



解説

核融合動力プラントの安全性についての考察

小西哲之
(日本原子力研究所那珂研究所)

Consideration for the Safety of a Fusion Power Plant

KONISHI Satoshi
Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan
(Received 8 July 2002)

Abstract

Based on the fundamental approach for safety of ITER, a possible extension of it to assure the safety of fusion power plant was considered. Although the entire analysis and licensing preparation are specific for ITER, its methodology which takes full advantage of the inherent features of fusion is expected to be applied to the fundamental logic of fusion power plants. Both energy and radioactive source terms that could be potential hazards are typically operative for a number of days rather than for a year, as in the case of fission. The major differences from the test reactor ITER were identified as the power blanket, coolant loop, and a generator train that will hold high temperature and a considerable amount of tritium. It is anticipated that the tritium inventory and most of the tritium plant would essentially be same as those for ITER, tritium recovery and removal from the blanket loop will dominate the fusion power plant tritium systems. Such a tritium system will actively remove tritium at a daily throughput of the order of plant inventory. This feature suggests that no dedicated off-normal systems are needed to assure the safety of the fusion plant in terms of environmental tritium release.

Keywords:

fusion, safety, tritium, confinement, blanket, detritiation, ITER, power plant, coolant, off-normal event

1. はじめに

前稿では、実験炉である ITER の安全確保と構造健全性に関する基本的な考え方が示された。実際にエネルギーを発生する動力プラントの安全性についても、基本的には核融合施設として共通の考え方を適用できる部分は多いと思われる。また一方、動力プラントに特徴的な状況により、異なる考え方、異なる管理や許認可の方法論の必要もありうる。我が国では、電力を供給することが想定される施設であれば、試験施設である ITER とは、おそらく出発点から異なる議論となるものと考えられる。例えば電気事業法における規制を受けるであろう

author's e-mail: konishi@tpl.tokai.jaeri.go.jp

し、電力の安定供給性、電力系統への影響、動力プラントとしての信頼性など、安全性とともに財産保護の観点からも厳しく評価される。そして何より大量のエネルギーの発生は、研究により情報を得る目的の実験炉とは性格が異なる。ここでは、ITER と動力プラントの共通点と相違点に着目して動力プラントの安全を考えてみたい。

注意しなければならないのは、具体的な装置設計があり、必要に応じて詳細な解析が可能となる ITER の場合とは異なり、動力プラントには定量的な安全解析に耐えるだけの具体的な設計が存在しないことである。安全解

析は、具体的に固まった設計に対して行われ、それを評価するものである。ところが動力プラントは概念検討しかないう段階であるから、設計オプションは多数存在し、共通の弱点や特色を持つとは限らないため、「いかに安全を確保し、それを担保するか」という安全確保の一般的な方法論を定性的に議論するにとどまらざるを得ない。

しかし、概念設計の段階でこれを十分考えておくことは、今後の設計の具体化や研究開発の方向づけの上で重要な意義がある。安全確保の考え方によって、核融合の原理的な特徴を生かした魅力的な設計が可能であるかどうかが決まる。核融合を将来のエネルギー源の選択肢のひとつとして示そうとするならば、安全性の考え方もわかりやすく示されなければ、コストや環境適合性を説明しても社会に受け入れられるものにはならない。エネルギーとしての実現性やコストを重視する一方、安全性の面において十分な考察が行われていないものも、ことに初期の設計例ではみられた。一方、安全を確保するために過大な設備や硬直した設計を考えたのでは高コストで運転上の制約も多くなる。安全性は、「設計で十分な安全性を確保する」と説明しただけでは理解されない。原理的な安全上の特徴を生かし、安全確保の考え方を柔軟にとることにより、核融合炉プラントの設計が大きく変わる可能性も十分あるのであり、核融合のエネルギーとしての実現性は安全性の示し方と不可分であるといっても過言ではない。設計なしで包括的な核融合の安全性の方法論を検討する先駆的な研究もある[1]。

具体的には欧州では、安全性を重視した動力炉設計を行って複数種類のブランケット形式で安全性を解析している[2]。比較的大型で発電コストでは有利ではないが、

安全性、環境インパクトの面で総合的に有利となるとしている。むしろ、核融合の実用化は安全性で決定的なアドバンテージが示せなければありえないとの考えであるが、これは欧州における原子力に関する特有の考え方も反映しているであろう。ブランケットとしては、水冷却とヘリウム冷却を考慮している[3]。

