「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」研究専門委員会 中間報告書

2025年5月

目次

概要1
1. 検討の経緯2
2. 核融合の概要:原理、開発経緯(現状と今後)2
2.1 核融合の原理2
2.2 核融合反応発生のための装置原理
2.3 核融合反応の特徴3
2.4 核融合開発の歴史3
2.5 核融合エネルギーに関する昨今の状況(フュージョンエネルギー戦略等)4
3. 既設の核融合研究関連施設等における潜在的リスクとその対応5
3. 1 JT-605
3.2 トリチウムプロセス研究棟(TPL)7
3.3 ITER9
4.諸外国での検討例12
4.1 英国の事例12
4.2 米国の事例12
5. 日本の核融合原型炉の基本概念と潜在的リスク及びその対応13
5.1 JA DEMO13
5.2 ヘリカル型核融合発電炉(NIFS 検討)17
6. 核融合の潜在的リスクの検討 18
7. 今後の検討事項

概要

日本政府において、内閣府統合イノベーション戦略会議が「フュージョンエネルギー・ イノベーション戦略」の決定(2023年4月)を受けて内閣府に設置した「核融合の安全確保 の基本的な考え方検討タスクフォース」(2024年3月~2025年3月)では、核融合の基本的 な安全確保の考え方が議論されている。日本原子力学会の核融合工学部会では、この議論 と並行して、原子力研究者の立場から核融合炉の潜在的リスクを、既存の核融合原型炉概 念や既設の核融合関連施設を例にして再確認するとともに、社会に受容される核融合炉の 「安全や安心」のあり方、その評価手法の考え方などについて議論し、専門家の知見を集 約してエネルギー利用としての核融合の安全指針策定に資することを目的として「核融合 炉の潜在的リスクとその評価手法」研究専門委員会を設置し、2024年度は7回にわたり検 討を行ってきた。

既存の核融合実験装置は、放射性同位元素等の規制に関する法律(RI規制法)で規制さ れ、放射線発生装置もしくは非密封トリチウムの使用施設として RI規制法の要件を満たし た対策を講じることにより許可を受けていること、また、従事者と公衆の放射線障害防止 を担保するために、3.7×10¹⁴Bq(水素状で約1g)以上のトリチウムを使用する施設は、RI規 制法の要件に加え、旧科学技術庁の内規である「トリチウム大量取扱施設安全審査専門家 報告書」に基づく対策(閉じ込め、耐震、非常用電源等)を施している事例を確認した。

現在、フランスに建設が進められている核融合実験炉 ITER の国内誘致の際に検討された 検討報告書「ITER の安全確保について(平成15年11月)」では、ITER においては、核的 暴走の危険はないものの内包するエネルギーが大きい等の安全上の特徴を考慮し、安全確 保の目的としては、公衆及び従事者に放射線障害を及ぼす恐れがないように措置を講ずる こととし、主要な安全要件としては、放射性同位元素を内蔵する機器の構造強度等を確保 することにより放射性同位元素の漏えい等の事故の発生防止が図られること、及びトリチ ウム除去機能を有する排気設備等により事故の影響緩和がなされることと提言されたこと を確認した。

現在国内にて計画中の核融合原型炉*(JA DEMO)では、ITER 規制への提言を踏まえたうえ で、公衆及び従事者の放射線障害の防止を安全目標とし、合理的に達成可能な限り低く (ALARA)の精神を安全確保の原則として、そのために ITER の国内誘致の際の検討にも用い られた故障モード機能解析(FFMEA)分析に基づく異常緩和設備の選定といった安全設計方 針、安全設備の妥当性確認のための安全評価の実施の方針を採用することにより、安全の 担保が可能であることを確認した。

最後に、大気中に放出される可能性のある放射性同位元素がほぼ全量放出される事象を 仮想し、核融合原型炉の潜在的影響を敷地境界での公衆の被ばく線量を指標とした場合の 原子炉(沸騰水型原子炉(BWR))のそれと比較したとき、約4桁低いことを確認した。一方、 潜在的リスクを評価するためには、事象進展を考慮した確率論的評価を進める必要がある ことが指摘された。

次年度は、2024年度の議論に基づき、民間企業が計画している核融合パイロットプラントの調査による装置規模の感度解析及び核融合炉の社会的受容性に関する検討等を進める 予定である。

*核融合原型炉:核融合エネルギー利用の技術的成立性を目指す装置

1. 検討の経緯

日本政府において、内閣府統合イノベーション戦略会議が「フュージョンエネルギー・ イノベーション戦略(2023年4月14日)」を決定し、フュージョンエネルギーを新たな産 業として捉えるとともに、実用化に向けて加速する方針が提示されている。この戦略の中 で社会実装に向けた研究開発や産業育成の考え方が示されており、「内閣府に技術者や規制 の専門家、一般市民を構成員とするタスクフォースを設置し、関係省庁の協力を得なが ら、フュージョンインダストリーの育成、原型炉開発の促進も念頭においた安全確保の基 本的考え方を産業化に乗り遅れないように検討する。なお、その際に、核融合は核分裂と は原理が異なることから、規制を検討する体制も含めて議論を行う」とされ、日本原子力 学会核融合工学部会が「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」研究専門委員会を原子 力学会に設置して、2024年5月31日に活動を開始したところである。

本研究専門委員会は、核融合の専門家や関連企業の関係者だけでなく、原子力安全、環 境トリチウム及び社会環境の専門家で構成され、政府における上記の議論と並行して、多 分野の専門家の知見を集約してエネルギー利用としての核融合の安全指針策定に資するこ とを目的として核融合炉の潜在的リスクを検討した。具体的には、既存の核融合原型炉概 念や既設の核融合関連施設を例にしてその安全確保策を再確認するとともに、社会に受容 される核融合炉の「安全や安心」のあり方、その評価手法の考え方などについて7回にわ たり検討を行ってきた。

本中間報告書は、1年目の検討の結果をふまえ、核融合関連施設の安全確保の状況と核 融合発電炉の潜在的リスクを中心に、以下の項目について中間報告をとりまとめる。

- ・これまでの核融合開発の経緯と今後の計画
- ・既設の核融合研究関連施設等における潜在的リスクとその対応
- ・諸外国での検討例
- ・日本の核融合原型炉の基本概念と潜在的リスク及びその対応
- ・核融合の潜在的リスクの検討

別紙1に委員名簿、別紙2に会合記録を添付する。

2. 核融合の概要:原理、開発経緯(現状と今後)

検討に当たっては、まず核融合全般に関する以下の基礎的な事項の聴取を行った。

- ・核融合の原理
- ・核融合反応発生のための装置原理
- ・核融合反応の特徴
- ・核融合開発の歴史
- ・核融合エネルギーに関する昨今の状況(フュージョンエネルギー戦略等) 以下に各項目に関する検討の概要を示す。

2.1 核融合の原理

核融合反応は、軽い原子核同士が融合して別の原子核に変わるものであり、その際、反

応の前後での総質量が減ることによる質量欠損が核融合反応から発生されるエネルギーとなる。核融合反応は太陽のエネルギーの源でもある。

核融合反応にはいくつもの反応があるが、一番発生しやすい反応は水素の同位体である 重水素とトリチウム(三重水素)の核融合反応である。

 $D + T \rightarrow He + n (14 MeV)$

ただし、この一番反応が起きやすい DT 核融合反応でも、原子を原子核と電子がばらばらに 運動するプラズマ状態とするために1億度程度の高温が必要となる。なお、JT-60は DD 反応により臨界プラズマ条件の実証(DT 換算)を行う核融合試験装置である。

