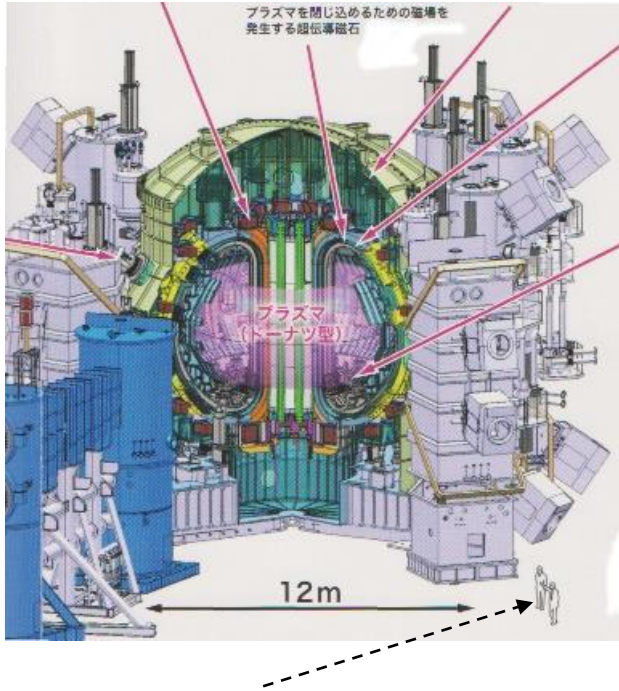


SCE-Net 「窓」 寄稿	レポート 那珂核融合研究所見学記(続) SCE・Net 郷 茂夫	R-66 発行日： 2021年1月25日
----------------------	--	----------------------------



人間の大きさ（比較で）

左のイラストは、見学した核融合大型試験装置；JT-60SA で、中央のピンク色部分がトカマク型プラズマである。現在、研究所は以下のスケジュールを見ている；JT-60SA は、2020年11月に全コイルが超伝導状態になり、2021年1月 通電試験の準備中、2月くらいに **初プラズマ着火** を目指しているとのこと。ここで、プラズマ着火とは、燃料である重水素Dを超高速化し1億度以上のプラズマ状態にし、超電導による強力磁場の中でプラズマを制御すること。ただし、当面Tトリチウムは使用しない。

世界最大の核融合超伝導トカマク型実験装置 JT-60SA の統合試験運転の状況（2021年1月）は以下のサイトを参照下さい。

<https://www.qst.go.jp/site/jt60/46114.html>

< (続) を寄稿する経過説明 >

2019年10月30日に、茨城県、那珂郡、東海村の「那珂核融合研究所」を見学した。参加者は12名で、公開講座の講師、聴講生だった方々と SCE-Net からの見学希望者のグループであった。結果、見学者には好評だったのではないかと思ひ、その見学記を2019年12月6日に SCE-Net「窓」に寄稿した（以下のサイト）。

<http://sce-net.jp/main/wp-content/uploads/2019/12/r-64.pdf>

見学の後日に、研究所長（当時、現在は；核融合エネルギー部門長、栗原氏）宛てに追加の文書質問を出したが、すぐに回答は得られなかった。およそ1年を経て、本年2021年1月4日に、**質問に対する文書回答を受領**した。

本レポートは、我々（以下、筆者および見学者全員のこと）の質問に対応させて、栗原

氏からの回答（すべてを公開することは許可されず一部を記載）と現地見学や研究所の説明から得た見学聴取回答をまとめる。

これにより、核融合のより深い理解が進むことを期待したい。

<（続）レポート内容についての注釈>

那珂核融合研究所の見学に関わり、我々が出した質問は、(i) 見学時の質疑応答（口頭 13 問、その質疑応答は最初の見学記に記録している）と (ii) 見学後日に提出した文書質問（9 問）の合計 22 問であった。それぞれの質問について、すべて回答はあるが、我々の核融合に関する知識が未熟なこと（従って、一回聞いただけでは誤解、曲解している部分があること）、所長の口頭回答に（聞いた理解の範囲では）ややあいまいな部分があること、所長の文書回答のすべての開示は許可されていないこと、および回答を受けた時間差が大きいため我々の記憶の前後のつながりが希薄になっていること、また、全 22 問中で一見質問が重複しているように見えるものがあることなどの理由により、

この（続）レポートでは、合計 22 個の質問と回答（以下、Q&A）の全部を取り上げて、類似のテーマごとに分類し記述した（初めの見学レポートで記載した Q&A は単に再掲したものである）。