この例に見られるように核融合炉は、炉心プラズマ部分の設計とかなり独立にブランケット設計を変えることができ、またそのブランケットオプションによってプラントの安全性、経済性は大きく変わる。ITERは、炉本体についてはブランケット部分以外の多くは動力プラントと共通である。以下、ITERの考え方を軸に、動力プラントの安全確保の方法論を考えてみたい。

2. 核融合エネルギーに共通の安全の考え方

2.1 ITERの考え方の理解

核融合動力プラントの安全性については、まだ具体的なプラント概念が固定していないものの、ITERで明らかになった安全上の特長、安全確保の方法論を基盤に考えることが出発点となる。これは、ITERのみが現状では唯一、核融合プラントのイメージで詳細な安全解析を行っており、またその建設に際しての許認可はその後のプラントの構想においても決定的な影響をもつことから当然である。しかし、ITERが実験炉であり、核燃焼でエネルギーを発生しても動力源としてのエネルギーの取り出しを行わないことから、発電プラントは安全上、異なる特徴も持つことになる。

核融合に限らず、プラントの安全の本質は、ハザードのソースタームが公衆、環境、従事者などに危害を及ぼさないようにするということである。安全を有害物質の

Table 1 Comparison of safety of nuclear facilities.

	Radioactive Source Term	Hazard Potential	Energy Source Term	Relation between Energy and Activity
Light Water Reactors	Fission Product in Fuel Rods (Maximum One Year Production)	Significant	Nuclear Fuels in fuel Rods (for One Year)	Co-exist
	Fission Product in Fuel Rods	Significant	Decay Heat of Spent Fuel	Co-exist
ITER	Tritium in Vacuum Vessel (Maximum ca. 10 days Burning)	1/1000 of FPs in Fission Reactors	Electro-Magnetic Force of Plasma	Neighboring
	Tritium in Fuel Loop (Maximum ca. 10 days Burning)	1/1000 of FPs in Fission Reactors	Electro-Magnetic Force of Magnets etc.	Unlikely to Correlate
Fusion Power Plants	Tritium in Fuel Loop (Maximum ca. several days Burning)	1/1000 of FPs in Fission Reactors	(Same as ITER)	Unlikely to Correlate
	Tritium in Blanket Coolant (Less than One Day Burning)	1/10000 of FPs in Fission Reactors	Heat and Pressure in Blankets	Co-exist/ Neighboring

閉じ込めで達成しているプラントであれば、その閉じ込め機能を内的外的エネルギーによって破壊されなければよい。要するに安全に本質的な問題として2つのソースターム、有害物とエネルギー、の所在と組み合わせを考慮しなければならない。この関係を Table 1 にまとめる。原子炉では一般に安全の確保策として「止める、冷やす、閉じ込める」が必要とされる。核分裂原子炉では、形式によらず、エネルギーの最大のものは核分裂反応によるもの（崩壊熱を含めて）であり、有害物ソースタームは核分裂生成物 FP や超ウラン元素 TRU である。いずれも燃料中に存在しておりこれらを分離することができないため、エネルギーに関する対応として、「止める」「冷やす」が重要となる。つまり、想定すべき異常事象の中で、反応度と冷却の喪失にかかわるものの重要性が際立っているのである。

一方核融合では、エネルギーと放射性ソースタームは分散して様々な形で存在しており、それらの結びつきの様態も様々である。エネルギーは、プラズマの核反応と蓄積エネルギー、超伝導コイルの電磁エネルギー等があるが、大量の放射性物質と共存しているわけではない。核融合の原理的な特徴として、「止める」と「冷やす」が原理的に容易である、ということは、エネルギーソースタームが潜在的脅威としてきわだって重要ではないということであり、これが ITER における解析で定量的に確認されたことは前稿で詳述されている。

動力プラントにおいてもこの特徴は共通ではあるが、何も解析しなくてよい、とか対策不要である、というわけではない点は注意を要する。核融合反応は連鎖反応ではないので原理的に暴走は起きず、自己終息性があるが、反応度事象がまったくありえないわけではない。ことに動力炉クラスの高出力プラズマであれば、燃料の過注入などで起こりうる範囲の出力の変動は、第1壁、ダイバータ、ブランケットなどの設計において考慮に入れる必要がある。「冷やす」ことも同様に、崩壊熱密度は核分裂炉の FP のそれより小さいとは言え、冷却機能の喪失事象を解析し、プラズマが停止した後の機器の発熱と受動的な冷却を評価しなければ影響はわからない。そうした検討の結果、本質的な安全上の問題である「閉じ込める」機能への重大な脅威、つまり放射性ソースタームの重大な放出を引き起こさないことを確認する必要がある。

