

核融合炉の潜在的リスクの現状整理と今後の検討の視点

日本原子力学会「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(R6.6～)での議論を通して

研究専門委員会主査 林 巧
QSTアソシエイト&ATOX顧問

令和7年10月30日

委員会設立の趣旨

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（令和5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」とされている。

本研究専門委員会では、政府における上記の議論と並行して、原子力研究者の立場から、核融合炉の潜在的风险を、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を示すことを目的とする。

委員会構成員と審議経緯

役職	氏名	所属	役職	氏名	所属
主査	林 巧	量子科学研究開発機構/(株)アトックス	委員	長壁 正樹	核融合科学研究所
幹事	横峯 健彦	京都大学	委員	笹谷 めぐみ	広島大学
幹事	中村 博文	量子科学技術研究開発機構	委員	横山 須美	長崎大学
幹事	坂本 宜照	量子科学技術研究開発機構	委員	柿内 秀樹	環境科学技術研究所
委員	橋爪 秀利	仙台高専	委員	大場 恭子	日本原子力研究開発機構
委員	笠田 竜太	東北大学	委員	中村 秀夫	日本原子力研究開発機構
委員	鳥養 祐二	茨城大学	委員	谷川 博康	量子科学技術研究開発機構
委員	波多野雄治	東北大学	委員	染谷洋二	量子科学技術研究開発機構
委員	古谷 正裕	早稲田大学	委員	坂場 弘	三菱重工業株式会社
委員	寿楽 浩太	東京電機大学	委員	早川 敦郎	東芝エネルギーシステム株式会社
委員	近藤寛子	合同会社マトリクス K	委員	木戸 修一	(株)日立製作所
委員	宮田 浩一	JANUS	委員	デフランコ 真子	日揮グローバル株式会社
委員	吉橋 幸子	名古屋大学	委員	井野 孝	京都フュージョニアリング株式会社
			委員	中村 誠	(株)Helical Fusion

青字部分: R7年度の所属変更 & 委員追加

経緯

- ・R6年度中に7回の委員会を開催し、中間報告書を取りまとめた。
- ・R7年度も既に3回検討を行い、今年度に最終報告書を作成予定。

中間報告書の構成

1章2章:経緯と概要: 核融合の原理、装置の仕組み、特徴、開発の歴史、現状と今後の計画を整理。

3章:既施設等とのリスクと対応: JT-60(U,SA)、トリチウムプロセス研究棟(TPL)、ITERなどの施設(国内誘致時)におけるリスクとその対策を確認。

4章:諸外国の事例: 英国や米国での核融合規制の検討状況を確認。

5章:日本の原型炉概念と潜在的リスク: JA DEMO(設計、潜在的リスク、安全設計方針、安全評価、廃棄物発生)と、ヘリカル型(特徴、潜在的リスク、リスク対応)を整理。

6章:潜在的リスクの検討: 核融合と原子炉のリスクを比較し、核融合炉のリスクがどの程度かを確認。

7章:今後の検討事項: 民間企業の核融合装置の調査、装置規模と影響の感度解析、社会的受容性の検討、安全評価方法の改善など。

1章2章：経緯と概要(1)

試験装置

Test device

科学的実現性

JT-60



超高温プラズマ
の実現

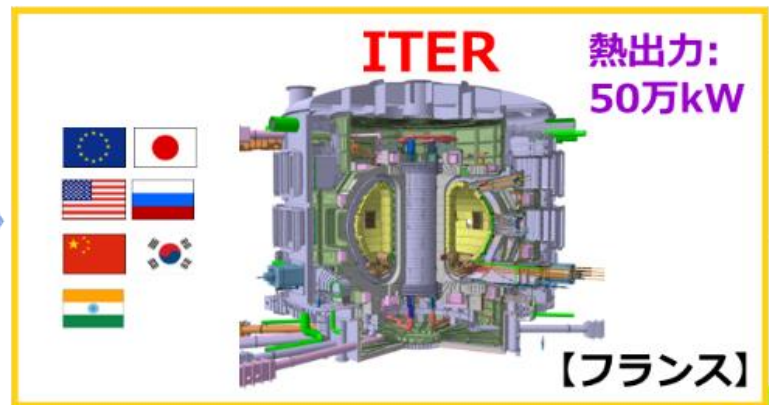
世界最高イオン温度
5.2億度を達成

現在

実験炉

Experimental reactor

核融合燃焼の実証



今世紀
中葉

原型炉

DEMO reactor

発電実証

電気出力: 数十万kW



- ブランケット試験体(ITER-TBM)計画
- 核融合中性子源(A-FNS)計画

ITERを支援する

ITERでできないことを補う

幅広いアプローチ活動 Broader Approach (BA) activities

【茨城 那珂研】

サテライト・トカマク計画事業 (JT-60SA)

【青森 六ヶ所研】

IFERC事業
原型炉設計
スーパーコンピュータ
ITER遠隔実験

IFMIF/EVEDA事業
材料照射施設のため
の世界最大電流の加
速器開発

IFERC:
国際核融合エネルギー研究センター

IFMIF/EVEDA:
国際核融合材料照射施設/工学実
証・工学設計活動

1章2章：経緯と概要(2)

内閣府 Cabinet Office **フュージョンエネルギー・イノベーション戦略の概要**

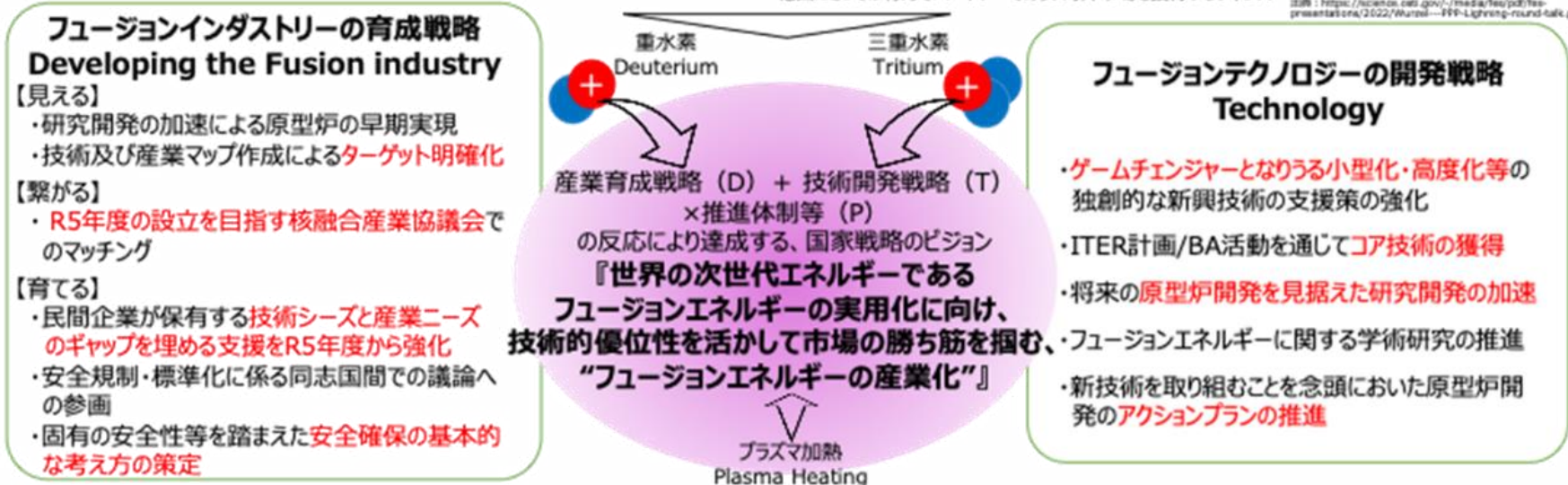
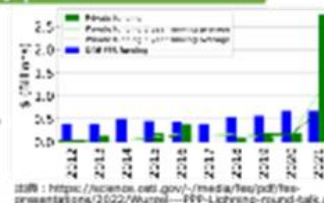
- ✓ **フュージョンエネルギーを新たな産業として捉え、構築されつつある世界のサプライチェーン競争に我が国も時機を逸せずに参加。**
- ✓ **ITER計画/BA活動、原型炉開発と続くアプローチに加え、産業化等の多面的なアプローチによりフュージョンエネルギーの実用化を加速。**
- ✓ **産業協議会の設立、スタートアップ等の研究開発、安全規制に関する議論、新興技術の支援強化、教育プログラム等を展開。**