2.2 核融合反応発生のための装置原理

1億度の高温プラズマを生成し、核融合反応させるためには種々の手法があり、代表的 な方法として、磁場によりプラズマを閉じ込めて核融合反応を発生させる磁場閉じ込め方 式、レーザー等による爆縮反応によりプラズマを生成し核融合反応を発生させる慣性閉じ 込め方式がある。磁場閉じ込め方式の中でもドーナツ状のプラズマを形成し、プラズマに 端がないトーラス方式、プラズマの両端が開放されている開放端系等がある。トーラス系 でも磁場配置が軸対称なトカマク方式、非対称なヘリカル方式等がある。

これら種々の方式のうち、現在最もプラズマの閉じ込め性能が良い結果を出しているの が、トーラス系のトカマク方式及びヘリカル方式であり、その実績から、委員会ではトー ラス系磁場閉じ込め方式のトカマクとヘリカルを主として検討することとした。

2.3 核融合反応の特徴

核融合開発においては、高温高密度プラズマの発生させやすさおよびその維持時間の長 さから、磁場閉じ込め方式が、また反応の生じやすさから重水素-トリチウム(D-T)核融合 反応を利用した方式が有力である。つまり、DT磁場閉じ込め装置の開発が有効と考えられ るが、同装置の特徴として以下があげられる。

- ○燃料供給を止めればすぐにプラズマが消滅(反応停止)すること
- ○少量の不純物混入でもプラズマが消滅(反応停止)すること
- ○過度の出力上昇の場合(反応が進んで He の存在量が増加する場合)にもプラズマが消滅(反応停止)すること
- また、安全上の特徴として以下があげられる
- ○連鎖反応ではないため反応度事故が起こらない
- ○崩壊熱が小さいため停止後の能動的な冷却装置を必要としない
- ○高レベル放射性廃棄物が発生しない

2.4 核融合開発の歴史

我が国における核融合エネルギー利用に向けた大型核融合装置開発では、プラズマ研究 のための核融合試験装置として、日本原子力研究所(現量子科学技術研究開発機構(QST))に よるトカマク型のJT-60が1985年に、核融合科学研究所(NIFS)によるヘリカル型のLHDが 1998年に建設され、それぞれ実験が行われてきた。一方で、国際協力で進める核融合実験 炉としてはトカマク型を指向し、ITER が建設されているところである。

この後の核融合発電を実証する装置として、トカマク型の JA DEMO(QST)、ヘリカル型の FFHR(NIFS)の設計が進められている。さらに近年は、核融合のスタートアップ企業により 種々の DT 核融合装置が計画されているところである。図 2-1 に核融合発電への開発の道筋 を示す。

2.5 核融合エネルギーに関する昨今の状況(フュージョンエネルギー戦略等)

近年の核融合スタートアップ企業設立の動きを受け、内閣府で核融合開発に係る「フュ ージョンエネルギー・イノベーション戦略」(2023年4月14日統合イノベーション戦略推 進会議決定)が決定された。その概要を図2-2に示す。この中で核融合の安全確保の基本 的な考え方検討タスクフォース(安全確保TF)が内閣府に設置され、約1年間の検討の結 果、報告書「フュージョンエネルギーの実現に向けた安全確保の基本的な考え方(2025年 3月25日イノベーション政策強化推進のための有識者会議「核融合戦略」決定)がとりま とめられた。

本委員会では、上記事項の聴取により、核融合開発の経緯、特徴、現在の状況の情報を 共有した。さらに、内閣府の安全確保 TF の検討と並行して、技術的側面から核融合発電の もつ潜在的リスクを検討する場であること、当面は閉じ込め性能が良い磁場閉じ込め方式 を対象として検討することを了承した。



図 2-1 核融合発電炉への開発の道筋



図 2-2 フュージョンエネルギー・イノベーション戦略の概要

参考文献:内閣府フュージョンイノベーション戦略

<u>https://www8.cao.go.jp/cstp/fusion/fusion_senryaku.pdf</u> フュージョンエネルギーの実現に向けた安全確保の基本的な考え方 https://www8.cao.go.jp/cstp/fusion/anzenkakuho.pdf

3. 既設の核融合研究関連施設等における潜在的リスクとその対応

ここでは、核融合試験装置としてのJT-60、核融合実験炉のITER及びJAEAのトリチウム研究施設(TPL)の3ケースについて、それらの潜在的リスクとそのリスク回避のための対策(安全規制)を調査した。

- 3.1 JT-60
 - 1) 概要

JT-60 は、1985 年に軽水素(H-H) プラズマ放電を開始した日本で最大の核融合試験装置(磁場閉じ込めトカマク型)である。運転に先立ち、1984 年に電離則による X 線発生装置として届け出を行っている。その後、H-H プラズマ実験を実施した後、重水素(D-D)プラズマ実験のために 1989 年に RI 規制法(当時は放射線障害防止法)の放射線発生装置の許可申請を行った。許可後、装置の改造を行い、1991 年より重水素プラズマ実験を開始し、所定の成果を上げた後、2009~2012 年にかけて解体された。

その後 JT-60SA (超伝導磁石を用いた装置)として再組み立てし、2019 年に RI 規制

法の申請を行い、2023 年に JT-60SA のファーストプラズマを生成し、現在さらなる重水 素プラズマ実験に向けた装置整備を実施している。

2) 潜在的リスク

JT-60の放射線のリスクとしては以下があげられる。

- ・重水素運転で発生する放射線及び放射化物
- ・重水素同士の核融合反応(DD)によって発生するトリチウム

3) リスクへの対処

上記潜在的リスクに対応するために JT-60 では以下の対策を取っている。

- ・RI 規制法で放射線発生装置として規制され、放射線障害防止の観点から遮蔽・入域管理 等で被ばくの防止のための図 3-1-1 中の基準を満足させるよう設計されている。
- ・放射線発生装置としては法令に定義がないため、図 3-1-1 に示す告示で規定
- ・中性子発生数の制限により放射化物発生を制限し、従事者被ばく、公衆被ばくを担保
- ・一部 RI 使用施設(非密封トリチウム)として RI 使用許可を得ている。
- ・重水素運転で発生する放射線及び放射化物については、JT-60の運転により発生するものであり、装置が停止した場合には、これら放射線及び放射化物の発生は止まり、速やかに減衰するので、それら(中性子線、2次γ線、空気の放射化(⁴¹Ar、¹³N))に関する潜在的リスクはないと考えられる。
- ・JT-60の重水素核融合反応によって発生するトリチウムに関しては、JT-60が停止したとしても、その一部は真空容器内のタイル内に取り込まれるため、真空容器内に残留しているトリチウムの存在が潜在的なリスクとして考えられる。しかし、仮に年間発生量のトリチウム(5.5×10¹⁰Bq)がすべて真空容器内に残留し、何らかの事象で全量が大気放出(地上放出)されたとして評価しても、事業所境界において5×10⁻² µ Sv 程度であり、RI 規制法における法令値(250 µ Sv/3 月)に比べて十分低く、潜在的リスクは低いと考えられる。
- ・JT-60SA で重水素核融合反応によって発生するトリチウムに関しては、JT-60SA の将来的 運転においても中性子発生量は JT-60 の数十倍程度(トリチウムの発生量は中性子発生 量に比例)であり、何らかの事象で同様に大気放出されたとしても事業所境界における 線量は十分低いので潜在的リスクは低いと考えられる。



図 3-1-1 JT-60 のリスクへの対応状況

このように、本委員会では、既存の重水素プラズマによる核融合装置は基本的に放射線 発生装置として扱われ、従事者被ばくを除き、一般公衆の被ばくの観点からはリスクは小 さいことの情報共有を行った。

参考文献:QST JT-60 RI 使用許可申請書

3.2 トリチウムプロセス研究棟(TPL)