ITER では最大のソースタームは真空容器中のトリチウムとダストと同定された。したがって、第1閉じ込め障壁としての真空容器の健全性が重要課題となり、規

格、基準の整備が行われ、事象が解析される。冷却材浸入事象 (ICE) や真空喪失事象 (LOVA) が代表的な事象として摘出されたが、この他にも多くの逸脱事象が解析され、それらについて放射性ソースタームの放出が抑制できる閉じ込め機能が確保され、事故に至る恐れがないことが確認されている[4]。同じ考え方を動力プラントに適用すれば、放射性ソースタームと、その放出に結びつきうるエネルギーを摘出し、次にその定量的な確率と影響を評価する、という方法論になるが、その結果が ITER と同じ機器や事象を摘出するとは限らない。

なお、生産施設となる動力プラントに対して、人的な安全に比べて二次的ではあるが軽視できない側面として、プラントの通常運転の健全性を確保し、高価な施設設備の損害を未然あるいは最小限に防ぎ、運転を安定に継続して営業利益を確保するという財産保護の観点がある。このための設計対応は、財産上の問題であるから故障・停止損害の期待値と機会費用、対策費用の比較においてなされることになる。通常運転の健全性、逸脱からの復帰を設計上対応しておくのは当然であるが、容易に補修できる軽微な損害や、大きな損害であっても確率的に希少であるものについてはあえて積極的な設計対応をしないこともありうる。

2.2 ITER の考えの一般化

ITER で確立され、おそらくすべての核融合プラントに共通であろう安全性研究の成果のひとつは、通常状態からの逸脱に対する安全確保の方法論であり、考え方である。Table 1 にみられるように、「閉じ込める」対象は、トリチウムプラントやブランケットにもある。プラント内のエネルギーがこれらに影響を及ぼしうる事象の予防、次に影響経路の遮断が考慮され、閉じ込め機能を攻撃しうるエネルギーに対して閉じ込めの機能の確保をはかるための設計が行われる。内在するエネルギーが大きくなれば地震力が考慮すべき最大のものとなり、免震などの方策がとられる。バウンダリーの健全性が重要であるが、閉じ込め機能は、物理的な隔壁の健全性だけで確保するものではない。エネルギーを逃がしたり吸収する、トリチウムの放出を限定された領域に制限し、あるいは能動的に回収するなどの様々の方法で、境界外へのトリチウム放出を抑制する、という意味での閉じ込め機能の確保が図られる。

様々な装置の機能による能動的作用、あるいは受動的な現象により有害物質の拡散や移動を防止したり除去したりすることも重要な要素である。たとえば ITER においても、ソースタームと環境の間には様々なレベルのト

リチウム除去システムがあって、これらの能動的な機能により、多重にバウンダリーの間トリチウム濃度差を確保し、逸脱時にはそれを必要な時間で回復つまりトリチウム除去を行う。

ITERでは、安全解析の結果、要件として必要ではないと結論されているが、評価の過程で、「深層防護」の考えが用いられている。多重の閉じ込め機能は事象の起こる確率に応じて機能の喪失度合いが想定される。1) 比較的頻繁と想定される事象に対してプラントは健全性を確保する必要があり、閉じ込め機能を喪失しないよう、隔壁の強度、インターロック動作など異常の発生防止策が設計される。2) 希少な生起確率の事象に対しては限定的な損害が起こりうるが、この場合は公衆に被ばく被害を与える恐れのあるような異常の拡大を防止するように設計され、事象解析でそれらが確認される。3) 確率的には起こりえないような仮想的な閉じ込め機能の喪失に対しては、安全設備は事故の拡大を防止、あるいは損害を限定して影響を緩和し、公衆への影響は許容される範囲でなければならない。以上のように、閉じ込め機能を設定し、周辺環境や公衆の防護を行う方法論は、ITERで具体化しており、動力プラントでも適用されると思われる。ITERではこの考え方によって多段階の事象が検討されたが、結果的に最も重大で、ありそうにないレベルの事象についても多重化は不要であることが結論された。動力プラントでも同じ考え方が適用でき、ハザードが大きい場合には、深層防護により段階的な閉じ込めにより安全が確保されることになろう。核分裂と核融合を比較した安全の一般論については、すでに考察が報告されている[5]。