エネルギー・環境問題の解決策としてのフュージョンエネルギー

- ・2050年カーボンニュートラルの実現
 - ・ロシアのウクライナ侵略により国際的なエネルギー情勢が大きく変化
 - ・エネルギー安全保障の確保
-
- ・フュージョンエネルギーの特徴 (①カーボンニュートラル、②豊富な燃料、③固有の安全性、④環境保全性)
 - ・エネルギーの覇権が資源から技術を保有する者へとパラダイムシフト

新たな産業としてのフュージョンエネルギー

- ・諸外国におけるフュージョンエネルギー開発への民間投資の増加
- ・米国や英国政府はフュージョンエネルギーの産業化を目標とした国家戦略を策定 (= 自国への技術の囲い込みを開始)
- ・技術的優位性と信頼性を有する我が国が、技術で勝って事業で負けるリスク
- ・他国にとっては有力なパートナーであり、海外市場を獲得するチャンス



- ### フュージョンエネルギー・イノベーション戦略の推進体制等 Promotion
- ・内閣府が政府の司令塔となり、関係省庁と一丸となって推進
 - ・原型炉開発に向けて、QSTを中心にアカデミアや民間企業を結集して技術開発を実施する体制 (**フュージョンテクノロジー・イノベーション拠点の設立**)
 - ・将来のキャリアパスを明確化し、フュージョンエネルギーに携わる人材を産学官で計画的な育成
 - ・国内大学等における人材育成を強化するとともに、他分野や他国から優秀な人材の獲得 (**フュージョンエネルギー教育プログラムの提供**)
 - ・国民の理解を深めるためのアウトリーチ活動の実施

3章：既施設等とのリスクと対応（JT60）

RI規制法 科学技術庁告示第3号(平成元年4月)

プラズマ発生装置(重水素とトリチウムとの核反応における臨界プラズマ条件を達成する能力をもつ装置であって、専ら重水素と重水素との核反応を行うものに限る。)

重水素運転で発生する放射線及び放射性同位元素は、重水素核融合反応により、**中性子線、2次γ線、³H**が発生する。また、重水素核融合反応で発生した中性子線より空気が放射化され⁴¹Ar、¹³Nが発生する。

RI規制法では、通常運転時において、これら放射線(中性子線、2次γ線)の発生量より**管理区域境界**や**事業所境界**における線量が法令値を超えないよう**コンクリート等の遮蔽**及び放射性同位元素(³H、⁴¹Ar、¹³N)の発生量より、**排気・排水濃度**が法令値を超えないよう**排気・排水設備を設置する**。

RI規制法

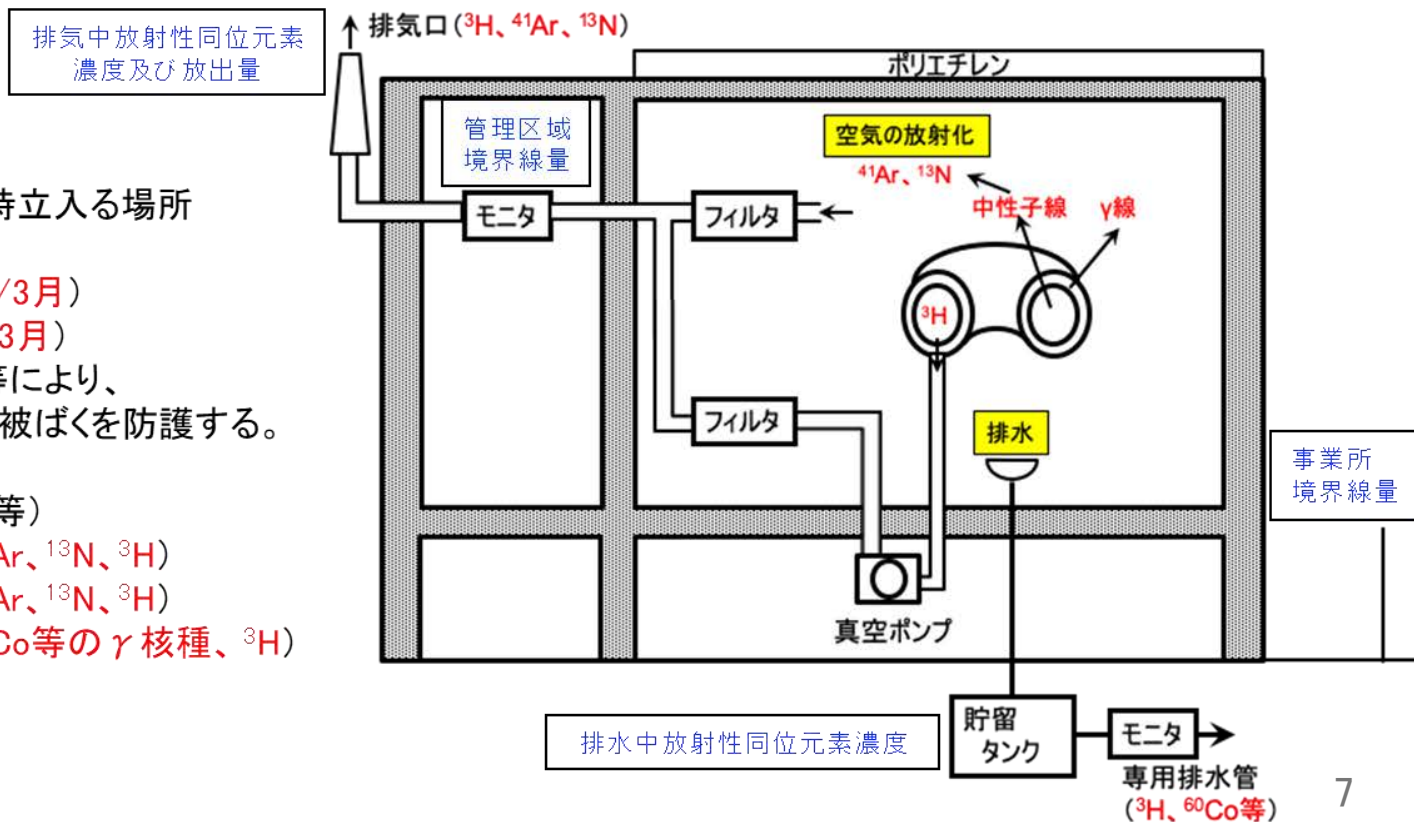
(1)線量

- ・管理区域内の人が常時立入る場所 (1mSv/週)
- ・管理区域境界(1.3mSv/3月)
- ・事業所境界(250 μSv/3月)
- を満たすため遮蔽等により、放射線による人体の被ばくを防護する。