Q&A について、本文では以下のように番号表示をした；

質問：Q-1（現地見学における口頭質疑応答の質問）-n など（見学記で使用した番号）、

Q-2（見学後日、文書で提出した質問）-n など（その時の文書で使用した番号）

回答：その番号は、A-1-n, A-2-n などとして、上記に対応させている。

回答の内容の区別；

第 1 部；Q&A のまとめ；

那珂研からの直接の回答：所長が文書で寄こした回答そのまま。

見学聴取回答：那珂核融合研究所の見学とその後聴取した内容からの回答。

筆者補足メモ：上記の回答についての筆者作成の疑問や補足的メモ。

（上記の区別が、やや紛らわしいので注意ください。）

第 2 部；核融合についての筆者の追加メモ；

筆者の追加コメント：第 1 部で記述していない追加コメント。

<文章中の使用略号>

本文では、長たらしい用語の簡略化、明確化のために、以下の略号を用いる。

核分裂原子炉：i 炉，それによる発電＝今の原発：i 原発（fission による），

核融合原子炉：u 炉，それによる発電：u 原発（fusion による）。

重水素(²H)：D，トリチウム(³H)：T，と略す。（軽水素は、H で表示）

第1部： Q&Aのまとめ

テーマごとに分類目次

1. 核融合反応の安定性について.
2. 発生する放射線について.
3. トリチウムの使用量, 保有量と安全対策などの管理について.
4. 軍事転用問題について.
5. 核融合における自己の電力消費について
6. 冷却能力について
7. 核融合装置の起動手順について.
8. 原料資源について
9. 中国の核融合開発プロジェクトについて
10. その他, 全般事項

1. 核融合反応の安定性について

Q-1-3： i 炉と u 炉の核反応の安定性について.

A-1-3 (見学聴取回答)： u 炉と i 炉を比較すると u 炉の方はスイッチ1つのOFF (原料フィード停止? 通電停止?この辺ははっきりせず, 追加質問予定.)により瞬時にプラズマは消える. 核融合反応はそれで全停止ということ. 一方, i 炉では, 核分裂は連鎖反応であり, すぐに(瞬時にという意味と思う)反応は止まらないし, 大きな崩壊熱放出が長く続く.

筆者補足メモ： i 炉の停止は「スクラム」という方法で, 中性子吸収棒を炉に多数本を押し込むことにより, 連鎖反応は停止する(スクラムを完全に終える時間までは連鎖反応は部分的に続くが, その時間はかなり短いと言う)が, 福島事故で一般人が知った崩壊熱は大きく長期間続く, 冷やすことしか対応方法は無い. この崩壊熱の大小の差が, u 炉と i 炉で大きく違うところと言える. u 炉の崩壊熱とは, 炉内の残存 T, 炉の壁材や装置で放射化された元素があるが, その量は i 炉に比べてはるかに少ない. なお, 核融合反応の基礎式については, 初めの見学記の添付資料を参照されたい.

2. 発生する放射線について

Q-1-9： u 炉周辺では, どのような種類の放射線が出るのか?

A-1-9 (見学聴取回答)： u 炉内で発生する放射線には中性子線, ベータ線, ガンマ線がある. 中性子線, ベータ線は, 核融合反応から出る(最初のレポを参照;核反応式が書い

である、 β 線はトリチウムから出る）。 γ 線は主に放射化された金属材料の放射性同位元素（主に ^{60}Co と言われる）から出る。これらの放射線が u 炉外に出ないように遮蔽することは当然である。

なお、放射線ではないが、建屋内は、強電磁場で強力な磁力線が出ている。これも遮蔽するらしいが、運転中の u 炉本体周辺には人間は立ち入り禁止である。

筆者補足メモ： u 炉 内外の放射線の強さはどのくらいかについては聞いていない。 u 炉内は強い放射線場であるが、 u 炉外周辺では、当然ながら、安全基準以下に遮蔽、管理されることになる(今の i 炉と同じと思う)。

3. T トリチウムの使用量、保有量と安全対策などの管理について

Q-2-3：トリチウム使用量の所で「今は、30 g 使用している。」とおっしゃったのは、JT-60SA が仮にトリチウムを導入した場合のことを言われたのでしょうか？ そうであれば、30 g とは、一年間の積算使用量のことでしょうか？

A-2-3（見学聴取回答）：JT-60SAではトリチウムは、燃料ガスとしては使用しない（注：この試験装置では、本来の原料であるTを使う実験はしないということ。本来はやるべきことだが、Tの使用は、政府、地元の認可が必要となるはず）。しかし、D 重水素同士の反応でも、トリチウムはわずかに生成するため、国の規制に従って適切に管理しているとのこと。

筆者補足メモ： 第2部の筆者の追加コメント参照。

Q-2-5： トリチウムの安全性については、核融合の方は、高濃度だが、体積、重量はごく小さい。一方、核分裂の方は、大きな重量の高レベル放射性廃棄物が出ます。重量の比較では話になりませんが、実際は放射能(ベクレル)の比較をしないといけないのではないのでしょうか？ Bq/gr では、かなりトリチウムの方が大きいわけですから、 u 炉では、どの程度(重量)のトリチウムの廃棄物が出ると見積もられているのでしょうか？

