

## ITERにおける核融合装置規格開発の考え方

- An Approach for Development of Technical Structural Standard in ITER -

日本原子力研究開発機構 中平 昌隆 Masataka NAKAHIRA Member  
日本原子力研究開発機構 武田 信和 Nobukazu TAKEDA

The technical structural standard for ITER (International Thermonuclear Experimental Fusion Reactor) should be innovative because of their quite different features of safety and mechanical components from nuclear fission reactors, and the necessity of introducing several new fabrication and examination technologies. Recognizing the international importance of Fusion Standard, Japan and ASME has started the cooperation development of the Fusion Standard. This paper shows the special features of ITER from view points of safety, design and fabrication, and proposes approach for development of the fusion standard.

**Keywords :** ITER, Fusion, Fusion Standard, Fusion Code, Inherent Safety.

## 1. 緒言

ITER (国際熱核融合実験炉) は、核融合出力約 500MW、自己点火条件を目標に重水素-トリチウム (D-T) 反応を用いる世界初の磁場閉じ込め式の核融合反応装置であり、日本、米国、EU、ロシア、韓国、中国の六極間で建設地の最終選定段階にある (本稿執筆の2005年6月時点)<sup>[1]</sup>。日本では、ITERの誘致を目指し、ITER施設の機器に対する構造技術基準及び関連する基準類の整備を行っている。

核融合反応は、放射線安全上の特徴が核分裂反応と大きく異なり、また核融合施設には火力施設や核分裂施設の設備や機器と構造上本質的に異なる機器が存在する。このため、核融合施設の設備および機器の機械構造のためには新たな規格を作成する必要がある。

また、ITERは商用システムのためのシステムの有効性実証や統合、プラズマ運転方法等を研究する実験装置として位置づけられるが、その中核となるトカマク装置の規模は商用システムと同等かそれ以上である。実験装置にもかかわらずこれが商用規模以上となるのは、最終

的にエネルギーの出力/入力比に影響を与えるプラズマ密度の達成目標が、商用システムと同等かそれ以上となるためである。従ってITER (標準的な出力条件は 500MW) を対象として構築した規格において考慮されたエネルギーソースや運転状態、荷重条件等の大部分は、商用システムにも適用可能であると言える。

ITERの安全規制は立地される国の規制に従うことから、日本原子力研究所では、日本での立地を視野に入れ、これまでの研究成果を基にITERの構造規格原案を作成した。この原案は、平成10年度から4年間に亘り原子力安全研究協会において国内の専門家により検討が行われ、改定案がまとめられた。

ITERの国際事業としての性格を考慮し、国際的に受容され得るように、この規格の策定を行った。この作業は米国機械学会 (ASME) との共同開発として進めることとなり、平成13年度からは、日本案の作成が火力原子力発電技術協会に設けられたASME/ITER基準対応委員会 (委員長: 朝田泰英東大名誉教授、副委員長: 宮健三東大名誉教授) において4年間に亘り実施された。日本案は米国の規格専門家も交えて検討されている。ほぼ同時期に核融合装置規格の日本語版を国内で学会基準として制定するべく、日本機械学会 (JSME) での検討を開始した。

平成16年度からは、ITER国際チームとも連携を図り、規格原案の調整を行っている。

ITERを対象とした構造規格は、前述のように今後

◆連絡先: 中平 昌隆

〒311-0193 茨城県那珂市向山801-1

ITERトカマク本体開発グループ tel: 029-270-7848

E-mail: nakahira.masataka@jaea.go.jp

の核融合システムの構造規格としての多くのエッセンスを有するものであり、磁場閉じ込め型核融合システムを対象とする構造規格、すなわち、核融合装置関連の規格として、先駆的なものとなる。例えば、構造強度上の要求と一周電気抵抗の要求を同時に満たすための金属製真空容器構造、プラズマに対向する機器の受熱構造、電磁力、等が挙げられる。また、燃料としての三重水素（トリチウム）、重水素を取り扱う設備はプラズマ装置の型式に関わらず共通である。

また現時点では、磁場閉じ込め型核融合システムの中では、経済性と安全性の観点からトカマク装置が最も商用に近い開発段階にあることなどから、ITERを検討の対象として核融合装置特有の機器が存在するシステムに適合する全く新たな規格体系を提案するものである。（以下この規格体系を“核融合装置規格”と称する）

