを主張したい。

謝辞: 本研究を進めるに当たり, 東大大学院工学系研究科の近藤駿介, 長崎晋也各先生, カリフォルニア大学のR. L. Miller博士, 日本原子力研究所の池田裕二郎博士に感謝致します。

文 献

- 1) JET Team; Fusion Energy production from a deuterium-tritium plasma in the JET tokamak, Nuclear Fusion, 32-6 (1992), 187-202.
- 2) 藤田隆明; 炉心プラズマ閉じ込めにおける負磁気シアアの効果 (1) 実験的研究, プラズマ・核融合学会誌, 73-6, (1997)549-560.
- 3) R. J. Hawryluk, et. al.; Review of recent D-T experiments from TFTR, Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research 1994, IAEA-CN-60/A1-1 (1995), 11-31.
- 4) Technical Basis for the ITER Detailed Design Report, Cost Review and Safety Analysis; IAEA (1997).
- 5) R. W. Conn, et., al.; Fusion Reactor Design and Technology, Nuclear Fusion, 34-5(1994), 747-768.
- 6) S. Nishio et., al.; The concept of drastically easy maintenance (DREAM) tokamak reactor, Fusion Engineering and Design 25 (1994) 289-298.
- 7) 通商産業省環境立地局環境政策課編, 地球環境ビジョン, (1997), 159-167, (財)通商産業調査会出版部.
- 8) K. Tokimatsu, K. Okano, T. Yoshida, K. Yamaji, and M. Katsurui; Study of design parameters for minimizing the cost of electricity of tokamak fusion power reactors, Nuclear Fusion, 38-6(1998), 885-902.
- 9) 時松宏治, "Quantitative Analysis of Economy and Environmental Adaptability of Tokamak Fusion Power Reactors", 東京大学博士論文, 1998.
- 10) OKANO, K., et al.; "Compact Reversed Shear Tokamak Reactor with a Super-heated Steam Cycle", IAEA-CN-69/FTP-11, in proceedings of 17th IAEA Fusion Energy Conference, Yokohama, October 1998.
- 11) MILLER, R. L.; in private communication, 1999. (<http://aries.ucsd.edu/~miller/AST272a/output.html>).
- 12) Y-K. M. Peng and D. J. Strickler; Features of spherical torus plasmas, Nuclear Fusion 26-6 (1986), 769-777.
- 13) The ITER Director; Detail of the ITER Outline Design Report (The ITER-TAC4 report), ITER outline design cost estimate, San Diego Joint Work Site, (1994), S CA4 RE5 page1-25.
- 14) J. Sheffield et. al.; Cost Assessment of a generic magnetic fusion reactor, Fusion Technology 9 (1986), 199-249.
- 15) 内山洋司; 発電システムのライフサイクル分析, 電力中央研究所報告Y94009, (1995).
- 16) 神前康次; 核融合炉実現条件に関する調査分析, 未来工学研究所 (1978) 未刊.
- 17) 科学技術庁資源調査所; 資源・エネルギー面からの超伝導技術に関する調査, (1987).
- 18) 大井健太 (通産省工技院四国工業技術研究所), 私信.
- 19) 島津康男; 核融合炉 SYSTEM ASSESSMENT MANUAL, エネルギー特別研究 (核融合), (1986).
- 20) 本藤祐樹; 産業連関分析による財・サービス生産時のエネルギー消費量とCO₂排出量一産業連関表のLCAへの適用について—電力中央研究所報告Y95013, (1996).
- 21) 資源エネルギー庁監修, 資源エネルギーデータ集1997年版, (1997), 電力新報社.
- 22) 吉田智朗, 七原俊也, 山地憲治, 宅間董, 核融合実用炉経済性解析コードの構築, 電力中央研究所報告T94001, (1994).
- 23) IAEA; Assessment and comparison of waste management system costs for nuclear and other energy sources, IAEA Technical Report Series No. 366, (1994), IAEA Vienna.
- 24) 田原隆志他, 核融合動力炉における放射性廃棄物管理及び処分シナリオの検討, 日本原子力研究所 JAERI-Tech 97-054, (1997).