

## 科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 28 年 5 月 16 日現在

機関番号：82110

研究種目：基盤研究(C) (一般)

研究期間：2013～2015

課題番号：25420898

研究課題名(和文) 高度な環境安全性を備えるDTトカマク炉の新概念構築に関する研究

研究課題名(英文) Conceptual study of a DT tokamak reactor with environmental and safety advantages

研究代表者

飛田 健次 (Tobita, Kenji)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研究所・部長

研究者番号：50354569

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 3,900,000円

研究成果の概要(和文)：「バウンディング・シーケンス」と呼ばれる極めて過酷な状況下においても、緊急退避を必要としない高いレベルの安全性を確保しうる核融合炉概念の在り方を、可動性放射性物質に対する閉じ込め障壁及び事故影響緩和系に焦点をあてて分析した。その結果、動力炉クラスの出力をもつ核融合炉においても、冷却水全量が瞬時喪失事象、真空容器外での大規模な冷却水主配管の破断事象等に対して、十分な安全性を担保できることを明らかにした。

研究成果の概要(英文)：A fusion plant concept with a high level of safety characteristics of assuring evacuation-free even for large scale hypothetical events called "upper bounding sequences", was investigated with an emphasis on confinement strategy of mobile radioactive materials and prevention/mitigation systems against the events. It was found that the safety of the fusion plant can be assured for the hypothetical events such as the total loss of coolant accidents, a large-scale loss-of-coolant accident outside the vacuum vessel, etc., when appropriate confinement barriers and mitigation systems are adopted.

研究分野：核融合炉システム

キーワード：核融合炉 安全性 閉じ込め障壁 冷却材喪失事故

### 1. 研究開始当初の背景

福島第一原子力発電所の事故を受けて、軽水炉との比較でなく、それ単独で社会受容性を獲得しうる安全性の高い核融合炉のあり方に関心が高まっていた。核分裂炉に比し、核融合炉には環境安全側面での優位性があることは多くの研究が示していた。核融合炉の安全性評価を体系的に実施した初めての例は国際熱核融合実験炉 ITER といえるが、実験炉である ITER の内在エネルギーは将来の核融合炉と比べて格段に小さく、その安全評価を以て核融合炉の安全上の特徴を論ずるには限界があった。

そこで本研究では、近未来の実現可能性の高い DT 核融合原型炉を想定して安全評価研究を進め、大規模事故に際しても公衆被ばくが十分小さい DT トカマク炉概念の研究を目指した。

### 2. 研究の目的

本研究の目標は安全性・環境適合性に優れた核融合炉概念の創出である。安全・環境側面の全体像を捉えながら研究を進めるため、以下の2つの課題の検討評価を並行して取り組んだ。

- 1) プラントに内在するハザードポテンシャルの評価
- 2) 大規模な仮想事故に対処するための閉じ込め障壁概念及び影響緩和系のあり方

特に、核融合炉の安全性では2)が重要であり、本研究では、大規模な仮想事故に対しても緊急退避を要しない安全特性の達成を目指して、核融合プラントに求められる事故防止・影響緩和システムの機能を熱水力解析などによって分析した。

### 3. 研究の方法

核融合炉の安全特性を高める方策構築のため、図1に示す作業を考える。プラント内にある可動性放射性核種（核融合炉の場合は、トリチウム及び放射性ダスト）の移行に注目して、ある事象を起点として事故の進展を解いた。この際、事象・事故の進展は核融合炉の出力や内在エネルギーの規模、これらの影響を緩和する機能に依存する。このことから、研究の第一段階として安全性評価に必要となる核融合炉（本研究では水冷却方式を想定）の内在エネルギーを評価し、あわせて、可動性放射性核種の閉じ込め障壁概念を設定した。

次段階として、水冷却方式の核融合炉の安全特性と特徴付ける重要な仮想事故を抽出した。特に、核融合炉のハザードの上限を理解するため「バウンディング・シーケンス」と呼ばれる極めて過酷な状況下での核融合炉の安全性を評価を行った。閉じ込め障壁の健全性を損ないうるバウンディング・シーケンスとして以下を想定した。