本論文は、この新たな規格体系や規格の基本的考え方を提案するものである。このため、まずITERの規格開発における主な特徴を抽出し、核融合装置規格をどのような考え方に基づいて開発すべきかを提案する。

## 2. ITERの主な特徴

### 2-1) ITERの機器構成

ITER施設の主要機器の配置をFig. 1に示す。

各機器の主な機能は、以下の通りである。

真空容器： 超高真空の維持・中性子遮へい、放射性物質の障壁（冷却水温度100～200℃）

ブランケット： 中性子遮へい・熱除去、トリチウムの増殖（冷却水温度100～240℃）

ダイバータ： 中性子遮へい・熱除去、不純物の排出（冷却水温度100～240℃）

超伝導コイル： 磁場によるプラズマ保持、位置・形状制御（運転温度4 K）

クライオスタット： 超伝導コイルの断熱真空の維持（運転温度室温）

トカマク施設の主な周辺設備と主な機能は以下の通りである。

冷却設備： 真空容器および真空容器内機器（ブランケット、ダイバータ）を冷却

燃料処理貯蔵施設： 燃料である重水素、トリチウムを供給・精製・回収・貯蔵

真空排気設備： 真空容器内を超高真空に維持

加熱設備： プラズマの加熱・電流駆動

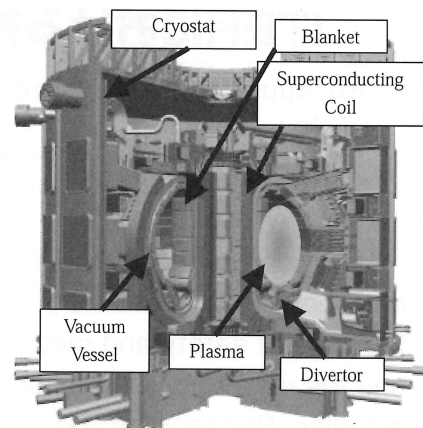


Fig. 1 Main components of ITER Tokamak facility

建家排気設備： 建家内の空調・換気、及び管理区域内並びに排気中の放射性同位元素の濃度管理、放出量低減

ヘリウム冷凍設備： 超伝導コイルへの極低温ヘリウムの供給・回収  
その他電源設備等

### 2-2) 放射線安全上の特徴

ITERはトリチウム等の放射性物質を取り扱うが、核燃料・核原料物質は取り扱わない。さらに物理的にプラズマ生成上の制限があること等から、安全設計に当たり考慮すべき特徴は原子炉とは大きく異なる。ITERに固有な安全上の特徴を以下に示す。

- (1) 核融合反応で発生する中性子（14MeV）は他の核融合反応に寄与しない。従って、連鎖反応ではなく、核的暴走はあり得ない。
- (2) プラズマは安定に維持できる条件が限られ、かつ微少な不純物混入（例えば、冷却水0.1g/s）で消滅する（プラズマの反応停止に関する固有の安全性）。
- (3) 残留熱は放射化に起因するもののみである。この結果、発熱密度が低く、ITERでは残留熱除去は自然放冷で十分であり、特段の設備を必要としない。
- (4) 燃焼プラズマの実験を行う装置であるITERでは、プラズマ電流消滅に起因する大きな電磁力は、通常状態における荷重として扱われ、また、プラズマ消滅後には作用しない。

上記の(1)～(4)の特徴から、通常の運転範囲の条件から逸脱しても、プラズマの熱エネルギーや磁気エネルギー等に起因する閉じ込め障壁の健全性に影響を与える因子が顕在化することはない。従って、適切な耐荷重性と耐震性が確保されていれば、放射性物質の閉

じ込め障壁を壊すことはなく放射性物質が閉じ込め障壁から異常に放出される事態（管理目標値を上回るような放射性物質の異常な放出）には至らない。すなわち、事故に拡大することはない。また、事故を仮定してもそれが拡大することはない。

以上のことから、ITERの放射線安全確保の施策、安全設計として、基本的にはトリチウム等の可動性放射性物質を閉じ込めることが重要であるが、何らかのトラブルや事故時にはITERは自然に「止まる」、「冷える」ことから、閉じ込め障壁を護るためのその他の設備は不要である。しかし、閉じ込め障壁の破損を仮定し、それでも公衆に影響を及ぼさないように、建家内に放出された放射性物質を除去する排気設備を設ける。ITERが内包する放射性物質は主にトリチウムと構造物からの放射化生成物であり、その内蔵量を考慮しても潜在的な危険性は比較的小さい<sup>[2]</sup>。このため、格納容器のような特別な閉じ込めが不要であり、負圧維持による放出経路限定型の閉じ込め施策で十分である。このITERにおける日本の安全設計の考え方は、文部科学省ITER安全規制検討会より公開されている<sup>[3]</sup>。