(2)誘導放射能(排気・排水等)

- ・排気中放射能濃度 (⁴¹Ar、¹³N、³H)
- ・空气中放射能濃度 (⁴¹Ar、¹³N、³H)
- ・排水中放射能濃度 (⁶⁰Co等のγ核種、³H)

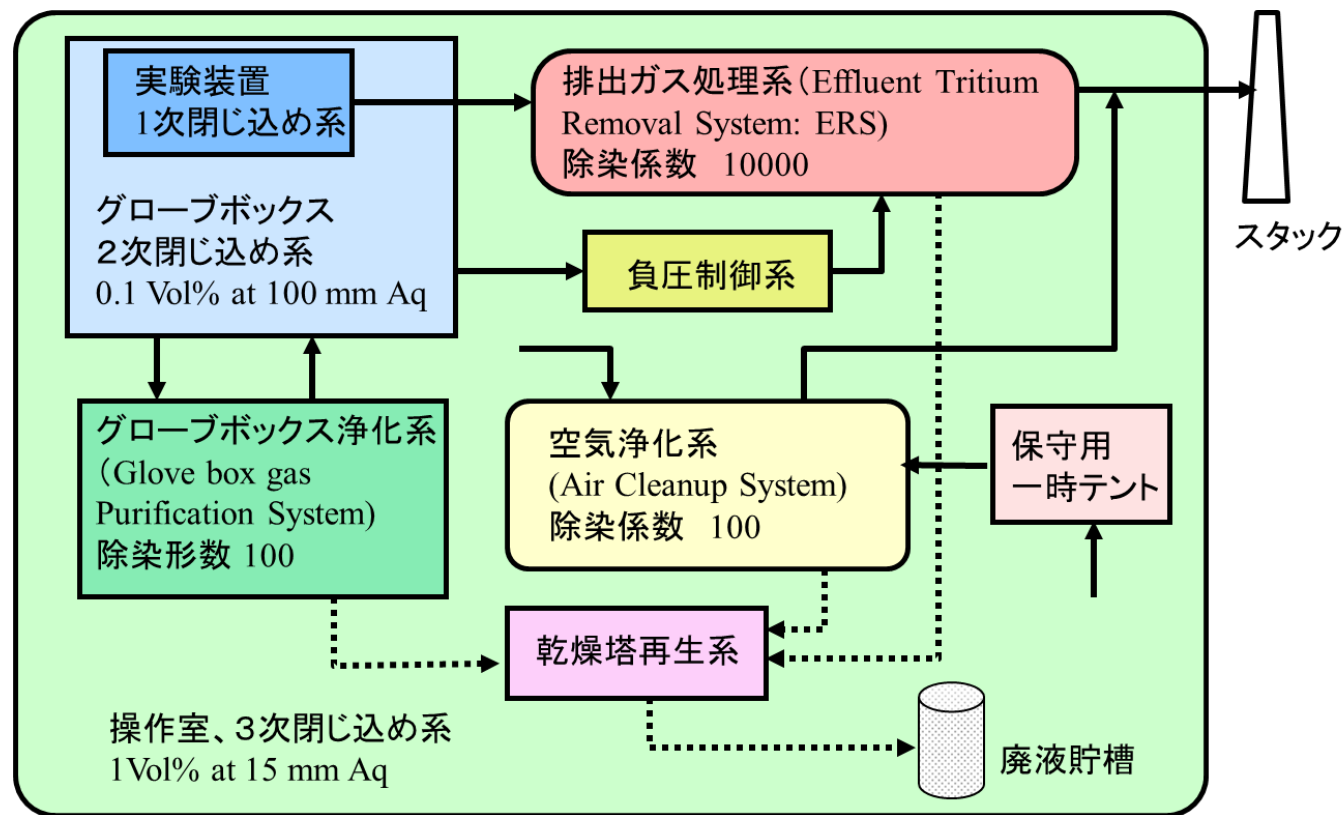
中性子発生量	JT60U	JT60SA
週間	3.1E18	3.1E18→2.5E20
3ヶ月	2.1E19	2.1E19→7.0E20
年間	3.2E19	3.2E19→1.0E21



3章：既施設等々のリスクと対応(TPL)

TPLは日本唯一の非密封トリチウム使用施設であり、グラム規模以上のトリチウム(T)を取扱うため、RI規制法に加えて、追加の安全対策(異常時を想定した多重閉じ込め概念や影響緩和系としてT除去系の設置、火災・爆発防止対応、耐震設計、商用電源の停電対応など)が求められている。

- ・1985年に建設完了。
- ・最大貯蔵許可は $2.2E16Bq$ (約60g)。
- ・トリチウム(T)は低エネルギーの β 線を放出。
- ・外部被ばくのリスクは低いが、取扱い注意要。
- ・仮想的なT放出異常時に、公衆被ばくが1mSv/年を超える可能性があるため、上述の追加の安全対策が講じられている。
- ・耐震設計はBクラス相当。
- ・30年以上、数10gのTを安全に取扱った実績。



3章：既施設等とのリスクと対応 (ITER)(1)

ITERは国際協力によるDT核融合実験炉であり、トリチウム(T)の4kg規模の大量保有に伴うリスクが考慮され、安全確保のための基本方針を策定。国内誘致時の検討では、核融合反応の固有の安全性、崩壊熱密度が小さいこと、真空容器や超伝導コイルの構造強度が本来機能確保により得られること、放射性物質を内包する機器が加圧される可能性があることが特徴

ITER(PS記載)の安全原則

- (1)ALARA
- (2)深層防護
- (3)受動的安全性
- (4)核融合固有の安全上の特徴を考慮
- (5)サイト国での許認可に使用する安全評価の実施

RIを大量に内包し、そのまま放出されれば敷地境界での公衆被ばくが1mSvを超える
・異常時の影響緩和系とその妥当性確認の事故評価が必要

●意義

◇核融合エネルギーの実現の見通しを得る。

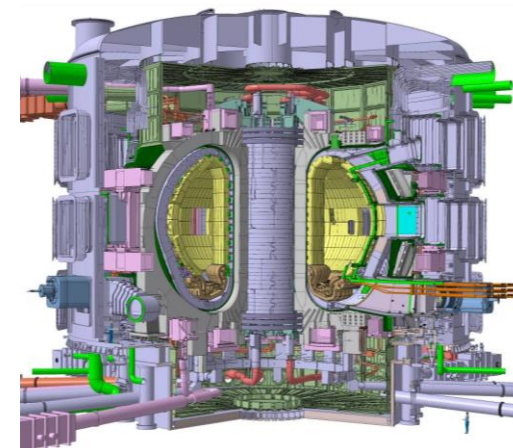
●技術目標

- ◇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。
- ◇将来の核融合炉に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