3. ITERと動力炉の違い

動力プラントにおいてITERで確立された考え方を適用するとき、本質的な「閉じ込める」機能の対象となる事象、施設の重点はおそらくITERとは異なってくる。Fig.1に、ITERのトリチウムソースタームの分布と、動力プラントとの違いを概念的に示す。現時点で動力プラントのトリチウムインベントリを評価することは困難であるが、傾向を推定することはできる。まず、ITERと動力プラントではトリチウムプラントの規模とインベントリはおそらく大きくは違わない。現在トカマクで示されている炉設計の多くは主半径が6m程度であり、装置規模がこれより著しく大きくなることは、実用プラントとしてはコストの点から考えにくい。プラズマの燃焼率によるが、トリチウム処理のスループットも基本的に同じ

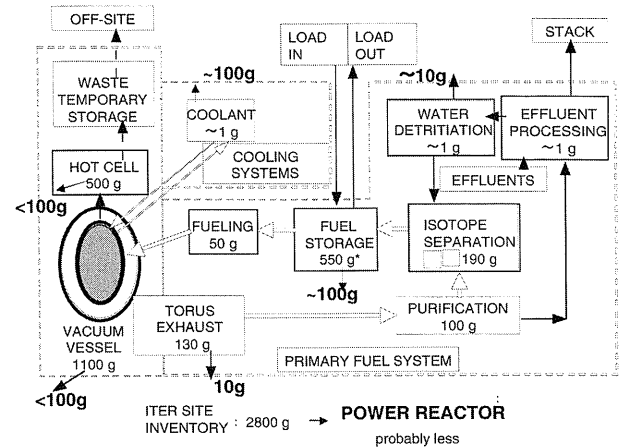


Fig.1 Distribution of tritium source term in ITER and fusion power plants. Bold figures indicate anticipated order of tritium inventory in power plants.

オーダーと考えられる。ITERのトリチウムインベントリで最大であった真空容器の寄与は、グラファイト系第1壁を金属系に変えることで大きく減少できると思われる。

一方インベントリの最大量ではないが、重要なトリチウムソースタームの中に、増殖ブランケットが加わる。増殖ブランケットは、固体系であれば、増倍材、増殖材ともに溶解、拡散、吸着などトリチウム移動の過程においてトリチウムを滞留する。液体系も吸着以外については基本的には同じであるが、増殖材、増倍材が区別されていないことが多い。さらに金属配管内面の吸着、透過もトリチウムのソースタームとしては無視できない。しかし、最近までの研究により、必ずしも容易ではないものの、動力炉においてこれらが100グラムオーダーに抑えられるであろう見通しが得られている[6]。

これらのソースタームの物理的な閉じ込めに対して、直接破壊的な影響を及ぼしうるエネルギーとしては、発電用の動力としてブランケットで中性子の運動エネルギーから転換される熱(圧力)があげられる。ITERにおいては、高温でトリチウム増殖を含むブランケットテストモジュールは供試体として安全要件は課されていない。おそらく動力プラントにおいては、このブランケットとその結合するプラントが安全確保の上では最も重要なシステムのひとつになるであろう。

Fig.2に、ITERと動力炉のトリチウム閉じ込めの概念を模式的に示す。核融合動力プラントの安全確保はITERと同じようにトリチウムのコンファインメントによって核融合施設周辺環境でのトリチウム被ばくを制限