1) 特徴

トリチウムプロセス研究棟(TPL)は、核融合燃料システム開発と大量トリチウム取り扱い 技術開発を目的として建設された日本で唯一の3.7×10¹⁴Bq(トリチウムの水素ガス換算で 約1g)以上の規模の非密封トリチウムの使用施設である。建設は1985年に完了し、その 後、トリチウムの使用許可(3.7×10¹⁵Bq(10g))を取得後、トリチウムを用いた研究を開始 し、トリチウム貯蔵量の増加に伴う最大貯蔵許可は2.2×10¹⁶Bq(約60g)であった。(現在 の使用許可量は2018年の変更申請により、1.8×10¹⁵Bq(約50g)となっている。)なお、 TPL は日本原子力研究開発機構(JAEA)から核融合部門の量子科学技術研究開発機構(QST)へ の分離統合後も JAEA の管理下に残り、QST が TPL を借用して ITER のトリチウム除去系性 能確証試験を実施してきたが、2022年の試験終了に伴い廃止措置に向けた準備活動が開始 されている。

2) 潜在的リスク

・トリチウムは低エネルギーの β線(最大 18keV、平均~5keV)を放出する水素の放射性同 位体元素であり、密封状態であれば遮蔽は容易であり、外部被ばくは皮膚のみにとどま るため、外部被ばくによる重大な障害が発生する恐れはほとんど無い。しかしながら、 たとえば分子状のトリチウムは高温では金属中を透過しやすい性質を有するので、密封 の方法に配慮が必要なこと、また、トリチウムは水素と同じく他の物質と反応しやすい 性質や引火性を有するなど取り扱いが難しいこと等、その物理的、化学的特性が他の放 射性同位元素とは異なる点に注意が必要である。

- TPL では大量(グラムレベル以上)の非密封トリチウムを使用するため、大量(グラムレベル規模)のトリチウムが放出されるような異常時を考えた場合、敷地境界での公衆 被ばくは 1mSv/年を担保する種々の制限値を超える可能性(RI 規制法告示別表の規定値等)がある。
- ・トリチウム施設は、上記の特性を考慮して、特にグラム規模以上のトリチウムを非密封 で取り扱う場合には、従事者被ばくを100mSv/5年以下、公衆被ばくを1mSv/年以下とす るための対策が必要である。
- 3) リスクへの対処

上記のリスクを回避するために以下の対策を行っている。

 TPL は国内初のグラムレベル以上のトリチウムを取り扱う研究開発施設であるため、RI 規制法での使用施設としての要求事項に加え、旧科学技術庁内規:トリチウム大量取扱 施設安全審査専門家報告書に基づく対策を施すことで従事者と公衆の放射線障害防止対 策を講じている。

主な対策として、

- ・トリチウムは一部の機器を除き、大気圧以下で運転
- ・多重格納系の設置
- ・格納系毎のトリチウム除去システムの設置
- ・火災・爆発防止対策(グローブボックス雰囲気の不活性化等)
- ・自然現象への対処(耐震設計:B-クラス等)
- ・非常用電源等
- を備えることが求められている。

図 3-2-1 に TPL でのトリチウムの閉じ込め概念を示している。



除染係数=(除去前の濃度)/(除去後の濃度) 10,000 は 99.99%を除去 1 mmAq = 9.80665 Pa

図 3-2-1 TPL でのトリチウム閉じ込め概念

このように、本委員会は、大量トリチウム使用施設では、従来の RI 規制法の要求に加 え、上記の安全対策の追加措置を行い、リスクを回避していることを聴取し、トリチウム 施設に関するリスク回避策の情報共有を行った。なお、TPL では、上記対策を措置するこ とによって数 10g のトリチウムを 30 年以上安全に取り扱ってきた実績があることも紹介さ れている。

参考文献: JAEA 原科研 RI 使用許可申請書(TPL 該当部分) Y. Naruse et.al., Tritium Process laboratory at the JAERI, Fusion Eng. Des. 12(1990) 293-317

3.3 ITER

1)特徴

ITER は現在フランスで建設が進められている7極の国際協力によるDT 核融合実験炉である。図 3-3-1に ITER の主要な仕様と経緯を示す。

日本は平成14年(2002年)にITER 誘致を表明し、国内建設に向けたITER 規制のあり方の検討を行った経緯がある(原子力安全委員会、文部科学省:ITER 安全規制検討会)。その際にITER が持つ安全上のリスクとその対応策が検討された。

●意義

◇核融合エネルギーの実現の見通しを得る。

●技術目標

◇核融合出力と外部からの入力の比が10以上の燃焼プラ ズマを長時間(300~500秒)生成する。
◇超伝導コイルや加熱装置などの核融合工学技術を統合し、 その有効性を実証する。
◇将来の核融合炉で必要なブランケットなどの機器試験。

◇環境・安全性の実証、等

●経緯·計画

1985年11月の米ソ首脳会談が発端 1988年~2001年7月 概念設計活動・工学設計活動を実施 2001年~2006月 政府間協議 2007年10月 ITER協定発効、ITER機構設立





0	5	10	15	20	25	30	35		
	建設段 (10年)	皆	運	転段階	〔20年〕		除染 段階	廃止 段階	
協業	本 定 効 開	体 設 始	プラズマの 点火	D		除染 段階	[約5年) [協定終了	
	参加極	<u>R</u>							

日本、ユーラトム、ロシア、米国、中国、韓国、インド

主要パラメータ

500 MW
≥ 10
300-500秒
6.2 m
2.0 m
15 MA
約840立方米
2万3千トン



図 3-3-2 フランスに建設中の ITER (2021 年 12 月)

2) 誘致当時の ITER のリスク

ITER の持つ潜在的リスクとして以下の事項が抽出された。

- ・敷地内に大量のトリチウム(4kg、うち真空容器内に最大 1kg)を保有
- ・DT 核融合反応による放射化物の生成
- ・トリチウム内包機器への強い電磁力の作用
- ・トリチウム内包機器への高熱負荷の作用

3) リスクへの対処

ITER の持つリスクを考慮し、原子力安全委員会での見解をも踏まえ、ITER 安全規制検討 会は最終報告書「ITER の安全確保について(平成 15 年 11 月)」により以下を提言した。

ITER の安全上の特徴

- ・核融合では核的暴走の危険性はない(核融合反応は核分裂反応と異なり連鎖反応ではない ため)
- ・考慮すべき潜在的危険性は、トリチウムや放射化ダスト等の放射性同位元素を内包すること及び核融合反応に伴う熱や磁気エネルギー等により放射性同位元素を内蔵する機器に荷重が作用すること

ITER の安全確保の基本方針

安全確保の目的

- ・公衆及び従事者に放射線障害を及ぼす恐れがないように措置を講ずること
- 主要な安全要件
- ・放射性同位元素を内蔵する機器の構造強度等を確保することにより放射性同位元素の漏 えい等の事故の発生防止が図られること
- ・トリチウム除去機能を有する排気設備等による事故の影響緩和がなされること

ITER の安全確認の基本的手続き

・基本設計、詳細設計、建設段階、運転段階、及び廃止措置の段階に応じてあらかじめ示した基準等に基づき行う。

本委員会は、ITER 国内誘致の際には、大量(kg 規模)のトリチウムの使用の他、プラズ マや超伝導磁石等が有するエネルギーに鑑み、それらがトリチウムなどの閉じ込め障壁に 作用し得ることを考慮し、トリチウムなどの閉じ込め異常時の緩和系の設置と安全評価を 行うこととしたことを聴取し、ITER 誘致時に検討されたリスク回避策に関する情報共有を 行った。

参考文献: ITER 安全規制検討会報告書「ITER の安全確保について (平成 15 年(2003 年)11 月)