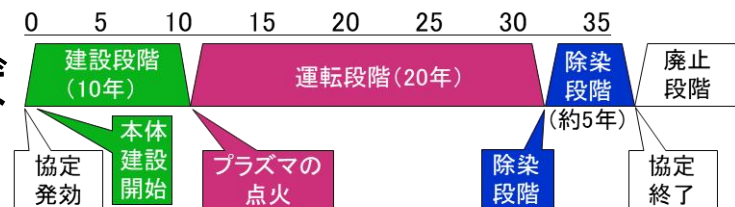
- 1985年11月の米ソ首脳会談が発端
- 1988年~2001年7月 概念設計活動・工学設計活動を実施
- 2001年~2006月 政府間協議
- 2007年10月 ITER協定発効、ITER機構設立

ITER本体概要図



主要パラメータ

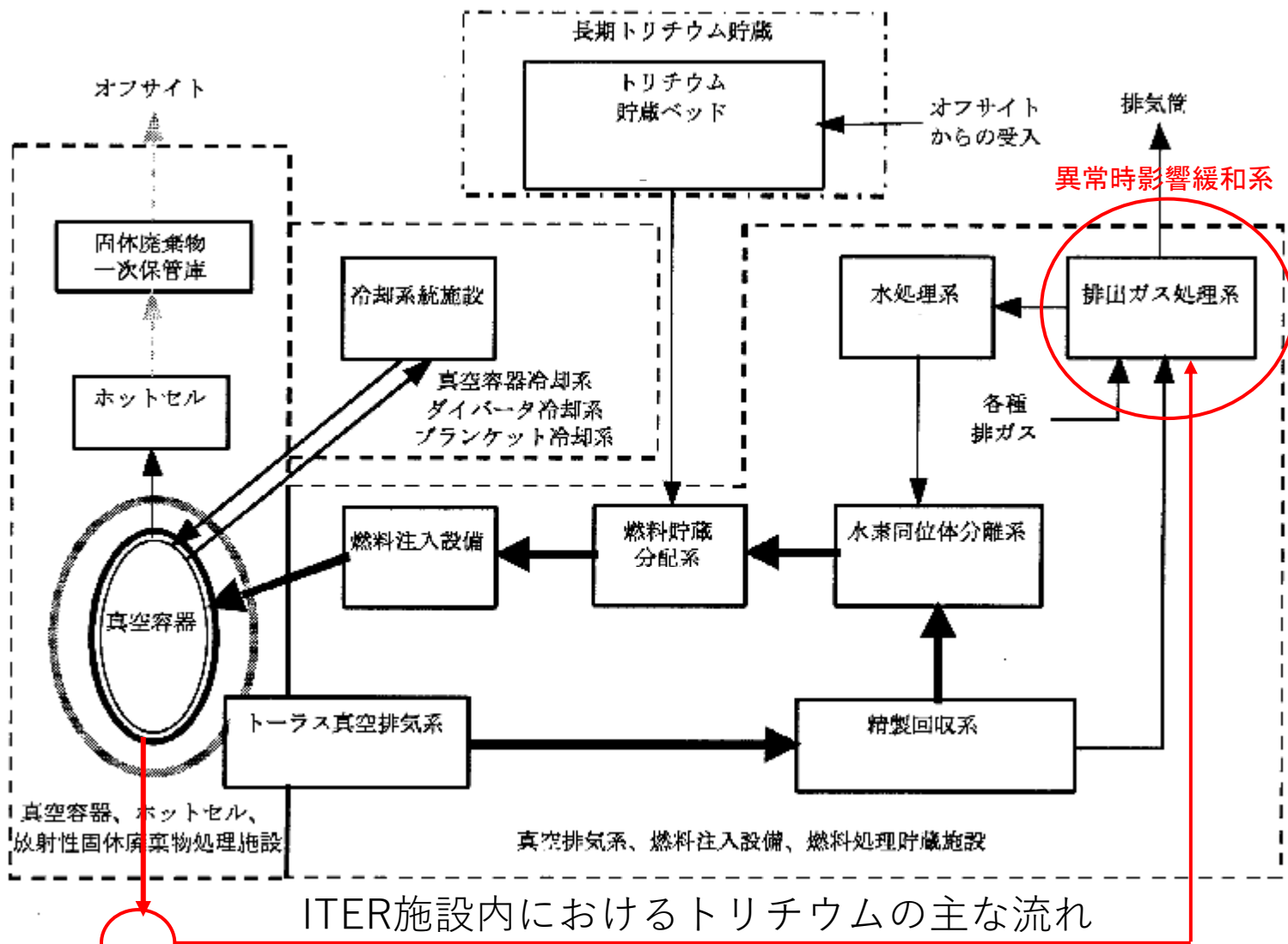
核融合出力	500 MW
Q (核融合出力/外部加熱パワー)	≥ 10
プラズマ燃焼時間	300-500 秒
プラズマ主半径 (R)	6.2 m
プラズマ副半径 (a)	2.0 m
プラズマ電流 (IP)	15 MA
プラズマ体積	約840立方メートル
本体重量	2万3千トン