- ・ 冷却水の瞬時全量喪失事故
- ・ 真空容器外への冷却材大規模流出事故

- （真空容器外での大規模 LOCA）
- ・ 真空容器内への冷却材大規模侵入事故
- （真空容器内での大規模 LOCA）

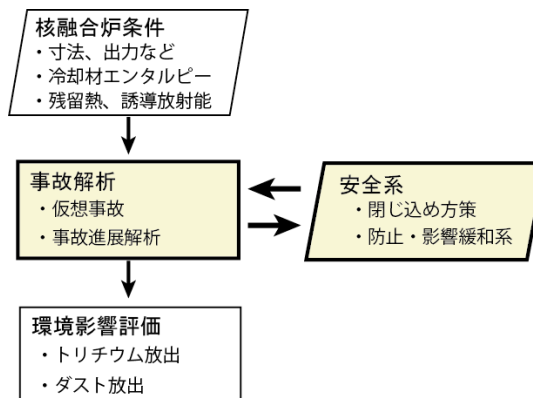


図1：安全性検討のための検討事項

これらの起回事象・事故に対する最終的な環境影響は安全系（閉じ込め方策及び防止・影響緩和系）に依存することから、様々な安全系の条件と事故解析のイタレーションを通して適切な事故防止・影響緩和系のあり方を考察した。

### 4. 研究成果

(1) 核融合炉のソースターム及び内在エネルギーの評価

水冷却方式の核融合炉を想定して、ソースターム及び内在エネルギーを評価した [1]。その結果は以下のとおり。

#### 主なソースターム

- ・ 真空容器内トリチウム量：1kg 以下
- ・ 冷却水中トリチウム濃度：1 TBq/cm<sup>3</sup>
- ・ プラント内放射性ダスト：0.5- 1 kg

#### 主な内在エネルギー

- ・ プラズマ熱エネルギー：870 MJ
- ・ プラズマ磁気エネルギー：450 MJ
- ・ 超伝導コイル磁気エネルギー：120 GJ
- ・ 冷却水エンタルピー：1,300 GJ
- ・ 残留熱：～1-38 MW

残留熱については運転停止直後から急速に変化するため、機器ごとの経時変化の理解が必要であり、核解析により図2の結果を得た。核融合炉の大きな特長は、放射性核種の崩壊による残留熱の発生密度が軽水炉と比べ格段に小さいことである。動力炉クラスの残留熱の総量は表1のとおりであり、ITERの数倍となった。

トリチウム透過による冷却水中トリチウム濃度については、トリチウムの透過による冷却水への透過率は最大 6 g/日という結果を得ており [2]、この透過率から考えて冷却水中トリチウム濃度を 1 TBq/cm<sup>3</sup> で管理するのはコスト面で合理的との結論を得た。

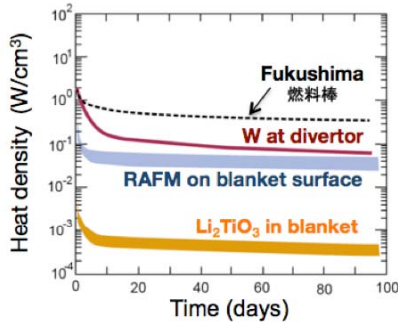


図 2 : 残留熱密度の経時変化 (出力 2GW の場合)