4.諸外国での検討例

4.1 英国の事例

- ・2021年5月、英国政府は、「核融合エネルギー規制に関する報告書」を発表し、核融合 規制の検討を開始
- ・核融合炉の異常事象として設計基準事象(Acc1)、設計基準外事象(Acc2)、最悪事象を評価し、その発生頻度と影響の度合いを図 4-1 に示すリスクフレームワークマトリックスで比較しても核融合のリスクは小さいと結論
- ・英国安全衛生庁(HSE)が現在の規制アプローチとして安全面を規制する方針を決定
- ・2022 年 6 月、パブコメも踏まえて、現在の規制アプローチである「放射線規制の延長」 を継続することを発表。今後は、法制化に向けて細部を検討。



図 4-1 リスクフレームワークマトリックス

参考文献: Agile Nations Recommendations

https://www.gov.uk/government/publications/agile-nations ik-japan-and-canadajoint-recommendations-on-fusion-energy/agile-nations-working-group-on-fusionenergy-regulation-initial-recommendations

4.2 米国の事例

・原子力エネルギー革新・近代化法案(NEIMA)で核融合炉は先進的原子炉(Advanced Nuclear Reactor)に分類。

・政府は米国原子力規制委員会(NRC)に 2027 年までに先進的原子炉の規制枠組みを構築す るよう指示 ・NRC は核融合の規制枠組みを産業界等との協議の下で検討

・当面計画されている核融合炉はリスクが小さいため、加速器に区分し、その副産物の規制に使用される 10CFR30 の下で規制することに決定(2022 年)。

参考文献: SECY-23-0001 - OPTIONS FOR LICENSING AND REGULATING FUSION ENERGY SYSTEMS

本委員会では、上記の英国および米国の核融合の安全確保策の検討状況に関する情報共有を行った。

5. 日本の核融合原型炉の基本概念と潜在的リスク及びその対応

5.1 JA DEMO

1)特徴

JA DEMO は、文部科学省の核融合科学技術委員会が 2019 年 11 月「原型炉概念設計の基本設計」報告書に示した原型炉の3つの要件(数十万 kW の電気出力、実用に供しうる稼働率、燃料(トリチウム)の自己充足性)を満たすべく、産学連携の原型炉設計合同特別チームにおいて設計を進めている核融合発電の原型炉である。基本仕様を図 5-1-1 に示す。特徴として、1.5GW の核融合出力(電気出力:発電端 0.64GW (640MW)、加熱装置や所内電力利用後の送電端 0.25GW (250MW))、冷却水条件として加圧水型原子炉(PWR)と同等の高温高圧水による冷却を行う。トリチウムインベントリは ITER と同様の~4kg(目標値)である。

安全上の特徴

JA DEMO は以下の安全上の特徴を持つ。

- ・核融合反応は受動的に止まり、機器は自然循環で冷えるので、放射性同位元素の閉じ込めが主な安全要件である。
- 核融合反応は、微量な冷却水/不純物で反応が受動的に止まり、また、崩壊熱も小さい。
- ・可動性の主なソースタームは燃料であるトリチウムであるが、真空容器を含む燃料サイクル機器内や放射化機器を保管するホットセル内など敷地内に分散している。

2) 潜在的リスク

JA DEMO での潜在的リスクとして、QST は以下の項目を要因として想定している。

- ・ITER と同程度のトリチウムインベントリ(~4kg)
- ・放射化ダスト:タングステン
- ・放射性腐食生成物(ACP):鉄系材料
- ・トリチウム内包機器への強い電磁力の作用(ITERの2~3倍)
- ・トリチウム内包機器への高熱負荷の作用(ITER の 2~3 倍)
- ・冷却水のエンタルピー(ITER の約5倍)

図 5-1-2 に JA DEMO の燃料システム構成を、表 5-1-3 に JA DEMO でのトリチウムのインベ ントリ分布を存在状態とともに示す。 上記リスク要因を起因として、トリチウム等の放射性同位元素を内包し、過加圧等により 損傷する可能性がある機器として以下を想定している。

- ・真空容器:冷却水漏えい時に発生する水蒸気による過加圧
- ・燃料システム同位体分離系:冷媒喪失時の液体水素同位体気化による過加圧

・増殖ブランケット:高温蒸気との化学反応で発生する水素による爆発

3) リスクに対する対処

上記潜在的リスクに対処するため、QST は以下のように安全確保の目標を放射線障害の 防止とし、原則として ALARA (合理的に達成可能な被ばくの低減)を設定し、ITER の国内誘 致時の検討結果と同じ方針を踏襲した安全に関する基本方針を仮定している。

基本方針

- ・平常時公衆被ばく 1mSv/年 従事者 100mSv/5 年
- ・事故発生の防止
- 事故時影響緩和設備を考慮

・影響緩和設備規模などの評価のために事故評価を実施

(事故評価の条件として、発電用原子炉の事故時の判断基準(敷地境界 5mSv/事故)を準用 し、事故シナリオの想定でも、発電用原子炉の設計基準事故で想定される事故発生防止設 備の破損+影響緩和設備の単一故障+商用電源を期待せず冗長性を有する非常用電源の配 備を準用している)

この基本方針に基づき、以下の安全設計方針と安全評価方針を設定している。

安全設計方針

想定起因事象は ITER 誘致時に検討された FFMEA (Function Failure Mode and Effect Analysis) に JA DEMO のブランケットや発電機能等の追加機能に対しても考慮した事象を 選定し、抽出された起因事象に対して必要な安全設備を設定している (APPENDIX I 参照)。 安全設備としては以下の設備が必要であると想定している。

- ・圧力緩衝系(サプレッションタンク):真空容器や建屋などの閉じ込め領域の圧力上昇の 緩衝
- トリチウム除去系:トリチウムの環境放出の防止と緩和
- ・保護リミター:ディスラプション*対策
- ・ベリライド中性子増倍材の採用:水-ベリリウム反応による水素発生防止
- * 核融合反応プラズマが何某かの影響により、瞬時に消滅する現象で、真空容器内の機器に局所的に熱や電磁力を与える可能性がある。

安全評価

FFMEA に基づいて起因事象に対する事象進展を解析し、透過等によりトリチウムを内包 し得る冷却水のエンタルピーの大きさから、最も重大な影響を与えるシナリオは、以下の 2事象であることがわかった。

・真空容器内冷却材漏えい事象

環境へのトリチウム漏えい量は 500Bq 程度で、敷地境界での公衆被ばく線量は 5×10⁻¹¹ μ Sv 程度であった。

・真空容器外冷却材漏えい事象

環境へのトリチウム漏えい量は 7×10¹¹Bq(0.002gT)程度で、敷地境界での公衆 被ばく線量は 0.08 μ Sv 程度であった。

→安全解析の結果、両事象ともに敷地境界での公衆被ばく線量はわずかであった。

放射性廃棄物の発生

JA DEMO で想定される運転期間(~20年)に発生する放射化物に関しても見積もられており、最大の放射能濃度でも低レベル放射性廃棄物(L2:コンクリートピット)に区分されること、発生量は多いが、機器の再利用と材料をリサイクルすることで40%の減容が可能と評価されている。



- ✓ 核融合出力:1.5 GW
- ✓ 主半径:8.5 m
- ✓ 冷却水:温度 290℃ 325℃ :圧力 15.5 MPa



表 障壁への影響と放射性物質の移行に寄与する内部エネルギー

	JA DEMO	参考:ITEF	
ーニブー	熱エネルギー (GJ)	0.87	0.36
	磁気エネルギー(GJ)	0.45	0.37
超伝導コイル	磁気エネルギー(GJ)	166	~ 50
ふわれ	増殖ブランケット、エンタルピー(GJ)	1,300	227
うちょう	ダイバータ、エンタルピー(GJ)	230	76
崩壊熱	崩壊熱 運転終了直後(MW)		11
化类反应	ベリリウム + 高温蒸気(GJ)	TBD	500
16子汉心	タングステン + 高温蒸気(GJ)	200	