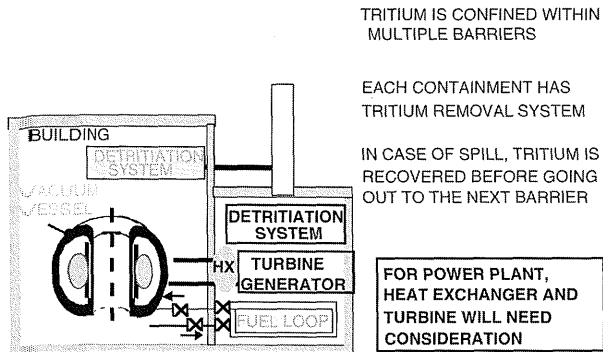


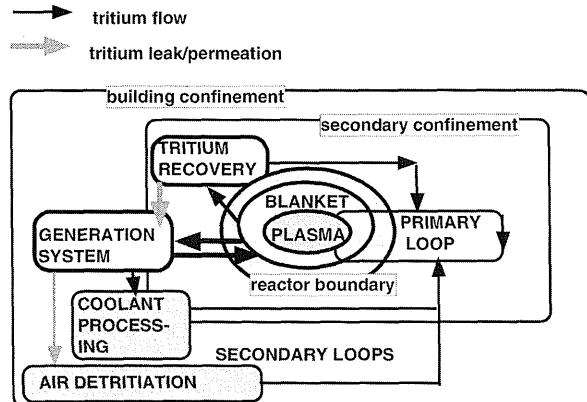
Fig. 2 Concept of tritium confinement in ITER and fusion power plants. The only difference is the turbine generator used for power plants. Bold characters indicate specific sub-systems for power plants.

する、ということが基本であることは考え方として共通である。対応はハザードの性質や場所により異なるとしても、物理的な閉じ込め障壁と、除去システムによる閉じ込め機能によって環境への放出が防止される。Table 1に見られるように動力炉のトリチウムによる放射性的ハザードはポテンシャルとしてはITERと比較して著しく大きくはないと想定され、しかもエネルギーにより直接大量トリチウムのバウンダリーが脅かされるとは考えにくい。トカマクで見られるプラズマによる電磁力も大きい、その異常-ディスラプションはITERで見られるように事象として想定される範囲で設計による対策が可能であり、将来的にも安全上の懸念としては考える必要はないと思われる（稼働率など運転上の観点からは別である）。一方ブランケットは、扱うエネルギーが動力発生源として大きくなると考えられ、総合的に安全上重要となる。このように安全確保の具体的な対象と方法には相違があると考えられる。

4. 具体的なシステム設計上の留意点 — ブランケットの例 —

欧州では核融合エネルギーに対して安全性を重視する姿勢から、安全解析の対象としての炉設計と評価を行っている[1]。プラントの安全性の特色はブランケット形式によって大きく異なるという認識から、水冷却とガス冷却の概念を抽出して、事故シナリオや廃棄物についての検討を行い、高い安全性が確保できるとしている。

ここでも、安全性検討の一例として、動力炉ブランケットの安全確保の方法論を考えてみよう。前述のように、ブランケットは方式によらず、トリチウムソースタームとエネルギーが共存しており、ハザードの観点で



	PRIMARY LOOP	COOLANT PROCESS
TRITIUM INVENTORY (kg)	1	0.5
TRITIUM THROUGHPUT (kg/day)	30	0.5
TOTAL THROUGHPUT (kg/day)	60	500000

Fig. 3 Conceptual diagram of tritium flow paths in fusion power plants. While the primary loop and the air deuterium-tritium is essentially same for both ITER and power plants, secondary loops for tritium recovery from generation system and coolants, decontamination of solid wastes particularly used blankets will be important.

核融合プラントの中では安全上重要である。核分裂炉の炉心が1年以上のエネルギーとFP等を潜在的に保有するのに比べれば、エネルギーとトリチウムの連続的な通過点である核融合ブランケットの異常事象の潜在規模ははるかに小さい。エネルギーとしては熱容量として秒単位の反応分であるし、トリチウムはたかだか数日分しか保有していない。このことが、核分裂と核融合のハザードポテンシャルの差として本質的なもののひとつである（もうひとつ核融合と核分裂のハザードポテンシャルは、核種による差があり、年間摂取限度度みた危険性ではトリチウム水はヨウ素に比べて放射能Bqあたり約1/1200、プルトニウムに対しては1/14000である）。

ブランケットを中心としたトリチウムの流れをFig. 3に示す。ブランケット筐体は比較的強固な真空容器中にあり、プラズマからの粒子、中性子、熱、電磁力の負荷を受ける過酷な条件であり、工学的課題の集中する機器であるが、異常時の閉じ込めの観点からは、ブランケット筐体内での配管の外側には筐体、筐体の外は真空容器など、多重の境界があり、それぞれのレベルでトリチウム回収システムにより閉じ込め機能が確保されるため、ただちに環境への放出が懸念されるわけではない。一方ブランケットの配管系は真空容器外のプラントにつながっており、高温、場合により高圧である。トリチウム