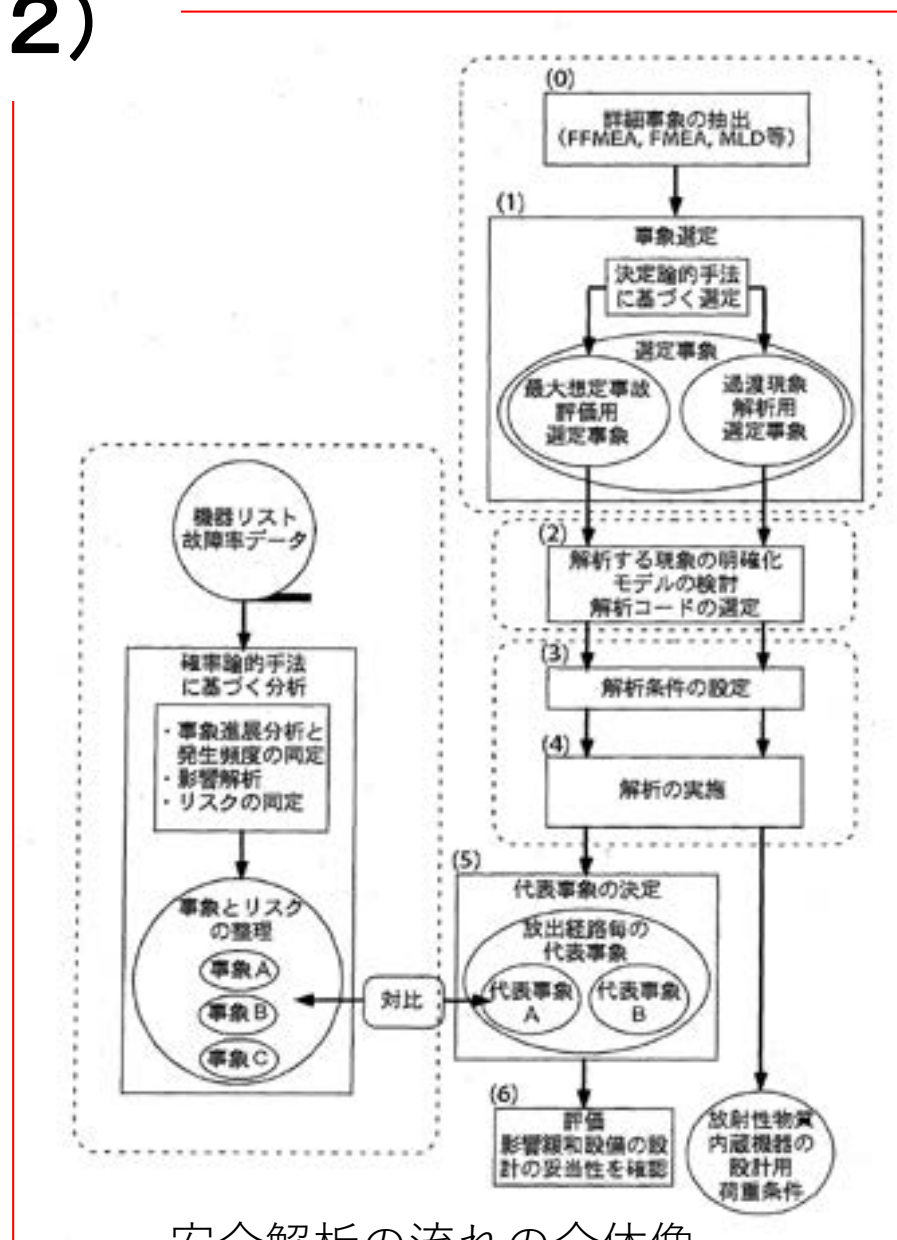
●参加極

日本、ユーラトム、ロシア、米国、中国、韓国、インド

3章：既施設等とのリスクと対応 (ITER)(2)



サプレッションタンク



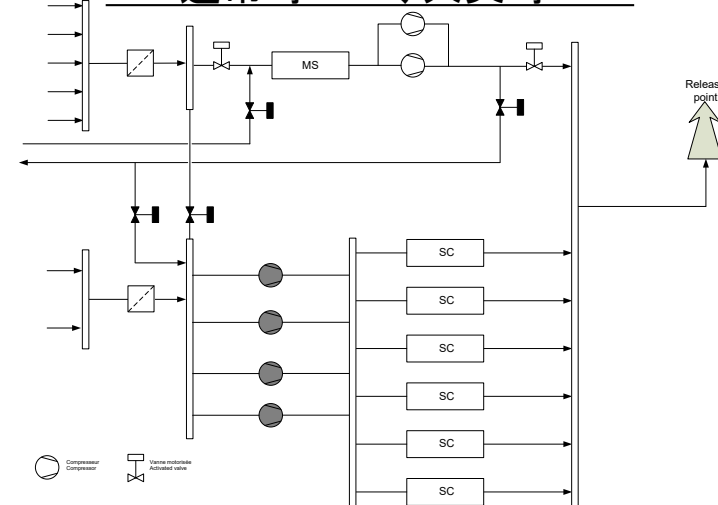
安全解析の流れの全体像

3章：既施設等リスクと対応 (ITER)(3)

T除去系：概念系統図
DF: 通常時:99%、火災時:90%

Glove Box
Tritium System
Vault
Neutral Beam
Port cells
Vacuum Vessel

Gallery
Tritium Room



最大想定事故評価

真空容器関連

- (1) 真空容器のポートに接続する管の破損
- (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

燃料処理貯蔵施設

- (4) 燃料注入系配管の破損
- (5) 水素同位体分離設備の破損

システム応答解析(温度、圧力等の評価)

真空容器関連

プラズマエネルギー関連

- (1) 核融合出力の過大
- (2) 熱除去能力の低下
(ブランケット、ダイバータ)

- (3) 熱負荷の局所的な集中
- (4) ディスラプションの熱負荷

崩壊熱関連

- (5) 熱除去機能の低下

磁気エネルギー関連

- (6) ディスラプションの電磁力
- (7) トロイダルコイルのクエンチ
- (8) トロイダルコイルの短絡

冷却系の内部エネルギー

- (9) 冷却配管(ブランケット、ダイバータ)の破損
- (10) 冷却系の圧力上昇

冷凍系の内部エネルギー

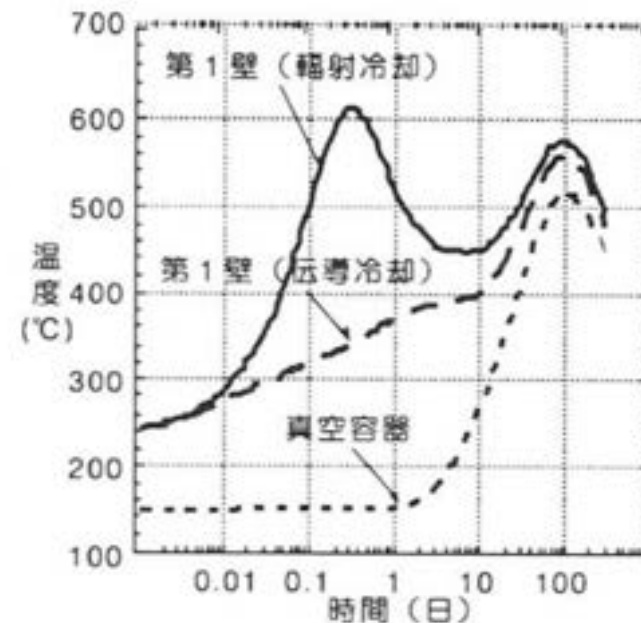
- (11) クライオポンプヘリウム冷却配管の破損
- (12) 液体ヘリウム冷凍系の圧力上昇