安全上の特徴

- ✓ 放射性物質の閉じ込めが肝要
 ✓ 冷却水のエンタルピーが実験炉
 ITERと比べて5倍に至る。
 - 冷却水漏えい事象時の
 障壁維持が肝要

図 5-1-1 JA DEMO の概念図と主要仕様



図 5-1-2 JA DEMO の燃料システム構成 表 5-1-3 IA DEMO の主要仕様とソースタームの分布

表 5-1-3 JA DEMOの主要仕様とソースタームの分布、存在形態								
システム	機器等	T存在量	T存在形態	備考				
真空容器	気相中	∼mg (~TBq)	水素ガス状	~100Pa				
	対向材料中	~数百g(<ebq)< td=""><td>固溶・トラップ等</td><td>低易動性、₩ダスト有</td></ebq)<>	固溶・トラップ等	低易動性、₩ダスト有				
燃料系	同位体分離	~数百g(<ebq)< td=""><td>液体水素</td><td>極低温 (<mark>高圧の可能性</mark>)</td></ebq)<>	液体水素	極低温 (<mark>高圧の可能性</mark>)				
	貯蔵系	∼kg (>EBq)	水素化物	[~] 100gのユニットで管理				
	T水回収系	<100g(10PBq)	水状	常圧 ~ <mg l(<tbq)<="" td=""></mg>				
	精製系等	<100g(10PBq)	水素状・化合物	大気圧以下、T量区画管理				
	燃料注排系	<100g(10PBq)	水素状・固体水素	ガス・ペレット注入系 排気系 大気圧以上の可能性有				
	BLK回収系	~数百g	水素状・水蒸気	大気圧以下、T量区画管理				
冷却水系	1次系	<mg l(<tbq="" l)<="" td=""><td>高温高圧水</td><td>300℃、15MPa、ACP有</td></mg>	高温高圧水	300℃、15MPa、ACP有				
	2次系	わずか	蒸気/水	トリチウム量は微少				

以上の設計・評価から、QST は JA DEMO の安全上の特徴と FFMEA による安全対策により 十分な安全性を確保しており、発電用原子炉と同様の事故評価**行った結果、内的事象に 関しては、発電用原子炉等における設計基準事故時の判断基準(5mSv/事象)を十分下回るこ とが確認された。JA DEMO の外的事象に関する設計上の考慮は途上であり、今後どの程度 の外的事象に対して考慮すべきかについての検討が行われることとなる。 **異常発生防止系の異常+緩和系の単一故障+商用電源に期待せず(冗長性を有する非常用電源の配備)

委員会においても、APPENDIX I に記載の FFMEA のシナリオ設定や環境中でのトリチウム 挙動モデルの妥当性等を確認し、JA DEMO の安全性は基本的に確保されているものと判断 した。ただし、詳細な設計が固まっていないため全体の熱バランス及び高温機器と低温機 器の隣接が各々の機器に及ぼす経時的影響等に関するコメントがあった。

参考文献: Y. Someya et al., "Safety study and environmental assessment on the Ja DEMO reactor"IAEA Fusion Energy Conf. (London, United Kingdom, 16–21 October 2023) IAEA-CN-316-1697, TECH-L&S Preprint: 2023(available at: https://conferences.iaea.org/event/316/contributions/27984/)

5.2 ヘリカル型核融合発電炉(NIFS 検討)

1)特徴

NIFS で以前検討されたヘリカル型核融合発電炉である。図 5-2-1 にヘリカル核融合発電 炉の概念図を示す。

ヘリカル型核融合炉はプラズマのディスラプションがなく、プラズマ対向機器破損のリス クが小さいため安全性が高いことが期待される。

ブランケットは液体ブランケット(FLiBe, Li-Pb)、2次系冷却材には超臨界炭酸ガスの使用を想定し、水冷却に比較して、水蒸気発生による加圧リスクが小さい特徴がある。ただし、液体金属(溶融塩)の使用によるリスクも想定される。

マグネットには高温超伝導材の使用を指向し、ヘリウムガスのインベントリが小さいた め、ヘリウムガス漏えいによる加圧リスクが小さいとの特徴を有する。





2) 潜在的リスク

ヘリカル核融合発電炉の潜在的リスクは ITER や JA DEMO と同様に

- ・大量のトリチウムインベントリ(量は未定)
- ・放射化ダスト
- ・放射化腐食生成物 (ACP)
- ・トリチウム内包機器への強い電磁力の作用
- ・トリチウム内包機器への高熱負荷の作用

が想定され、これに液体金属もしくは溶融塩のインベントリによるリスクが追加される。

3) リスクへの対処

上記リスクへの対処として

・RAMI によるプラント評価

·事故事象想定

(炉内冷却材喪失事故、炉外冷却材喪失事故、冷却材流量喪失、電源喪失、真空喪失等) ・設計・評価コードの検証と妥当性確認(V&V)

が行われた

本設計は過去に実施された設計活動であり、現在は活動が停止中である。このため、本 委員会は、現在設計中の最新のヘリカル核融合発電炉のヒアリングを次年度実施すること とした。

6. 核融合の潜在的リスクの検討

既存の核融合施設、計画中の核融合発電炉に関するリスクとその対処策を確認し、各施 設のリスクに応じた対策を取ることにより施設の安全確保がなされている、もしくは予定 であることが確認された。核融合施設の中で最もリスクが大きいと考えられる核融合発電 炉である JA DEMO では、異常発生防止系と異常状態が発生した場合の影響緩和系を備え、 その影響緩和系の有効性を確認するために原子炉と同じ事故評価を行った。そのとき、潜 在的リスク評価方法としては、以下の手法が考えられた。 (1) 炉内インベントリによるシナリオなしのリスク評価 (2) 安全機能と事象進展シナリオによる確率論的評価

ここで、(2)の確率論的評価に関しては、JA DEMO は装置の設計が固まっておらず、また運転経験もないことから故障確率データが不十分なため、QST は確率論を用いた評価を行っていない。このため、今回は確率論の評価を採用しなかったが、QST は今後進めることとしている。

(1) 炉内インベントリによるシナリオなしのリスク評価

潜在的なリスクの比較のため、核融合炉(JA DEMO)と発電用原子炉(ここでは BWR を想定)の潜在的影響を同じ指標を用いて比較することを試みた。

この比較の位置づけは、核融合炉と原子炉(BWR)が、各々有する安全設備に期待せずに公 衆や環境への影響を評価し、対象施設の被ばくポテンシャルを比較することで、「当該施設 で必要となる安全対策の厚み」を測るものである。

各々の敷地に存在する核種の潜在的影響を比較する目的で、敷地内の可動性放射性同位 元素(閉じ込め容器内に排出されうる代表核種)の総量を推定し、閉じ込め機能を敢えて 無視した上で全量放出したと仮定した場合のその敷地境界における公衆被ばく影響を、相 対評価した。ソースタームは敷地内に存在する核種すべてでは無く、異常発生時に短時間 で閉じ込め容器内に放出される可動性の高い核種(表 6-1)を選定した(注釈 1)。 注釈1

・核分裂炉施設においては、炉心内の放射性同位元素インベントリの放出に関して過去 の事故の経験を踏まえた放出メカニズムに沿った評価がされ、使用済み燃料プール内の インベントリは評価に含めていない。一方、核融合炉施設に関しては燃料再処理プラン ト内のインベントリも評価に含めている。