回収、熱搬出の2つの重要な機能を持つ循環ループであり、独立2系統ないし1系統であるが、増殖トリチウムが絶えず供給されるため、トリチウム抽出機能を持つ必要がある。ブランケットに接続するプラント系は、真空容器外で蒸気発生器、熱交換器、直接サイクルであればタービンなど、透過漏洩の可能性が高い機器を含み、多重閉じ込めの困難な部分を持つ。

トリチウム閉じ込め領域は、ブランケットの筐体のほか、トリチウム回収系、熱交換器、蒸気発生器などの動力関係機器が含まれる。1 GWの核融合出力あたり、1日160 gのトリチウムが生成され、搬出される。液体ブランケットやガス冷却概念の多くにおいては、トリチウムを熱媒体が運ぶ。水冷却概念では熱媒体とトリチウム増殖領域は隔離されているが、その場合でも冷却材へのトリチウム透過量は10~100 g/日のレベルと見られており[7]、実質的に熱媒体もトリチウム含有流体である。このトリチウム透過量は非常に大きく、透過防止膜等の開発も進められているが、トリチウム透過を数桁以上低減し、しかもそれを担保できる、という状況にならない限り冷却水がトリチウム含有流体とみなされるとい問題の本質は変わらない。要するに動力プラントでは、ブランケット冷却系からのトリチウム除去システムが常時稼動してトリチウムを除去回収し、燃料系に送り込まなければ燃料サイクルが成立しないという特性が一般性を失わないであろう。Fig. 3の表では水冷却動力炉での検討例を示すが、このブランケット流体のスループットは、トリチウムだけを見てもおそらく100 g/日のオーダーで、大量トリチウムプロセスに該当する上、物質質量ではDT燃料を扱う燃料循環系(primary loop)よりはるかに大きくなる。つまりプラント規模として本質的なスループットについて、ブランケット系は全トリチウム処理プラントで最大となる。しかも、燃料系より環境までの閉じ込め障壁が少ない。

冷却材ループからのトリチウムの損失も、高温、(高圧)大面積、薄肉の配管などの特徴からおそらく多く、空気からのトリチウム回収除去が重要となる。可動部分を含む発電プラント機器からのトリチウムは通常時の環境へのトリチウム放出の潜在的なソースになりやすく、このためこのブランケット冷却材からのトリチウム回収系の性能が環境放出低減に支配的になるであろう。要するに全トリチウムプラントでブランケット冷却材からのトリチウム除去回収と閉じ込めがトリチウムシステムの中心的課題となると予想されるのである。

異常時の対応としては、ブランケット冷却に水媒体を

使用する場合、配管系は高圧となるが、凝縮性であるためITERのようにサプレッションプールによる圧力抑制ができる。ヘリウムなどのガス冷却の場合、巨大な真空の空間を準備する考えも見られるが[8]、緊急時の閉じ込めを合理的な手段で達成するのはかなり困難であろう。このような場合、排気中のトリチウム(あるいはトリチウム水)のみを除去してガス自体は環境に放出するような方法を考える必要があるかもしれない。たとえばスタックからスクラバーを介して圧力を開放するなどが考えられる。漏洩したトリチウムは最終的には建屋本体までの境界で拡散が抑制され、排気、排水のトリチウム除去システムによって回収することで閉じ込められる。要するに2次閉じ込めから異常放出されたトリチウムは、多くの場合液体の水の形になっている。気相に出た部分も、空気中トリチウムの除去システムに回収され、おそらくは水の状態になる。

通常時の冷却水で取り扱うトリチウム濃度レベルは、実際に管理した結果として達成されているという意味で、重水冷却炉であるCANDU炉と大きく変わることはないと仮定する。つまりその濃度は運転上許容される限度として管理して下げられているか、あるいはALARAに基づき合理的な努力の結果達成されている。報告されているCANDUからDarlingtonのTRFに送付された重水のトリチウム濃度は1.3 TBq/kgである[9]。最大このトリチウム濃度の水(重水)がCANDUサイトで扱われたレベルであり、この水が動力系から相応量の漏洩、気化によって作業環境雰囲気汚染も発生することになる。それが将来の核融合プラントで妥当なレベルであるかは現時点では不明であるが、少なくともこのレベル以下に核融合プラントのトリチウム濃度は抑える必要がある。このためには、常時プラント内の水からトリチウムを除去する機能が必要である。濃度がCANDUと同程度であったとしても、核融合施設ではブランケットを循環するループに常時発生、混入するトリチウムを除去しなければ同じ濃度は保てない。つまり回収するトリチウム量は1日あたり100 gレベルであれば、ITERやDarlingtonのTRFより2桁程度は大きいことになる。