真空関連

- (13) クライオスタットの進級境界からの漏えい

燃料処理貯蔵施設

- (14) 水素同位体分離系深冷蒸溜冷凍機能喪失
- (15) 燃料貯蔵設備のヒータの誤作動

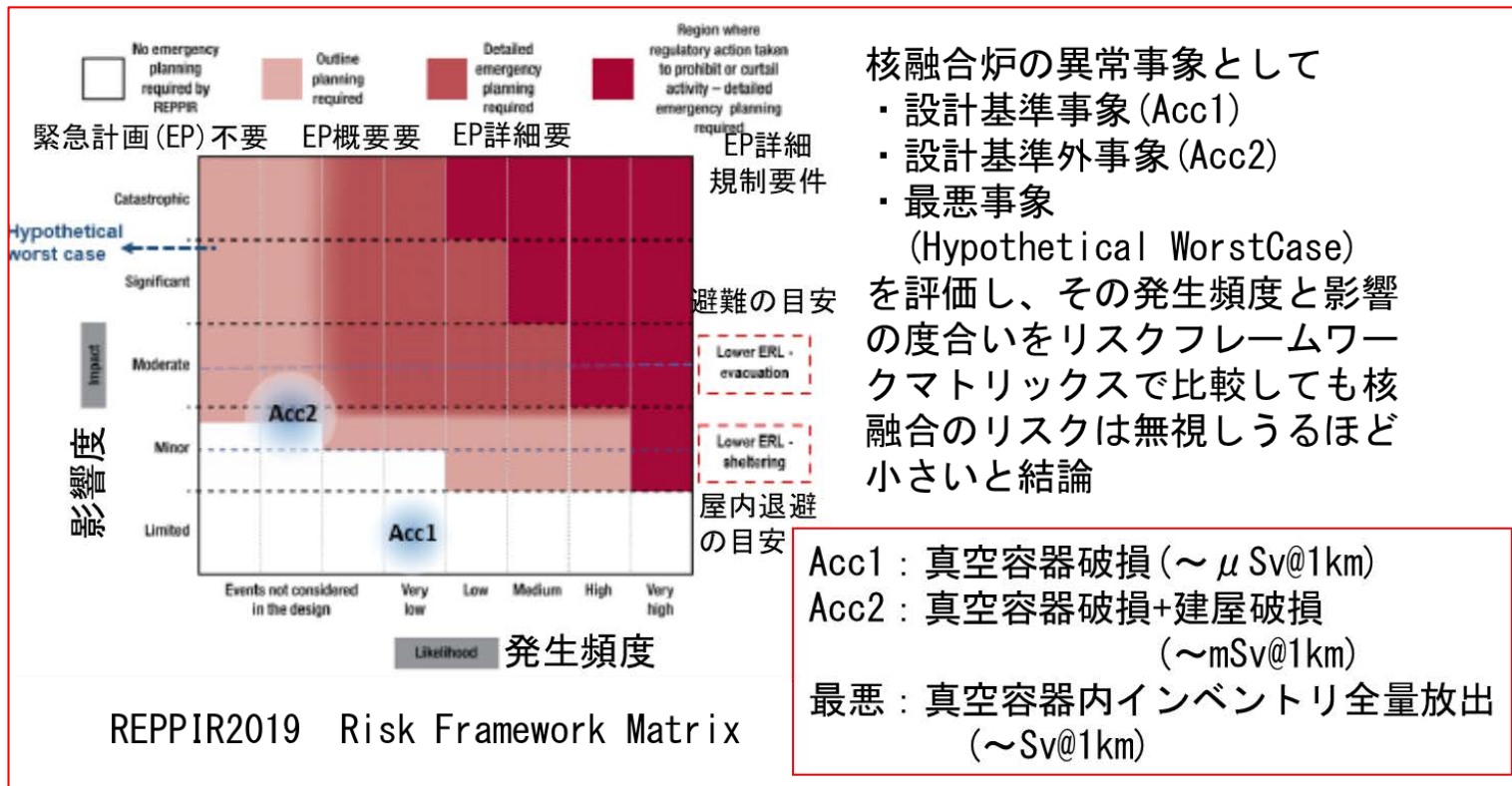


崩壊熱除去機能喪失

4章：諸外国の事例

英国と米国では核融合エネルギーの規制に関する検討が進められており、リスク評価が行われている。特に、現状の核融合炉のリスクは小さいと結論付けられている。

- 英国では「核融合エネルギー規制に関する報告書」が発表され、**リスクフレームワークマトリックス**で評価。→リスクは小さいと結論
- 英国安全衛生庁は放射線規制の延長で良いと決定し、法制化に向けた検討を進めている。
- 米国ではNEIMAにより核融合炉が先進的原子炉に分類され、NRCが規制枠組みを構築。
- 現状計画の核融合炉(装置)はリスクが小さいため、加速器に区分、その副産物の規制に適用される10CFR30の下で規制することを決定



5章：日本の原型炉概念と潜在的リスク(JA DEMO)(1)

JA DEMOは核融合発電の原型炉であり、放射線障害の防止を目指した安全設計が進められている。リスク評価においては、ITERの検討結果を踏襲。

今年度報告されたITER サイズ原型炉ではないことに注意

- ・1.5GWの核融合(熱)出力
- ・Tインベントリは約4kg。
- ・放射化ダストやT内包機器への強い電磁力の作用がリスク要因。
- ・平常時公衆被ばく:1mSv/年
従事者:100mSv/5年を目標
- ・事故評価において、敷地境界での公衆被ばく線量は僅かであることを確認。
- ・放射性廃棄物は低レベル放射性廃棄物に分類され、再利用が可能と評価。