核融合装置規格の策定においては、安全上の特徴の特有さ、さらにこれらを考慮した安全設計の特有さを核融合装置規格に適切に反映することが重要である。

## 2-3) 構造設計・製作上の特徴

### 2-3-1) 真空容器

真空容器は、核融合反応を起こすために必要不可欠な超高真空の場を提供するのみでなく、真空容器内部に内包する放射性物質の量及び生物学的影響度は核融合システム構成機器のなかでは最も大きく、閉じ込め障壁としての安全機能が要求される。一方真空容器は、以下に詳述するように構造設計上極めて特殊であり、構造規格の観点から見ると、核融合システムの中で最も特徴的な機器である。

#### (1) トーラス構造

容器形状について、プラズマ形状に合わせD型の断面を持つドーナツ状（あるいはトーラス状ともいう）であり、従来の軽水炉の压力容器のような比較的単純な円筒形状とは大きく異なる。真空容器の全体構造をFig. 2に示す。

#### (2) 二重壁構造

プラズマの位置・形状制御のために真空容器外部から磁場が必要となるが、真空容器に渦電流が流れ、磁

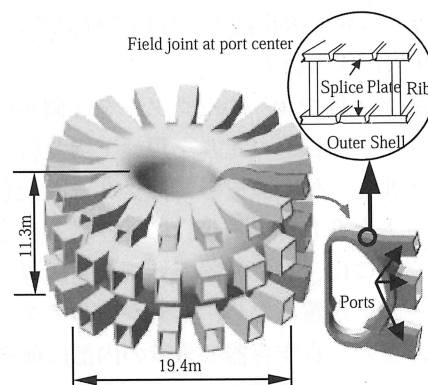


Fig. 2 Overall configuration of ITER Vacuum Vessel

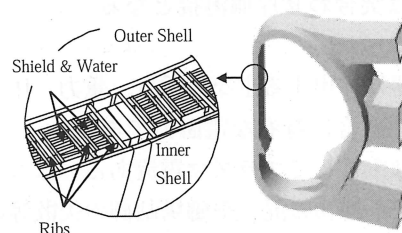


Fig. 3 Double wall and shielding structure

気遮蔽の効果をもたらす。これを避けるためトーラス一周抵抗をある程度確保することが真空容器に求められる。一周抵抗確保のためには構造を薄肉にすることが効果的であるが、強度確保には厚肉が適している。この相反する要求を満足するため、真空容器を内壁と外壁、及びこの間を溶接接続するリブで構成し、一周抵抗要求（ $7 \mu\Omega$ ）と強度要求を共に両立させている。また超伝導コイルに対する遮へいのため、二重壁容器の内部にステンレス鋼の積層板で構成した遮へい体を設置している。二重壁構造の概略をFig. 3に示す。

#### (3) 多数の大口径矩形ポート

真空容器外から真空容器内へアクセスするためのポートを設ける。ITERの場合には、標準設計では矩形（概ね、1辺あたり約1m）であり、ポロイダル方向に1列あたり上、中、下3カ所、トロイダル方向に18列設ける。ポートの利用目的は、排気、冷却管・計測系導入、プラズマ加熱、機器交換用と多様である。

#### (4) 二重壁構造の製作

真空容器の二重壁構造を製作する際には、内壁、外壁とリブとを溶接する途中で、二重壁間に遮へい体を設置する必要がある。従って、二重壁を最終的に閉じる外壁-リブ間の工場溶接時は、遮へい体が既に内外壁間の空間を占有しており、アクセスは、実質的に外壁の外側からのみに限定される。このため、部分溶込みを有する

T字継手等の特殊な溶接継手の採用を検討している。

#### (5) トーラス形状の組立

真空容器は工場で40°のセクターを9個製作する。このセクターに超伝導コイルを現地工場で組み合わせた後、コイルと一体で設置し、セクター同士をスライスプレートを介して溶接接合により組み立てる。この現地組立時には、真空容器の外側を超伝導コイルおよび熱シールドが覆うため、外側からのアクセスは困難である。また、真空容器二重壁の内部に前述の遮へい体を挿入してから溶接するため、内壁、外壁とも現地溶接部は突合わせ片側溶接となる。