要するに核融合動力プラントでは、熱媒体からのトリチウム除去回収プラントの、定常時の機能、能力に対する要求が大きく、きわめて重要であるということである。一次燃料循環系は、トリチウムに関してインベントリ、スループットともこれより1~2桁大きい、多重閉じ込めのなかの閉ループであり、影響を与えるエネルギーが小さいことはITERと同様である。これに対し、

動力プラントではブランケット系が、扱う流体のスループット、トリチウムの化学的あるいは同位体的濃縮能力が大きく、しかも大きなエネルギーが介在している。これは、ブランケットでエネルギー変換とトリチウム増殖の両方を行わなければならない、という点で、磁場閉じ込めも慣性も閉じ込め方式を問わずおそらくすべてのDT核融合動力プラントに共通の特徴である。

このように核融合動力炉の安全確保には、通常時のトリチウム除去系の健全な運転が不可欠であり、このトリチウム除去系の能力が核融合プラントの社会、環境へのインパクトを大きく支配する。動力プラントのトリチウム放出量が能動的プロセスの性能に依存することは留意する必要がある。

このようなトリチウムシステムは既存技術ではそのまま適用できるレベルのものがなく、またITERにおいてもごく限られたスケールでしか開発されていないという点において、動力プラントに向けた開発上の、大きな技術課題として残っている。ただ、基本的には水素の物理・化学的分離あるいは同位体分離であるから、イノベーションが必要であるとか、原理的に解決困難、といった課題ではなく、ブランケットや材料と同様、システムティックで長期的なビジョンに従った工学R&Dによって目標領域に到達できる性質の課題であり、解決可能であると期待される。但しそれがプラントのコストと安全性を、商業プラントとして成立しうるレベルで両立できるかは現時点ではわからない。

ここでみたように、プラントのトリチウムインベントリと1日のトリチウム回収量が同程度のオーダーとみられることは、もう一つ核融合プラントに特徴的な安全上の性格を示すと思われる。トリチウムプラント内の異常に際して除去回収の必要な最大トリチウム量は、実質的には通常時のトリチウム回収量と大きくは変わらない、つまり通常時のトリチウム処理能力がインベントリに比して大きいという核融合プラントの特徴は、異常や事故に対する対策や解析が重要な位置を占める原子炉と比べると異なる性格を示している。要するに、通常時のトリチウム回収系が合理的に達成できるよう設計された核融合プラントは、トリチウムの緊急回収系を持たないで仮想的な事故でも閉じ込め機能を確保できる、ということの意味する。通常時もプラントの能動的な機能によって環境放出を制限管理しなければならない、ということはある意味では核融合エネルギーの欠点にもなりうるが、一方逆に、通常運転の安全が確保できるプラントであれば、異常事象、事故事象を対象とした能動的工学装置や、

その機能を担保する、といった過程も必要がない、ということになる。誤解を恐れずにさらに単純化していえば、プラントの中のトリチウムは、どこにあっても毎日全量が回収されていることになる。もちろん、このようなトリチウム除去系の通常運転からの逸脱に対してはプラントを安全に停止するインターロックなどの方策が必要であり、逸脱事象に対してこの通常時除去系が常に機能を担保するような多重化や対策が必要である。

5. まとめ

以上、動力炉の安全確保の方法論は、ブランケットのハザードを例として、トリチウム処理系と除去系についての考察からその特徴を分析した。具体的な炉設計に基づかず、方式によらない一般論を展開するという制約の困難から、具体例において適用できないものや考え違いの含まれる可能性が十分想定される。しかし、核融合の安全性をより具体的に考察し、社会に説明する一方、安全の観点からプラント設計を最適化するためには、方法論の検討は欠かせない。ここでは、核融合プラントが、通常時のトリチウム除去系によって能動的にトリチウム放出を抑制し、安全対策上事故対応の安全設備が不要にできるという考えを示した。