NUREG CR-7110 State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project vol.1 rev.1 APPENDIX A (2013)

NUREG-1465 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants (1995)

・核融合炉の真空容器や燃料再処理プラントは、トリチウム除去システムを備えた換気 空調システムによって負圧管理された建屋(2次障壁)内に設置されるが、当該除去機 能は本評価には含めていない。

評価対象は、以下の理由から敷地境界での一般公衆の被ばく線量を指標とした。トリチ ウムの場合の公衆被ばくは、内部被ばくの評価のみとなる。

トリチウムの環境への影響に関しては、以下の事項が想定されるが、原子力での汎用性 の観点から公衆の被ばく線量を指標とすることが妥当と判断された

- 1. 公衆被ばく: トリチウムは低エネルギーのβ線のみを放出する核種であり、外部被 ばくはなく、内部被ばくのみ。また低エネルギーのβ線のため、人体への影響は他の 放射性核種と比較して小さい。
- 2. 飲料水等の汚染: 飲料水が汚染された場合には摂取制限がかかるため(WHO 基準では 10,000Bq/L)飲料水起源の被ばくは考慮する必要がない。また、降雨で薄まると考えら れるため長期的な影響は小さいと考えられる。
- 3. 農水産物の汚染: 生体濃縮はないことが確認されており、影響は小さい
- 4. 土壌汚染: 外部被ばくを考慮する必要がなく、降雨で洗浄される (weathering 効果 がある) ため再放出での内部被ばくも長期的な影響は小さいと考えられる。

評価の結果と評価手法を表 6-1 及び図 6-2 に示す。評価の結果、公衆被ばくを指標とした場合、JA DEMO で想定される被ばく線量は、発電用原子炉(BWR)のそれに比べ約4桁小さいことが判明した。(表 6-1 の核種毎の線量換算係数は APPENDIX II (生物影響の比較)を参照)

	代表 核種	インベントリ (Bq)	エリア	相対値 敷地境界(@1 km)での被ばく線量 (※2)			泉量 (※2)	備考
プラント				各炉の相対値への寄与(%)			승計	
				外部被ばく: クラウドシャイン	外部被ばく: グラントシャイン	内部被ばく: 吸引	相対値	
核分裂炉 (3514 MW _{th})	Kr – 85	3.79 × 10 ^{16(※1)}	炉心	10⁻⁵ 以下				・瞬時に全量放出(100%)されたと仮定(※3)
	Xe - 133	7.02 × 10 ^{18(※1)}	炉心	0.01 以下				
	I - 131	3.38 × 10 ^{18(%1)}	炉心			96.41	1	・ 袖覆管損傷⇒ペレット ※融⇒ 終純 ※哭破損を仮定 (※3)
	Cs - 137	$3.74 \times 10^{17(\%1)}$	炉心	0.01 以下 (Ba-137m ^{※4})	0.01 以下 (Ba-137m ^{※4})	3.57		・炉心内の60%が格納容器気相中に移行後に環境放出を仮定
核融合炉 (1865 MW _{th})	H - 3 (HTO)	3.59 × 10 ¹⁷ (1000 g)	真空容器			99.99	1.4 × 10 ⁻⁴	 ・プラズマ内のTは0.22g、他は構造材に吸蔵されているが、 真空容器から瞬時に全量放出(100%)されたと仮定 ・建屋等の2次障壁は考慮せずに100%を環境へ放出すると仮定 ・真空容器中の化学形態は主にHTであるが、冷却水配管破断時には、影響の大きいHTOに変換される可能性を保守的に考慮
	H - 3 (HT)	2.51 × 10 ¹⁷ (700 g)	燃料サイクル (水素同位体 分離器)			0.01		 ・水素同位体分離器から全量放出(100%)を仮定 ・建屋等の2次障壁は考慮せずに100%を環境へ放出すると仮定 ・化学形態はHTを仮定

表 6-1 潜在的リスク評価結果

%1: "NUREGCR-7110State-of-the-ArtReactorConsequenceAnalysesProjectvol.1rev.1" APPENDIXA

※2:1km先での被ばく線量を標準的なD/Q、χ/Qを用いて評価、 ※3:NUREG-1465(更新ソースターム)のEx-Vessel放出までの総量

※4:外部被ばくでは、Cs-137からBa-137mへの壊変確率を考慮したガンマ線平均実行エネルギーで評価







なお、本委員会での検討において、トリチウムの環境影響因子には、トリチウムの環境 放出のいわゆる風評被害に関する議論が確実に想定されるため、社会的受容性に関する対 話の方針を含めた対応策の確立が必要であるとの指摘がなされた。

また、トリチウム被ばくの相対的な影響は他の放射性核種と比較して小さいと判断され るが、東京電力福島第一発電所(1F)事故における ALPS 処理水の海洋放出の継続的モニタリ ング状況の把握や、核融合燃料としてのトリチウム環境影響研究を進め、非常に低濃度

(低線量被ばく)でもどのような影響があるかを長期継続的に調査する必要があるとの意 見も出された。

原子炉とのリスクの比較に関しては、核融合発電炉と発電用原子炉の熱出力の違い、原子炉の炉型が BWR とされている点、環境中移行モデルの妥当性、小型モジュール炉(SMR)の 開発状況から考えれば一般的な原子炉より SMR との比較に留意すべき、等の意見が出され たが、議論の結果、大枠での評価結果としてはおおむね妥当との意見の収束を得た。 一方で、最大のハザードを安全評価の条件に設定した、敷地境界での被ばく評価や敷地外 での対策の有無は社会の関心事であるが、実際の IF 事故では事故時の比較的短期的な公衆 の被ばくより、長期の Cs による土壌汚染により長期にわたって帰還困難な状況が継続して いることが問題となっている。この観点から、発電用原子炉の場合には、異常時に 100TBq の Cs 放出以下にするといった指標が議論されている。核融合炉の場合、トリチウムが長期 に土壌汚染する可能性も影響も小さいとは認識されるところ、どのような数値を安全上の 装置性能評価の指標(Figure of Merit)とできるのかは議論が必要であるとのコメントも 出されている。

今後、設計の進展に応じ、確率論的な評価や外的事象等の潜在的リスクの検討を進める こととした。

7. 今後の検討事項

本中間報告で調査検討した結果を基に、さらに以下の検討を進める予定である。

- ・民間企業が計画する DT 核融合装置のヒアリングとリスクの検討 (京都フュージョニアリング、ヘリカルフュージョン等)
- ・核融合装置の規模(トリチウムインベントリ等)と公衆影響の感度解析
- ・1F 事故後の ALPS 処理水の経験も考慮し、核融合の潜在的リスクに基づいた社会的受容性に関する検討等
- ・核融合炉の具体的な設計(エンジニアリング等)と対比した安全評価解析の方法の検討

以上

「核融合炉の潜在的リスクとその評価手法」研究専門委員会 委員リスト

	区分	氏名	所属
1	主査	林巧	量子科学技術研究開発機構/(株)アトックス
2	幹事	橫峯 健彦	京都大学
3	幹事	中村 博文	量子科学技術研究開発機構
4	幹事	坂本 宜照	量子科学技術研究開発機構
5	委員	橋爪 秀利	東北大学(R7 年 3 月まで)
6	委員	波多野 雄治	東北大学
7	委員	笠田 竜太	東北大学
8	委員	鳥養 祐二	茨城大学
9	委員	古谷 正裕	早稲田大学
10	委員	寿楽 浩太	東京電機大学
11	委員	吉橋 幸子	名古屋大学
12	委員	長壁 正樹	核融合科学研究所
13	委員	笹谷 めぐみ	広島大学
14	委員	横山 須美	長崎大学
15	委員	柿内 秀樹	環境科学技術研究所
16	委員	大場恭子	日本原子力研究開発機構
17	委員	中村 秀夫	日本原子力研究開発機構
18	委員	谷川 博康	量子科学技術研究開発機構
19	委員	染谷 洋二	量子科学技術研究開発機構
20	委員	近藤 寛子	マトリクスK
21	委員	坂場 弘	三菱重工業
22	委員	早川 敦郎	東芝エネルギーシステムズ
23	委員	木戸 修一	日立
24	委員	デフランコ 真子	日揮
25	委員	宮田 浩一	JANUS
26	委員	井野 孝	 京都フュージョニアリング