表 1 : 残留熱総量の経時変化

運転停止後	直後	1 日	1 カ月
ITER	10 MW	1 MW	~0.1 MW
核融合炉 (2GW)	27 MW	6 MW	1.5 MW

### (2) 冷却水の瞬時全量喪失事故

核融合炉の冷却水すべてが瞬時に喪失する事象が炉の緊急停止と同時に起こるとする。実際には起こりえない仮想事故であるが、このときの炉内機器の温度解析を行った[3]。

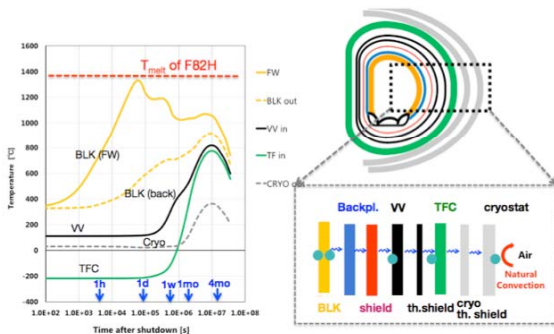


図 3 : 冷却水全量喪失に伴う炉構成機器の温度上昇

解析例を図 3 に示す。第一閉じ込め障壁となる真空容器壁 (VV) の温度は 800°C を超えることはなく、溶融による閉じ込め障壁の破損の可能性は無いことを明らかにした。この結果は、核融合炉はその構造上、炉周辺部に大量の構造物を持ち、これらがヒートシンクとなって炉心周辺機器の温度上昇を抑制しており、核融合炉の安全特性を示す重要な結果といえる。最高温度に達するのが事象発生から 4 ヶ月後という長期間を要することも注目すべきであり、機器温度の上昇抑制のため、この間に様々な手立てを講じうる。

### (3) 真空容器外での大規模 LOCA

冷却水主配管が真空容器外で破断すると流出する高温高压水 (約 300°C, 16 MPa) が減圧されて急速に膨張し、それに伴う過圧によって閉じ込め障壁の損傷を招くおそれがある。

軽水炉の事故解析に利用される MELCOR コ

ードを用いて、主配管の大規模破断 (ギロチン破断) が生じた場合の対応策について熱水力解析によるケーススタディを行った結果、図 4 のように、ある程度の耐圧機能を持つボルト構造内に一冷却水主配管を納め、過圧蒸気を圧力抑制プールに逃がして凝縮させることが最も有効という結論に達した。

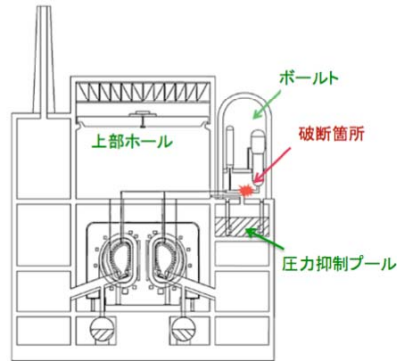


図 4 : 真空容器外での LOCA に有効な方策

これに対する解析例を図 5 に示す。圧力抑制プールがある場合には、破断後約 5 秒でボルト内圧は一時的に 0.27 MPa に達する (0.17 MPa の圧力上昇) がその後は 0.15 MPa 程度に留まり、圧力抑制プールの有効性が示された。この結果は、真空容器外の LOCA に対しては適切な影響緩和系の採用により閉じ込め障壁の健全性を確保できることを示す[3]。

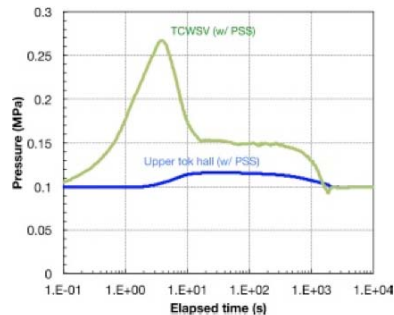


図 5 : 真空容器外 LOCA に対するボルト内圧

### (4) 真空容器内での大規模 LOCA

核融合炉ではトリチウム燃料を多く内蔵する真空容器が安全上の第 1 障壁となる。建屋と比べて真空容器の内容積は小さいことから、冷却配管の破断による冷却水 (または冷却材) の侵入事象が生じた場合には短時間で圧力が急上昇する。真空容器内の圧力抑制のため、図 5 に示すような ITER と同様の圧力抑制系 (圧力抑制プール) の適用可能性を検討した。すなわち、冷却水の侵入事象により真空容器が加圧された場合にはラプチャーディスクが自動的に破れて、過圧蒸気をプールに導き凝縮させるもので、これによる真空容器の減圧が期待できる。