#### (6) 荷重

真空容器に作用する主な荷重は、重力、圧力、地震力そして核融合に特有な電磁力である。

電磁力は主としてプラズマ電流あるいはコイルに流れる電流が不純物の混入や磁場制御の失敗等により消滅する際に作用する。作用原理は電磁誘導により構造物内で渦電流が発生し、この渦電流とコイルの磁場とのカップリングにより構造物に電磁力が発生する。

電磁力は、発生する渦電流に比例するが、渦電流は電流源からの距離の自乗に反比例する。このため、真空容器に発生する電磁力は一様でなく、強い局所性をもつ。また、電磁力は渦電流と磁場に垂直に作用し、真空容器壁はおおよそ磁場に沿うように設計されているが厳密な意味では異なるため、電磁力の作用方向は必ずしも真空容器壁面に垂直ではない。電磁力のもう一つの特徴として、作用する時間が極めて短いことが挙げられる。作用時間はITERの設計では50ms程度の時定数となる。電磁力は本来体積力であり、板厚方向にも面内方向にも複雑な分布を持つ荷重である。この特徴は、核融合装置を構成する機器に共通である。

#### 2-3-2) 真空容器内機器

真空容器内機器とは、ブランケット、ダイバータ等プラズマに対向して真空容器内に設置される機器の総称である。これらのもっとも基本的な機能は、ブランケットについては、核融合反応により生ずる高速中性子の運動エネルギーを熱エネルギーに変換し、利用に供するための機器である。ダイバータは、プラズマ燃焼の妨げとなる $\alpha$ 粒子等を受け止め、非イオン化して排気可能とする。

両者とも熱・粒子による損傷が大きいことが予想され、計画的な交換を前提としている。このため、ダイバータは、カセット構造として、また、ブランケットについては、ブロック状のモジュール構造として真空

容器内外への出し入れが容易なようにしている。構造上の特徴として、除熱能力を上げるため使用する銅合金等の高熱伝導部材と構造材料との特殊接合（HIP, ろう付け等）がある。

#### 2-3-3) 超伝導コイル

超伝導コイル、特にトロイダル磁場コイルは、主構造材として極低温（約4K）下で十分な強度及び靱性を有する新規材料を使用する。主たる荷重は、導体においては電磁荷重、荷重伝達経路を構成するジャケット、コイルケース等は電磁荷重に対する反力となる。弾性範囲を超えて変形すると素線がNb3Snでは変形そのものにより、その他の素線では変形時の発熱により超伝導状態を維持できない。超伝導コイルは直接は放射性物質を内蔵しないが、真空容器に有意な影響を与えない支持強度のみが安全確保上要求される。トロイダル磁場コイルの形状は、真空容器断面に沿ったD型の特殊形状である。

#### 2-3-4) 燃料処理貯蔵設備

燃料処理貯蔵施設は、ITERをはじめDT燃焼の核融合システムにおいて、主に、核融合反応を持続させるために燃料（重水素とトリチウム）を供給するとともに、真空容器からの排ガス中に残っている燃料を処理（精製、回収）し、再利用する。また、待機時や保守時等においては、施設の主系統から燃料を回収し、貯蔵する。

機器単体で数百グラムのトリチウムを内包しており、従って、各機器は、閉じ込め障壁を構成する。

構成機器は一般的な容器・配管がほとんどであり、運転圧力が低く、循環する動作ガス（主に、水素同位体）の流量が少ないことから配管口径が細い（輸送配管の口径は多くが1インチ以下）。この結果、広く流通する規格品を用いることができ、発生応力は低い。トリチウムを輸送するポンプとして、金属製ベローズの圧縮・拡張によりガス移送を行うメタルベローズポンプが使用される。ベローズが閉じ込め障壁を構成するため、二重ベローズの使用等を計る。

#### 2-3-5) 非金属部品

ITERでは、電気絶縁やプラズマ加熱、計測用の窓として種々の非金属を様々な部位に使用する。その一部は、真空容器の延長上に設けられ、放射性物質の閉じ込め障壁の一部を構成している。これらは商用の核融合システムにおいても同様に用いられると考える。主なものは、中性粒子ビーム入射加熱装置（NBI）のイオン源に用いられる高電圧ブッシング（アルミナセラミクス、径約1.5m、高さ約0.3mの円筒形状）、高周波（RF）加熱装