会合開催状況

(1)	第1回委員会
	開催日時:2024年6月25日(火)13:00-15:00
	出席者: 29名
	主な議題: (1)設立趣旨説明、(2)核融合概要について
(2)	第2回委員会
	開催日時:2024年7月16日(火)15:00-17:10
	出席者: 22名
	主な議題: (1)既設核融合装置の潜在的リスクと対応について
(3)	第3回委員会
	開催日時:2024年8月19日(月)15:00-17:30
	出席者: 23名
	主な議題: (1)計画中の核融合発電炉のリスクと対応について
(4)	第4回委員会
	開催日時: 2024年10月8日(火) 13:00-15:00
	出席者: 23名
	主な議題: (1)核融合炉へのリスクの評価手法について、
	(2)海外の核融合リスク(規制)の検討状況について
(5)	第5回委員会
	開催日時: 2024年12月3日(火) 10:00-12:00
	出席者: 25名
	主な議題: (1)核融合炉の潜在的リスク(原子炉との比較)について
(6)	第6回委員会
	開催日時: 2025年2月20日(火) 13:00-15:00
	出席者: 23名
	主な議題: (1)核融合炉の潜在的リスク(原子炉との比較)について
	(2)中間報告書(骨子)について
(7)	第7回委員会
	開催日時: 2025年4月15日(火) 15:00-17:00
	出席者:27名

主な議題: (1)中間報告書について

APPENDIX

APPENDIX I

主要な起因事象及びそのシーケンス

日本の原型炉(JA DEMO)では、FFMEA(Functional failure mode and effects analysis)とMLD(Master Logic Diagram)に基づき、想定される起因事象を分析・抽出している。FFMEAは、細かい様々な(「代表事象を決定できるほど多種多様な」という意味)事象を明確化することではなく、全体の大まかな異常事象を把握するためのもので、設計段階である原型炉においては適切な分析方法と考える。今後、機器レベルで設計を明確化・詳細化を進めることにより、代表事象の選定妥当性の根拠にできる事象分析が可能になり、これまでに実施されているFFMEAの結果は、その異常事象分析の基礎となる。

II-1. 検討方法

原型炉における主要な起因事象及びそのシーケンスを見出すためには、設計進捗に基づいて事象の進展を検討することが肝要である。なお、検討の際には原型炉の安全設計方針に基づいて設置する設備を考慮することになる。図 AI-1に抽出方法と手順を示す。

(1) 原型炉における事象選定

原型炉において想定する起因事象は、①ITER 誘致時検討で想定された起因事 象を選定する。次に原型炉施設と ITER 施設のシステム構成を比較して、② ITER 施設に無く、原型炉施設にあるシステムに対して想定される起因事象を抽 出・選定する。この抽出は予備的な FFMEA を実施する。この①と②の方法で選 定した事象で、原型炉の起因事象として抜けが無いかを MLD 法により確認す る。

(2) ITERの安全設備を想定した場合の事象進展の検討

ITER のシステム応答解析を行っている事象及び最大想定起因事象について、 ITER と同じ安全設備を想定して「ITER 誘致時の安全確保の考え方」で示した ITER の安全設計方針に基づいて安全設計が行われているとして、原型炉の場合 の事象の進展を検討する。

(3) 原型炉の安全設備の設定

(2)の検討結果から、原型炉の安全性を担保する上で必要と考えられる安 全設備を設定する。具体的にはシステム応答解析を行っている事象の検討から プラズマ停止系、残留熱除去系(例えば、自然循環による冷却機能を有する冷 却系)を安全設備とするかどうか、また、最大想定事象の検討から最終閉じ込 め障壁をコンファインメント施設からコンティンメント施設に見直す必要があ るかどうかを検討する。

(4) 原型炉の起因事象とそのシーケンスの検討

原型炉として設定した安全設備を考慮して、ITERのシステム応答解析を行っている事象及び最大想定起因事象の進展を検討する。同様に、ITER施設に無く、原型炉にあるシステムに対して想定される事象についても原型炉として設定した安全設備を考慮して異常の進展を検討する。これらの検討結果から主要な起因事象及びそのシーケンスを見出す。



図 AI-1 主要な起因事象及びそれのシーケンス検討の方法と手順

II-2. 原型炉の起因事象の選定

原型炉の想定起因事象は次の①及び②とする。

- ① ITER で選定された起因事象
- ② ITER 施設に無く、原型炉にあるシステムに対して想定される起因事象
- (1) ITER で選定された起因事象

ITER 国内誘致時に選定されている事象は次に示すシステム応答解析事象の16 事象と最大想定起因事象の5事象と合わせて21事象である。

システム応答解析事象

- 1. 核融合出力の過大 (プラズマ制御異常等)
- 2. ブランケット冷却系の熱除去能力の低下/喪失(ポンプ・電源異常等)
- 3. ダイバータ冷却系の熱除去能力の低下/喪失(ポンプ・電源異常等)
- 4. 熱負荷の局所的な集中
- 5. ディスラプションの熱負荷
- 6. 熱除去機能の低下(運転停止後)
- 7. ディスラプションの電磁力
- 8. トロイダルコイルのクエンチ
- 9. トロイダルコイルの短絡
- 10. ブランケットまたはダイバータの冷却配管の破損
- 11. 冷却系の圧力上昇(圧力制御異常等による)
- 12. クライオスタットの液体ヘリウム配管の破損
- 13. 液体ヘリウム冷凍系の圧力上昇
- 14. クライオスタットの真空境界からの漏洩
- 15. 水素同位体分離設備深冷蒸留塔冷凍機能喪失(トリチウム区画)
- 16. 燃料貯蔵分配設備におけるヒーターの誤作動

最大想定起因事象

- 1. 真空容器のポートに接続する配管損傷
- 2. ブランケット冷却配管の破損
- 3. ダイバータ冷却配管の破損
- 4. 燃料注入配管の破損(トカマク区画、トリチウム区画)
- 5. 水素同位体分離設備配管の破損(トリチウム区画)
- (2) ITER 施設に無く原型炉施設にあるシステムに対する起因事象

この起因事象は、該当するシステムに対して予備的な FFMEA を実施して選定する。原型炉ではプラズマを覆うように全面に配置する増殖ブランケットに対して予備的 FFMEA を実施する。なお、他のトリチウム回収系に関しては、設計の進捗に伴い分析することとする。

増殖ブランケットに対する予備的 FFMEA を実施するにあたり、まず代表的な故 障モードに対するシステムへの影響の検討を行い、その場合の必要な対策を設 定した。その後、設定した対策が講じられることを前提に予備的 FFMEA を実施 し、故障時の対応策については次の3ケースを想定した。なお、今回の検討で は、原型炉の中性子増倍材には、ベリライド(Be₁₂Ti)が選定されているが、 保守的に水蒸気との化学反応による水素生成率が高い Be を想定した。