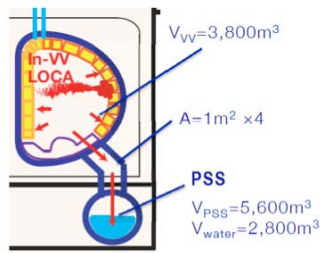


図6：真空容器内 LOCA に対する影響緩和系

先の MELCOR を用いた熱水力解析で明らかになったことは、圧力抑制プールでの蒸気凝縮が有効になるまでには数秒の時間遅れがあり、これが真空容器の到達圧力を決めるということである。当然ながら、破断面積が小さい場合には、内圧が真空容器耐圧（例えば 5 MPa 程度）に到達する以前に凝縮が有効になり、真空容器内圧はそのうち下降を辿る。ここで、破断面積とは、ある事象によって生ずる冷却配管破断の総破断面積をいう。

図7は、冷却配管破断面積と真空容器到達圧力の関係である。この図に示されるように、破断面積が  $0.06 \text{ m}^2$  以下であれば、真空容器内 LOCA に対しては安全に対処可能であることを明らかにした[3]。しかしながら、破断面積を  $0.06 \text{ m}^2$  以下に留まることを示すためには核融合炉の詳細設計と炉心プラズマ運転特性の深い理解が求められ、今後も継続的に取り組む必要がある。

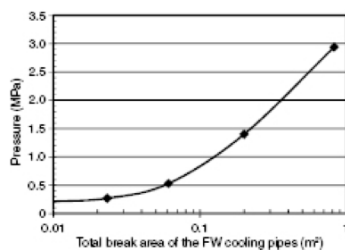


図7：真空容器内 LOCA に対する影響緩和系

#### (5) まとめ

核融合炉（特に、技術的に早期に実現されると考えられる水冷却方式の核融合炉）に対する大規模な起因事象による事象・事故進展を解析した。その結果、適切な影響緩和系の採用によりトリチウム等に対する閉じ込め障壁の健全性を担保できることを示した。残された問題は、起因事象の規模に不明点の多い真空容器内 LOCA に対する対応である。核融合炉の安全性研究を更に進めるためには、1) 炉設計、プラズマ物理の側面から真空容器内 LOCA の起因事象の理解を深める、2) 真空容器が過圧によって外部とバイパスされる場合を想定した事象進展を解析し影響を評価するという二通りのアプローチを進める必要がある。

#### <引用文献>

- [1] M.Nakamura et al., Key aspects of the safety study of a water-cooled fusion DEMO reactor, Plasma and Fusion Research, 2014, 1405139 dx.doi.org/10.1585/pfr.9.1405139
- [2] K.Katayama et al., Influence of hydrogen addition to sweep gas on tritium behavior in a blanket module of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ , Fusion Engineering and Design, 印刷中.
- [3] M.Nakamura et al., Safety research on fusion DEMO in Japan: Toward development of safety strategy of a water-cooled DEMO, Fusion Engineering and Design, 印刷中. doi:10.1016/j.fusengdes.2015.12.008
- [4] M.Nakamura et al., Thermohydraulic responses of a water-cooled tokamak fusion DEMO to loss of coolant accidents, Nuclear Fusion 印刷中. doi:10.1088/0029-5515/55/12/123008

#### 5. 主な発表論文等

（研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線）

〔雑誌論文〕（計 6 件）

- ① M. Nakamura, K. Watanabe, K. Tobita, 他10名, Thermohydraulic analysis of accident scenarios of a water-cooled fusion DEMO reactor, IEEE Transactions on Plasma Science, 査読有, 印刷中
- ② K. Katayama, Y. Someya, K. Tobita, 他3名, Influence of hydrogen addition to sweep gas on tritium behavior in a blanket module of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ , Fusion Engineering and Design, 査読有, 印刷中
- ③ M. Nakamura, K. Tobita, Y. Someya, 他4名, Safety research on fusion DEMO in Japan: Toward development of safety strategy of a water-cooled DEMO, Fusion Engineering and Design, 査読有, 印刷中 doi:10.1016/j.fusengdes.2015.12.008
- ④ M. Nakamura, K. Tobita, Y. Someya, 他4名, Thermohydraulic responses of a water-cooled tokamak fusion DEMO to loss of coolant accidents, Nuclear Fusion, 査読有, 55巻, 2015, 123008 doi:10.1088/0029-5515/55/12/123008
- ⑤ Y. Someya, K. Tobita, H. Utoh, 他5名, Management scenario for reduction of radioactive waste on an fusion DEMO reactor, Fusion Science and Technology, 査読有, 68巻, 2015, 423-427 dx.doi.org/10.13182/FST15-101