核融合は、一般的に安全性において利点があると信じられている。それは原理的には真実であるが、それをプラント設計上の利点に結び付けられるかはひとえに設計概念によっている。いかなるプラントであっても、プラントのハザードとリスクに応じて求めるべき信頼性レベルが決まり、それに依って安全対策が講じられる。結果として得られる安全性のレベルは、同じ国の法体系に準拠するのであれば達成された時には大きな差は出ないのであり、潜在的な危険の大きさや安全上の原理的特徴は、そのための対策の容易さを変えることにほかならない。しかし、その対策の難易は、エネルギー源としての魅力やコストに大きくかかわってくると考えられる。

例えば、現在の原子炉等規制法に始まる体系で、原子力発電所は非常に厳しい個別の安全審査を経て建設運転が可能となる。前述のように、核融合プラントの安全性や環境インパクトは、異常事象の進展シナリオよりも、通常時の能動的工学機器の性能、つまり製作物の動作によるところが大きいと思われる。設置物としてよりは機器の性能が重視されることになる。どのようなプラントでも、求める信頼性、安全性レベルが決まれば、型式認定によって共通に認可を受けることのできる機器はあるが、もし仮に核融合プラントの許認可の場合に、プラン

ト全体にこれが可能であるとしたら、つまり個々のプラントの個別の立地に際しての審査ではなく、型式のみの認定で基本的には何基でも同じプラントが建設可能であるとしたら、建設期間やコストの点で、核融合の市場性に大きなメリットとなることは想像に難くない。これは、ITER プラントの安全性、健全性の確保のアプローチが動力炉に向けて示した重要な可能性であろう。

もうひとつ、安全確保上本質的な機能を、おそらくもっとも高価な装置となる炉心プラズマ部分以外に持たせられる、ということは核分裂と比べたときに核融合の際立った特徴であろう。これはシステム開発上の利点となる可能性がある。安全機能の性能は、実験炉、原型炉といった段階によらず進歩が可能であるし、またその改良は開発、製作に大きな費用と炉本体性能への影響を必ずしも伴わない。これは長期的には核融合安全が、連続的に、比較的少ない費用で、より高いレベルで達成されることを可能とすると期待される。

現在考えられている ITER の安全確保の方法論は、今までの原子炉のそれとは大きく異なる部分を含み、またそれと同時にあらたな規格、基準の体系化も狙っている。それはほとんどの面においてまだ ITER 単一の装置に限られているが、基本的に同じような考えに基づく動力炉安全の方法論が構築できる可能性も示唆する内容を含んでいる。核融合動力プラントの安全性は、単に核融合の原理的安全を主張することではなく、単純でわかりやすい工学的な安全確保の方法論を設計概念で示すことではじめてその利点が生かされ、また社会に理解されるようになると筆者は考えている。そうした社会の理解と支持なくして核融合の実用化もまたおぼつかないであろう

うし、核融合研究者は専門の如何を問わず核融合の安全性を一般人に説明できなければならない。本稿がそのような意味で核融合安全を考えていただく一助になれば幸いである。

謝辞

ITER におけるトリチウムインベントリについて教唆し、Fig. 1 の使用を許諾いただいた原研の大平 茂博士、ならびに本論考の基本となる考察について助言いただいた原研の関 泰、林 巧両博士に深謝致します。

参考文献

- [1] Y. Fujii *et al.*, Fusion Eng. Des. 12, 421 (1990).
- [2] I. Cook, J. Raeder and W. Gulden, J. Fusion Energy 16 (3), 245 (1997).
- [3] I. Cook, N.P. Taylor *et al.*, J. Fusion Energy 16(3), 253 (1997).
- [4] ITER Joint Central Team and Home Teams, Fusion Eng. Des. 55, 107 (2001).
- [5] Y. Seki *et al.*, 「核融合動力炉実用化技術に関する調査」報告書, プラズマ・核融合学会 (1998) p.61, In Japanese.
- [6] M. Nishikawa, A. Baba, S. Odoi and Y. Kawamura, Fusion Eng. Des. 39-40, 615 (1998).
- [7] Y. Kosaku, Y. Yanagi, M. Enoda and M. Akiba, Fusion Sci. Technol. 41(3), 958 (2002).
- [8] J. Collen, R. Matsugu, A. Natalizio, and K. Shen, J. Fusion Energy 16(3), 261 (1997).
- [9] S.K. Sood, R.A.P. Sisingh and O.K. Kveton, Fusion Technol. 8, 2478 (1985).