JA DEMOの仕様

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

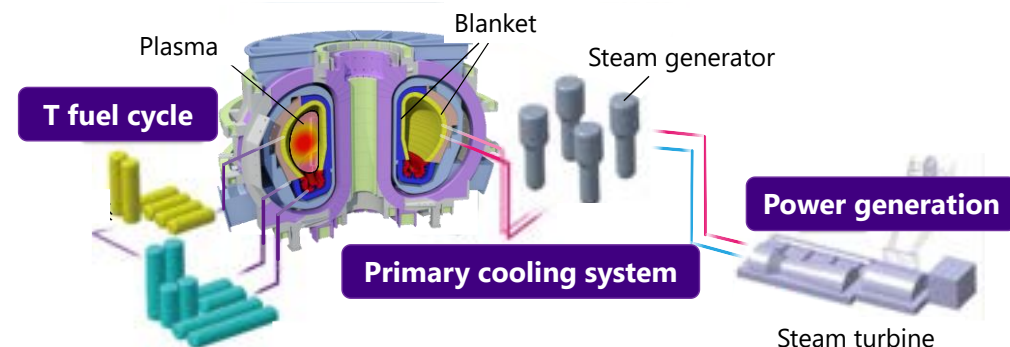


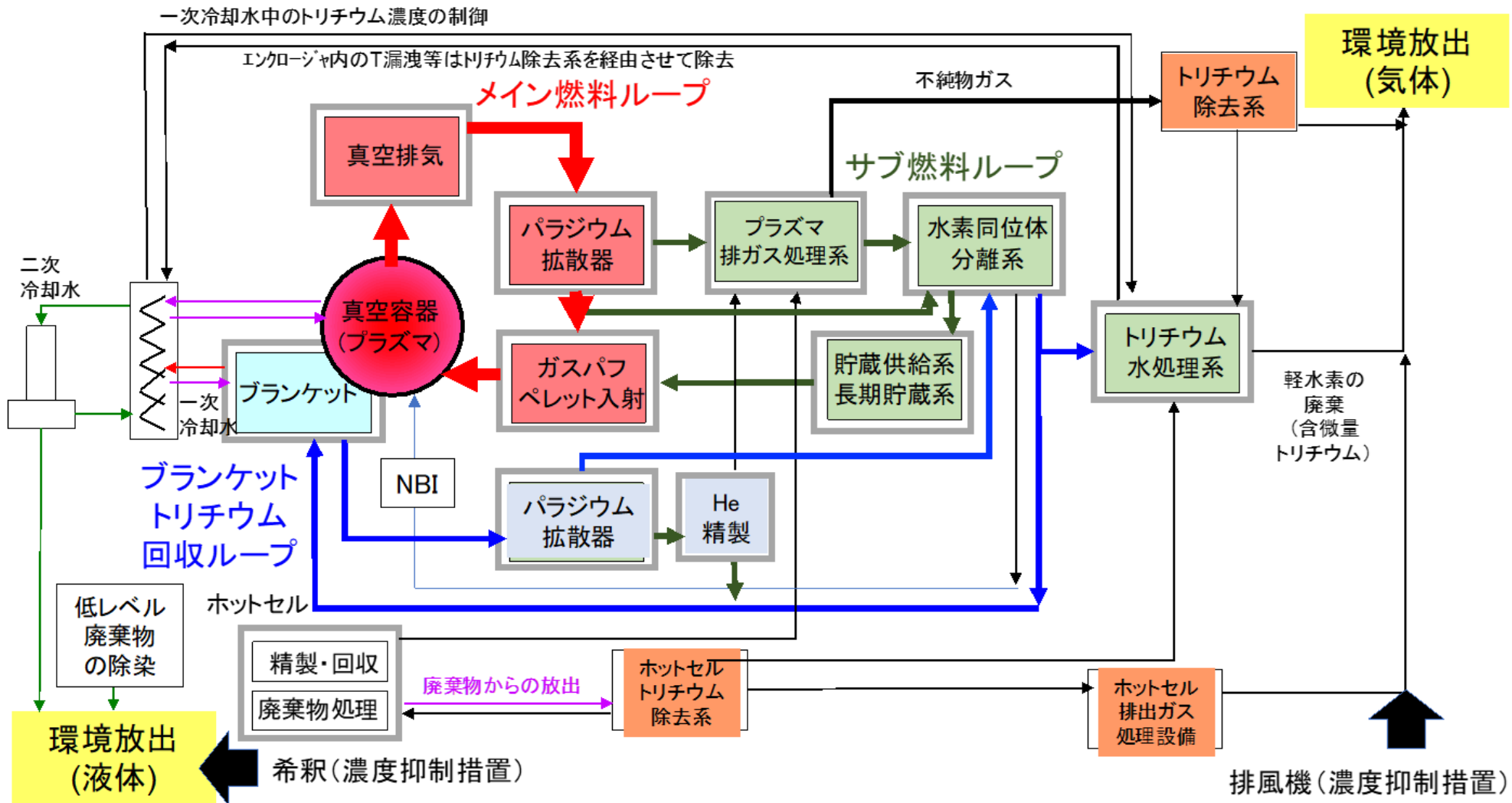
表 障壁への影響と放射性物質の移行に寄与する内部エネルギー

項目		JA DEMO	参考:ITER
プラズマ	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
冷却水	増殖ブランケット、エンタルピー (GJ)	1,300	227
	ダイバータ、エンタルピー (GJ)	230	76
崩壊熱	運転終了直後 (MW)	40	11
化学反応	ベリリウム + 高温蒸気 (GJ)	TBD	500
	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

5章：日本の原型炉概念と潜在的リスク(JA DEMO)(2)



JA DEMOの燃料システム構成

5章：日本の原型炉概念と潜在的リスク(JA DEMO)(3)

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Tを内包し得る冷却水のエンタルピーの大きさに注目、発電用原子炉と同様の事故評価を実施。結果：

1) 内的事象で最大の影響を与えるシナリオは、以下の2事象。

・真空容器内LOCA事象：環境T漏えい量は約500Bq、敷地境界の公衆被ばく線量は $5E-11 \mu Sv$ 。

・真空容器外LOCA事象：

環境T漏えい量は約 $7E11Bq$ ($0.002gT$)、敷地境界での公衆被ばく線量は $0.08 \mu Sv$ 程度。

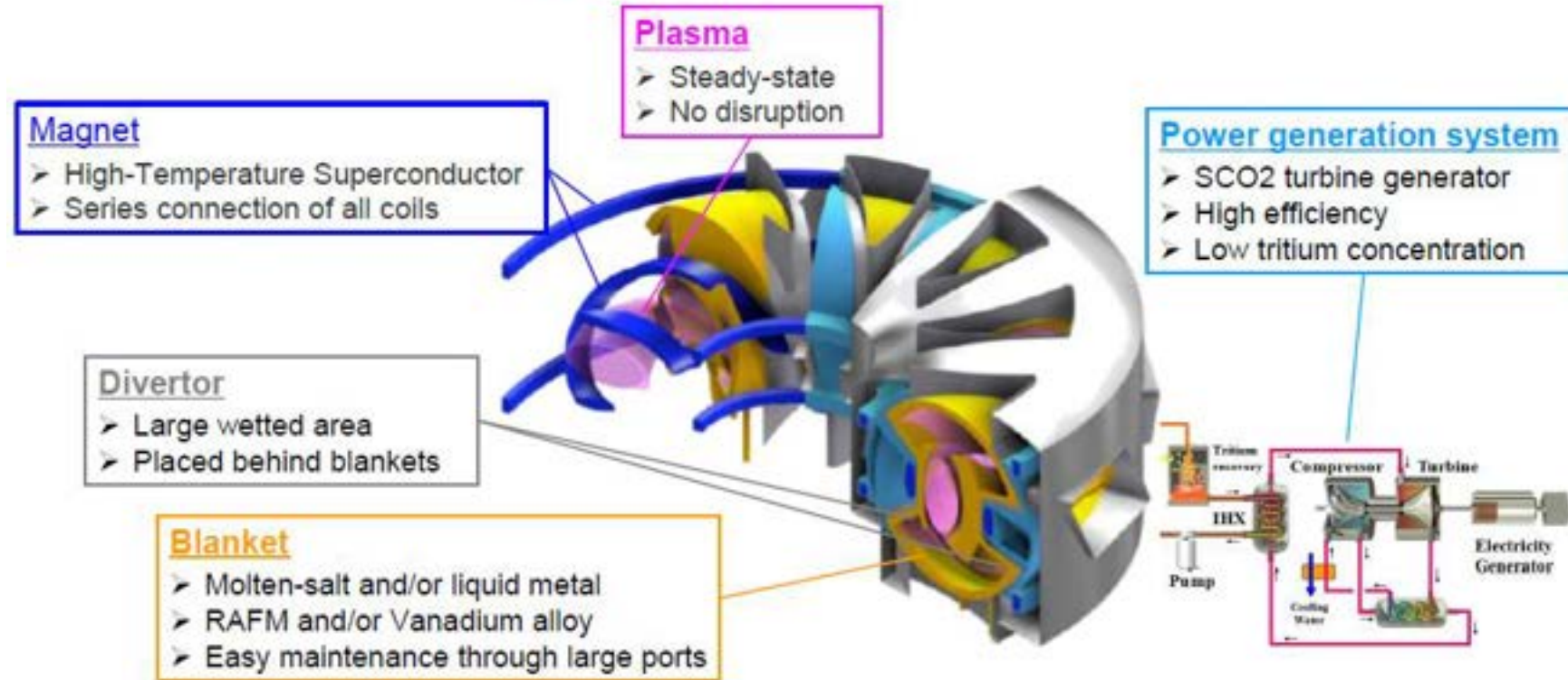
(発電用原子炉等における設計基準事故時の判断基準 ($5mSv/$ 事象) を十分下回る)

2) 外的事象に関しては、どの程度考慮すべきかを検討。

シナリオ設定やトリチウム挙動モデルの妥当性を確認し、安全性は確保されていると判断。
今後の設計進捗とともに、全体の熱バランスと高・低温機器連結の経時影響を確認。

5章：ヘリカル型核融合発電炉

Main Safety Features of Helical Fusion Reactor



- 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、安全性(安定性)が高いと期待される。
- ・液体ブランケットと超臨界炭酸ガスを使用し、水蒸気による加圧リスクが小さい。
 - ・潜在的リスクには、Tインベントリ(未定)、放射化ダスト、ACP、液体金属のリスクが含まれる。
 - ・RAMIによるプラント評価、事故想定(炉内LOCA、炉外LOCA、LOVA、LOCF、電源喪失)
 - ・設計評価は過去の活動に基づき、現在は活動が停止中である。

6章：潜在的风险の検討(1)

潜在的风险の評価：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。 → 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。 → **JA DEMOは約4桁小さい**