置等の真空容器への導入端に用いられる真空窓（人工ダイヤモンド、径約100mmの円板）等が挙げられる。

### 3. 核融合装置規格の考え方

#### 3-1) 確保すべき品質水準

真空容器に限らず、核融合機器が有すべき品質水準は、トカマク部分以外の安全設備（閉じ込め障壁とコンファインメント施設等）については、安全上の要求を満たすものとして定まる。一方、真空容器等のトカマク装置については、安全上の要求というよりもプラズマの立ち上げ・燃焼維持のための要求を満たすことが最も重要である。以下にそれぞれの要求を述べる。

##### (1) 放射線安全性確保上の要求

###### (a) ハザードポテンシャル

ITERでは施設内にトリチウムを最大で約3kg（そのうち、真空容器内には最大で約1.2kg）、その他ダスト（タンゲステンは約100kg以下に管理）等を内包する。これらによる人への生物学的影響を評価すると、核分裂炉における50kW級の研究炉と同等のレベルである<sup>[2]</sup>。

さらに安全上の特徴として、核分裂炉でいう「止める」、「冷やす」が安全機能として不要である。すなわち、放射線安全確保上は「許容されない放射性物質放出の防止」が最も重要な施策となる。

###### (b) 核分裂炉における50kW級の研究炉の位置づけ

水冷却型試験研究用原子炉は、以下のように熱出力に応じてグループ分けをし、安全機能に対して重要度付けを行い、重要度に応じた信頼性目標を達成することを要求している。

a) 低出力炉：500kW未満

b) 中出力炉：500kW以上10MW未満

c) 高出力炉：10MW以上50MW以下

このうち低出力炉は、炉心の形成及び炉の停止に係わる機器以外は、一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保することとなっている。このことから、核分裂炉の50kW級の研究炉は告示501号における第4種相当と考えるのが妥当といえる。

###### (c) ITERの位置づけ

上記(a)、(b)およびITERが有する固有の安全性等の安全上の特徴から、ITERの安全機能を有する機器に要求される品質水準は、告示501号における第4種機器相当とするのが妥当であると考えられる。

##### (2) プラズマ立ち上げ・燃焼維持上の要求

###### (a) 許容漏洩率

トカマク機器のうち真空容器のみでなく真空容器内機器において、わずかな冷却水漏洩により、プラズマは燃焼を維持できずディスラプションを起こす。再着火、あるいは万一再着火しても燃焼維持は難しく、漏洩機器を補修することとなる。プラズマ立ち上げ時には、さらに厳しい高真空が要求される。

具体的には、ITERではプラズマは質量がわずか1g程度と希薄であるため、冷却水の漏洩率を約0.1g-water/s以下に制限する必要がある<sup>[4][5]</sup>。

真空容器内機器は交換を前提としているため、取り出し後補修することが比較的容易にできる。しかし、真空容器は、超伝導コイルと一体で取り出すため、現場補修で対応できない場合には、大工事となる。

従って、真空容器等の、プラズマ燃焼に影響を及ぼす非交換機器（永久構造物）については、設計運転期間内に微少漏洩さえ起こらないように材料管理、設計、製作、検査、運転維持を行う必要がある。ただし、絶対的に起こらないとすることは無益であり、補修時の費用と時間を考慮して発生頻度を設定すべきである。ITERは世界初の第1号機であるため、発生頻度の定量化は難しいことから、合理的なレベルで欠陥の除去と進展防止を最大限図ることとする。

###### (b) 許容初期欠陥

冷却水の漏洩率を約0.1g/s以下に抑えるためには、貫通欠陥はその貫通面での長さを約1mm以下とする必要がある<sup>[4][5]</sup>。しかし、貫通欠陥が生じた場合、通常はその近傍の肉厚も薄くなっているため、長さが1mm以下の欠陥でも容易に1mm以上にまで成長してしまう。結局、冷却水の漏洩率を0.1g/s以下に制限するということは、貫通き裂を許さないということになる。貫通き裂を許さないアプローチとしては、以下の二通りが考えられる。