- ⑥ M.Nakamura, K.Tobita, Y.Someya, 他14名,  
Key aspects of the safety study of a  
water-cooled fusion DEMO reactor, Plasma  
and Fusion Research, 査読有,9巻, 2014,  
1405139 dx.doi.org/10.1585/pfr.9.1405139

[学会発表] (計 7件)

- ① M.Nakamura, K.Tobita, Y.Someya, 他3名,  
Study of loss-of-coolant events in a  
water-cooled tokamak DEMO, Plasma  
Conference 2014, 2014年11月18日-21日,  
朱鷺メッセ (新潟県新潟市)
- ② K.Tobita, H. Utoh, Y. Someya, 他6名,  
Fundamental strategy of DEMO concept  
development in Japan, Topical Meeting on  
Technology of Fusion Energy, 招待講演,  
2014年11月10日-13日, Anaheim (USA)
- ③ M.Nakamura, K.Ibano, K.Tobita, Y.Someya,  
他2名, Analysis of accident scenarios of a  
water-cooled tokamak DEMO, 25<sup>th</sup> IAEA  
Fusion Energy Conference, 2014.10.13-18,  
St. Petersburg (Russia)
- ④ K.Tobita, H.Utoh, N.Asakura, 他5名,  
Design study for DEMO concept development,  
28<sup>th</sup> Symposium on Fusion Technology,  
2014.9.29 - 2014.10.3, St. Sebastian (Spain)
- ⑤ 飛田健次, 原型炉設計の現状と課題, 第  
10回核融合エネルギー連合講演会, シン  
ポジウム講演, 2014年6月19日-20日,  
つくば国際会議場 (茨城県つくば市)
- ⑥ 中村誠, 飛田健次, 染谷洋二, 他6名,  
トカマク型原型炉における冷却材喪失事  
象の研究, 第10回核融合エネルギー連合  
講演会, シンポジウム講演, 2014年6月  
19日-20日, つくば国際会議場 (茨城県  
つくば市)
- ⑦ 中村誠, 飛田健次, 染谷洋二, 他3名,  
核融合原型炉の安全性研究, 第30回プラ  
ズマ・核融合学会年会, 招待講演, 2013  
年12月3日-6日, 東京工業大学 (東京都  
大田区)

[図書] (計 0件)

[産業財産権]

○出願状況 (計 0件)

○取得状況 (計 0件)

[その他]

なし

## 6. 研究組織

### (1)研究代表者

飛田 健次 (TOBITA, Kenji)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機  
構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研  
究所・部長

研究者番号: 50354569

### (2)研究分担者

畑山 明聖 (HATAYAMA, Akiyoshi)

学校法人慶應義塾大学・理工学部・教授

研究者番号: 10245607

### (3)連携研究者

染谷 洋二 (SOMEYA, Youji)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機  
構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研  
究所・任期付研究員

研究者番号: 20589345

中村 誠 (NAKAMURA, Makoto)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機  
構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研  
究所・任期付研究員

研究者番号: 80462886

宇藤 裕康 (UTOH, Hiroyasu)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機  
構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研  
究所・研究員

研究者番号: 50566247

河村 繕範 (KAWAMURA, Yoshinori)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機  
構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研  
究所・グループリーダー

研究者番号: 10354614

朝倉 伸幸 (ASAKURA, Nobuyuki)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機  
構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研  
究所・研究主幹

研究者番号: 10222572

星野 一生 (HOSHINO, Kazuo)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機  
構・核融合研究開発部門 六ヶ所核融合研  
究所・研究員

研究者番号: 50513222