プラント	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)			合計相対値	備考
				各炉の相対値への寄与(%)				
				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		
核分裂炉 (3514 MW _{th})	Kr - 85	3.79 × 10 ¹⁶ (※1)	炉心	10 ⁻⁵ 以下			1	・ 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				<ul style="list-style-type: none"> ・ 被覆管損傷⇒ペレット溶融⇒格納容器破損を仮定 (※3) ・ 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
	I - 131	3.38 × 10 ¹⁸ (※1)	炉心			96.41		
	Cs - 137	3.74 × 10 ¹⁷ (※1)	炉心	0.01 以下 (Ba-137m ^{※4})	0.01 以下 (Ba-137m ^{※4})	3.57		
核融合炉 (1865 MW _{th})	H - 3 (HTO)	3.59 × 10 ¹⁷	真空容器			99.99	1.4 × 10 ⁻⁴	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラズマ内のTは0.22 g、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	燃料サイクル (水素同位体分離器)			0.01		<ul style="list-style-type: none"> ・ 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

約1桁小さい

※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

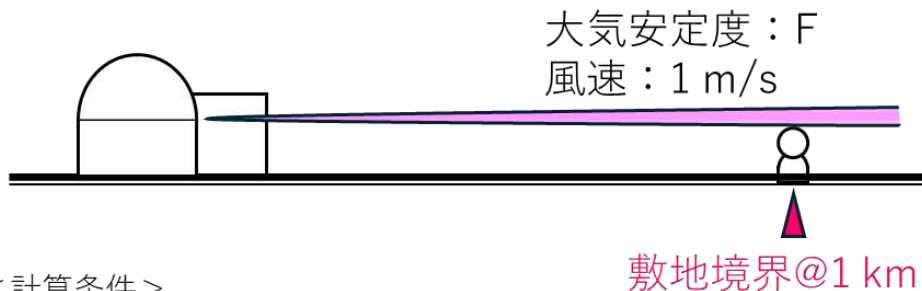
6章：潜在的风险の検討(2)

評価の仮定・条件は以下の通り。

サイト内の可動性RI(排出可能な代表核種)において、外部被ばくとしてクラウドシャイン、グランドシャイン
内部被ばくとして吸入を想定した評価を実施した。

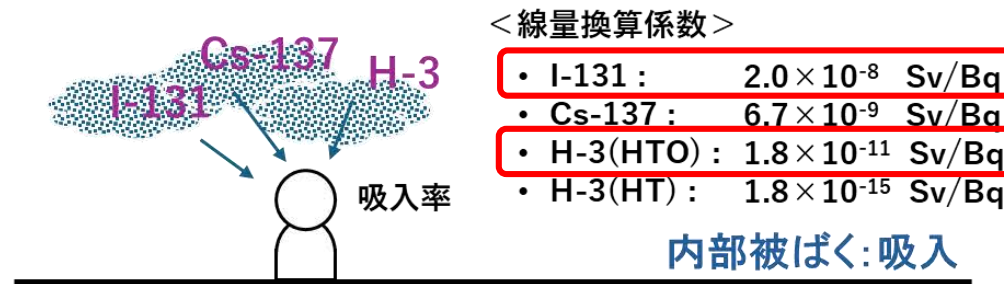
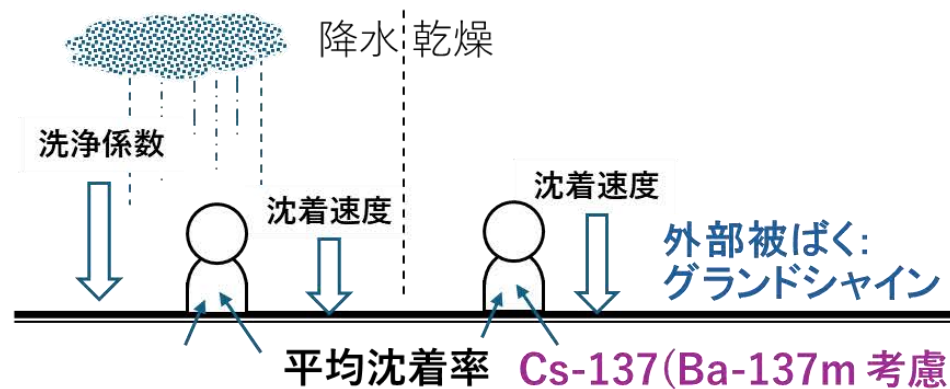
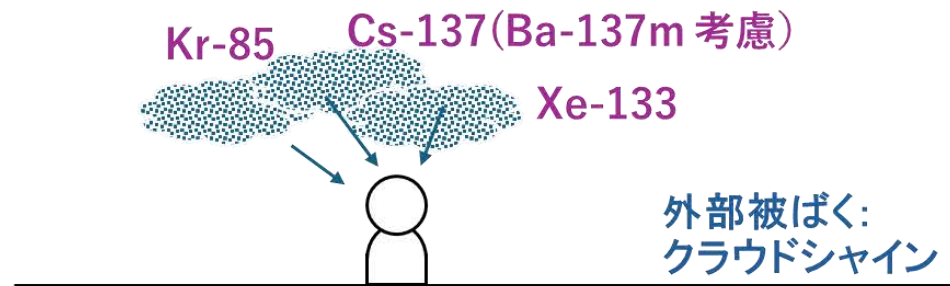
可動性RI

- 核分裂炉：Kr-85, Xe-133, I-131, Cs-137
- 核融合炉：H-3



<計算条件>

- ✓ 放出時間：1 時間
- ✓ 降水時間：1 時間
- ✓ グランドシャイン被ばく期間：1 年間
- ✓ 核種ごとのγ線実行エネルギー：ICRP Publ.38を参照
- ✓ Cs-137外部被ばくの実行γ線エネルギーはBa-137mを考慮した平均実行エネルギーを使用
- ✓ グランドシャイン評価の線量換算係数はFEDERAL GUIDANCE REPORT No.12 (EPA-402-R-93-081), 1993の表面線源モデルのデータを使用
- ✓ 吸入率：1.2 m³/h (アダルト)
- ✓ 内部被ばくの線量換算係数はICRP Publ.68、H-3は皮膚吸収による線量の増加係数1.5を考慮



<線量換算係数>

- I-131： 2.0×10^{-8} Sv/Bq
- Cs-137： 6.7×10^{-9} Sv/Bq
- H-3(HTO)： 1.8×10^{-11} Sv/Bq
- H-3(HT)： 1.8×10^{-15} Sv/Bq

約3桁
小さい

6章：潜在的风险の検討(3)

トリチウムの環境への影響の認識：

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は妥当。

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。

6章：潜在的风险の検討(4)

- 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。
- 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。
- 原子炉とのリスクの比較に関しては、想定条件の妥当性の確認や現実的内容での安全上の実力評価が必要、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、等の意見あるも、結果、大枠では概ね妥当と収束。
- 敷地境界での被ばく評価や対策は社会の関心事であるが、実際の1F事故では短期的な公衆被ばくより、長期のCsによる土壤汚染で長期にわたり帰還困難な状況が継続していることが問題。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壤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。

7章：今後の検討事項

- 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)
- 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
(原子力安全部会からみた問題提起など)
- ロードマップ改訂を受けたJA DEMO計画変更案(国家戦略の変更による)
- 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
- 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
(社会環境部会からの問題提起、原子炉で言うCs100TBqといった指標の意味)
(他の原子力以外的大型プラントの潜在的リスクと安全の考え方：外部講師)
- 外部起因事象の検討：耐震の考え方、航空機落下などのテロ対策の必要性
- 避難の要否、離隔の考え方

今年度も7回程度を想定。既に7月、8月、10月に3回開催済み(上記青 & 緑字部分)。次回11月最終報告書では、委員会として『核融合炉の潜在的リスクとその評価手法』について、一定の考え方を整理したいと考えている。