- A) トリチウム回収系配管内の圧力検知システム:なし、トリチウム回収系配 管遮断弁閉止システム:なし、トリチウム回収系配管圧力緩衝機構(安全 弁、圧力緩衝タンク):なし、プラズマ燃焼停止系は安全設備としない
- B) トリチウム回収系配管の圧力検知システム:あり、トリチウム回収系配管 遮断弁閉止システム:有り、トリチウム回収系配管圧力緩衝機構(安全 弁、圧力緩衝タンク):有り、プラズマ燃焼停止系は安全設備としない
- C) トリチウム回収系配管の圧力検知システム:あり、トリチウム回収系配管 遮断弁閉止システム:有り、トリチウム回収系配管圧力緩衝機構(安全 弁、圧力緩衝タンク):有り、プラズマ燃焼停止系は安全設備とする

これらの条件に基づく、予備的 FFMEA 検討により類似の摘出された事象は次の 4 事象である。

- (a) 中性子增倍材層内冷却管破損
- (b) 中性子増倍材層内冷却管微小リーク
- (c) 第1壁冷却管破損(真空容器側)
- (d) 筐体落下

ここで、(a) 中性子増材層内冷却管破損(以降は増殖ブランケット内冷却管破 損と呼ぶ)を選定する。ただし、(b) 中性子増倍材層内冷却管微小リークも水 素爆発のリスクが高いので注意が必要である。(c) 第1壁冷却管破損(真空容 器側)は、ITER で選定した(10) ブランケットまたはダイバータの冷却配管の 破損と同じであるので省く。(d) 筐体落下は発生した場合、最も影響が大きい 事象であるが、真空容器内での機器落下解析の結果から二重壁である真空容器 内のリブ間隔を狭くすることで(d) 事象時の影響を抑えられると共に万が一に 損傷を受けても二重壁の内壁が損傷するだけで外壁には問題ない。

⁽³⁾ MLD (Master Logic Diagram) による検討

ITER では、ボトムアップで事象を摘出する方法とトップダウンで事象を摘出す る方法の2つの異なった方法を用いて、放射性同位元素が敷地外へ放出される 事象を可能な限りもれなく摘出することとしている。本検討では MLD によるト ップダウンにより事象の抽出を行う。

ITER では、MLD の頂上事象(レベル1)を敷地外への放射性同位元素の放出としており、レベル2を「放射性同位元素を内包する建屋からの放出経路」とし

てトカマク施設とそれ以外に分けている。レベル3は「hazardの放出源となる システム」としてホットセルや燃料サイクル等のシステム内の機器を定めてい る。ここでhazardousは放射性同位元素に限定していない。レベル4は「放出 される核種」としており、トリチウム、トカマク内のダスト等が該当してい る。各核種は固体、液体、気体として存在するので状態によっては放出にいた る条件が異なる。このため、液体、気体等の相条件でも分かれている。レベル 1 から4のITERのMLDを図AI-2[Ref. ITER Technical Basis, Plant Description Document, G A0 FDR 1 01-07-13 R1.0 Figure 5.5.1-1]に示す。 同様に原型炉のレベル1から4を図AI-3に示す。原型炉ではトカマク施設以 外として敷地内燃料貯蔵設備、発電設備、補機設備が加わり、トカマク施設で はホットセル、主燃料サイクル系がトカマク施設以外からトカマク施設に変更 とする。ブランケット・トリチウム回収系、トリチウム除去系、ブランケット モジュールがトカマク施設に追加した。また、原型炉固有のブランケットモジ ュールは重要な機器であるためレベル3に追加した。

レベル5以降は、レベル4までに定義され放出される核種が敷地外へ放出され るまでの条件を定義している。レベル5は「コンファインメントの機能喪失」 である。ITERの放射性同位元素は基本的には2重の障壁で格納されているため 第一次障壁と第二次障壁の損傷が重なると放射性同位元素が放出される。ただ し、核種の状態によっては2重のコンファインメントの機能喪失だけでは放出 にはいたらない。レベル6は「放出物質の可動性」とし、コンファインメント の機能喪失だけでは、放出されない核種は放出物質の可動性もAND条件とな り、放出にいたる。レベル7は「補助機能喪失」であり、喪失する機能として 定義されているのは、除熱の確保、水素インベントリ・化学反応の制御、冷却 材エネルギーの制御、磁場エネルギーの制御である。このレベルは補助機能の 喪失によりコンファインメント機能が喪失する場合があるため、このレベルを 追加している。レベル8はコンファインメントの機能喪失、核種の可動性、補 助機能の喪失へとつながる原因を具体的に示すレベルである。

図 AI-4 に原型炉のプラズマ蒸発生成物質のレベル 4~6 を例として示す。プラ ズマ蒸発生成物質は、プラズマのディスラプションにより生成されて可動性を もった物質が第一次障壁(真空容器及び貫通部)と第二次障壁(建屋)の機能 喪失により放出される事象要因を抽出したものとなる。ITER と原型炉の違い は、トカマク施設においても第二次障壁が建屋にあたる点である。他方、他事 象については、レベル3とレベル4での放出源となるシステム毎に ITER 国内 誘致時において検討された事象(上記の(1) ITER で選定された起因事象)を あてはめる。また、国内誘致時に検討された事象は、プラズマ運転中の事象で あるのでホットセルや敷地内の放射化物保管設備は対象外とした。 (4) 今後の課題

ここで検討している MLD では、レベル3、4 で放出源となるシステムと放出 される危険物質からブレークダウンし、コンファインメント喪失と可動性をも つことが放射性同位元素の放出につながるとしているため、危険物質の可動性 を持たせるシステムとコンファインメントとコンファインメント機能の補助シ ステムの機能喪失が対象となり、Tokamak 以外の機器の故障は直接的には抽出 されない。設計の進捗、FFMEA の進捗に対応して、たとえば Tokamak Cooling Water System (TCWS)をはじめ補助機能項目や故障要因の追加等を MLD に対し て実施していく必要がある。原型炉のシステム構成は今後も進捗していくこと もあって、MLD によるさらなる検討が必要である。

今回、検討した MLD 法は起因事象以外に放射性同位元素の放出に至る事象に 応じた要因も記述されるため、イベントツリーの作成・確認にも適用できる。 また、放射性同位元素ごとに整理されるため、安全解析時の放射性同位元素の 確認や漏れの有無、最大想定事故解析のイベントツリーの項目確認にも使用で きる。引き続き、原型炉設計の進捗に応じて FFMEA や MLD 等による事象抽出が 必要である。



図 AI-2 レベル1から4の ITER の MLD (Master Logic Diagram)



下線部は ITER と異なる箇所 ホットセル、燃料サイクル系はトカマク施設以外からトカマク施設に変更





図 AI-4 プラズマ蒸発物質 MLD レベル

APPENDIX II

トリチウムとよく知られた放射性核種との生物影響の比較

中間報告書6章にて述べた「核融合の潜在的リスクの検討」において、核融 合炉敷地と原子炉敷地における被ばくポテンシャルの比較を実施した。当該評 価では、両プラント共に内部被ばくが支配的である。図 AII-1 にトリチウムと よく知られた放射性核種における単位放射能吸入接種時の生物影響比較を示 す。この値は"ICRP Publications 119"の値に基づき整理した。図 AII-1 か ら核融合炉において支配的なソースタームであるトリチウム(水)に対して原 子炉で評価対象としたソースタームの中で生物影響が大きいヨウ素-131は3桁 の違いがあると分かる。中間報告書表 6-1 の潜在的リスク評価結果から両プラ ントの支配核種のインベントリ量(Bq)は原子炉側のヨウ素-131が1桁程度大 きいことから、両敷地間の生物影響の比較結果として 10⁴倍程度の違いがでる と分かる。



トリチウムとよく知られた放射性核種との生物影響比較

図 AII-1 核種の違いによる人体への影響比較