アプローチI：き裂が運転中の繰返し荷重により進展するが、設計耐用期間には貫通に至らない。

アプローチII：き裂進展を生じない、すなわち、初期き裂に対し、主たる繰返し荷重による応力拡大係数のレンジ $\Delta K$ が以下を満足する

$$\Delta K \leq \Delta K_{th} \quad (1)$$

ここで、 $\Delta K_{th}$ はき裂成長の下限条件である。

アプローチIIの場合、ミリメートル以下に初期き裂を抑える必要があることが予想される。しかしこれは、

オーステナイト系ステンレス鋼の厚板溶接部の非破壊検査の検出能を鑑みると現実的な要求とは考えられないため、アプローチ I を採用するのが合理的である。

### 3-2) 各機器規格の考え方

#### (1) 真空容器

真空容器は、構造の複雑さ及び電磁的荷重の特有さのために以下を考慮する必要がある。①「公式による設計」が適用できず、「解析による設計」とする場合でも 3次元有限要素法解析を必要とする。②1次応力の評価において従来規格では評価断面において1次応力を膜、曲げ、局部に分類し、それぞれについて許容値と比較するという応力基準を採用しているが、この評価断面の特定は容易ではない。③製作上及び組立上の制約から外壁側に対し特殊なT継手を採用している。また、④この特殊な溶接継手に対する非破壊検査の方法が確立されていない。更には、⑤現地溶接部について、非破壊検査上の空間的制約があるため、溶接技術として検査不要を保証できる実質的に欠陥フリーの溶接方法を導入する必要がある。

#### (2) 真空容器内機器

ブランケット・ダイバータ等の真空容器内機器は、交換機器であるため、規格を整備する必要性の有無について議論がなされている段階である。しかし、プラズマ立ち上げ・燃焼維持上の要求に関わるものであり、核融合特有の機器である。このため、規格を整備する場合には中性子重照射下での材料、接合部の健全性担保、特殊な接合を考慮する必要がある。

#### (3) 超伝導コイル

超伝導コイルは安全上、真空容器に有害な影響を与えない支持強度のみが要求される。規格に関しては、極低温運転の取り扱い、新規材料、絶縁材と金属との特殊な接合等を考慮する必要がある。

#### (4) 燃料処理貯蔵設備

燃料処理貯蔵施設は、使用条件が非常に穏やかであり、定常的な荷重による発生応力は十分に低いことから、これを反映した基準の合理化が望まれる。一方、トリチウム等を循環させるメタルベローズポンプは特殊な構造をしており、適切な規格の開発が必要となる。

#### (5) 非金属材料

これまでに実績のある高温ガス炉 (HTTR) 黒鉛構造物 (炉心支持構造物) 技術基準やファインセラミックス設計基準、アクリル用技術基準等を参考に、使用

材料の特殊性を考慮して作成する必要がある。

## 4. 結言

- 1) ITERを対象として核融合装置の構造上の特徴を抽出し、軽水炉機器との差異を明らかにした。
- 2) ITERの安全上の特徴を整理し、確保すべき品質水準を導いた。
- 3) ITERを構成する主要各機器について、規格開発の上での要求事項を留意点としてまとめた。
- 4) 今後、まず真空容器、コイルの設計・製作規格をまとめ、次いで他機器の規格をまとめる予定である。
- 5) 本論では言及できなかったが、地震荷重について国際規格としての対処は重要であり、ここに今後の課題として挙げておく。

## 謝辞

本研究は長年に渡って原子力安全研究協会、火力原子力発電技術協会、米国機械学会、日本機械学会において、専門家による適切な助言の元、構築した成果である。また、規格開発に当たってこれまで主導的役割を果たしてこられた、日本原子力研究開発機構の羽田一彦研究主幹に謝意を表するものである。

## 参考文献

- [1] ITER Technical Basis, ITER EDA Documentation Series No. 24, IAEA, Vienna, (2002).
- [2] T. Maruo, "V. Safety features of ITER and Approach to Ensure its Safety" in "The Summary Report on Engineering Design Activities in the ITER Project," Nihon-Gensiryoku-Gakkai Shi (J. At. Energy Soc. Jpn.), Vol.44, No.1, 75-82 (2002), [in Japanese].
- [3] 文部科学省 ITER安全規制検討会, "ITERの安全確保について", (2003).
- [4] Y. Neyatani et. Al, "Study of Decay Heat Removal and Structural Assurance by LBB Concept of Tokamak Components", 18th IAEA Fusion Energy Conference, IAEA-CN-77/SEP/01 (2000).
- [5] M. Nakahira, "Structural Safety Assessment of a Tokamak-Type Fusion Facilities for a Through Crack to Cause Cooling Water Leak and Plasma Disruption", J. Nucl. Sci. and Tech, Vol.41, No.2, 2004, pp.226-234.  
(平成17年7月7日)