A-2-5（見学聴取回答）：装置の本体部分の重量としては、核融合の方が、核分裂炉より重いとのこと。核融合の場合、発生する放射化物は、コバルト60が主成分のものが多く、半減期が5年で、100年で100万分の一まで減衰し、クリアランス（一般物として扱える）のレベルを下回る部材も出るという。一方、 i 炉から発生する高レベル放射性廃棄物は、重量は大きくはないが、放射能レベルは鉱山レベルに戻るまでに約10000年以上の年月が必要とのこと。

筆者補足メモ： 第2部の筆者の追加コメント参照。

Q-2-8： 所長のお話の中で「トリチウム除去装置は三菱重工が担当している。」とお話がありましたが、例えば、どういう場合の、どんな除去装置を開発されているのでしょうか？

か？ おそらく内容は言われぬものだと理解しますが、どういう場合の除去装置なのかをご教示いただければ幸甚です。

A-2-8 (見学聴取回答) : ITER (イーターと読む；フランスで実施中の国際プロジェクト) 用の装置で、ITER用に日本が機器調達の一部を担当している装置で、Tが本体室に漏洩した場合に、その雰囲気中からTを除去・回収する装置で、三菱重工、日揮等がこれまで製作に貢献しているとのこと。

筆者補足メモ : 特になし。

Q-1-1 : トリチウムの使用量、保有量と安全対策について教えてください。

A-1-1 (見学聴取回答) : T問題はu炉における最大の問題の1つと認識していると。

この JT-60SA ではTは使用しないが、ITERではTを年間約 **130kg** 消費する。

Tは通常は金属 (ジルコニウムコバルト吸蔵合金) に吸着(吸収)させて封じ込めて保管・管理をする。テロの防止にもなる。

T使用量は年間 130kg (100万キロワット級u原発に対して) に達する；ここで言う使用量とはスループットを意味し、年間の使用量の積算値である。(Q-1-2で述べるが、一時点の保管量とは違うこと。)

T放出量(存在量=各場所における実際存在量のこと)で比較すると；自然界にはほとんどないが**数kg**、福島汚染水では、T水として**20g グラム (Tでは 1.1 グラム)**、再処理工場では年に**10g グラム**、かつての水爆実験では200kgのTを世界にばらまいた。そのほとんどは水 HTO になったが、深海は対流するので長いサイクルの間にT半減期が 10年程度なので、海域でTの濃度の濃淡があったという。それによってTの存在量が推定されたという歴史がある(この部分は、筆者は意味を理解できておらず、単なる記述にとどめる)。

現在でも、世界中でTを放出している現実がある；例えば、韓国のCANDU炉からは相当量が日本海へ放出されているが、他方韓国は日本の福島事故に文句をつけている。

福島汚染水の濃度はu炉の場合(試験炉の場合か、想定商業炉の場合かは不明、またu炉の中のどの場所なのかは不明である)の1万分の1とか10万分の1と薄い、巨大排水量となり、流すと風評被害が問題となる。ここ(核融合装置のこと)は濃度が濃くボリュームはわずかだ。

本プロジェクトの課題はTの回収(「u原発の中であちこち？に分散・散在するTガスの回収」のことと思う。)をどうやるかということである。T分離には蒸留が必要で沸騰させれば分離回収できる。ただ、沸騰には膨大な熱エネルギーが必要で効率の問題がある。

筆者補足メモ : 量と濃度の良し悪しは言われなかったが、高濃度でボリュームは小さい方がいいということでしょうか？ T: 30グラム消費？というデータの意味を追加質問中
また、Tの回収について、どうしようとして言われているのかわからず。

→ 第2部の筆者の追加コメント参照。

Q-1-2: u 炉の内, 外における T の存在量 (=一時点の保有量), 使用量 (=積算消費量) について再度質問した (保有量と消費量は違うと思ったので) .

A-1-2 (見学聴取回答) : u 炉内部は: フロー (?) 1区画 (注: どこを指しているのか筆者は不詳) 当たり 70gで制限している, Tは壁にべたべたと付着している部分もありそれを含む.

u 炉外部の一時の「保有量=次の運転のために保管しておくこと」は数 (2~3) kg である (仮に Tを導入したとして, JT-60 SAレベルの話) . ITER計画ではその10倍ぐらいになるだろう (すなわちT 数十kg を常時保有することになる) .

筆者補足メモ : 100万kW級の i 原発の1基から出る, 高レベル放射性廃棄物は, 年間約15トンと言われます. その放射能は 10^{16} ~ 10^{17} Bq/トンくらいと言われる. 一方, 100万kW級の u 原発が出来たとして, そこからの T廃棄物がどのくらい出るかかわからないし, 気体なので, 固体廃棄物と直接比較はできませんが, 仮に 1 kgの T廃棄物 (100%として) が出ると仮定すると; 重量比較では全く話にならないほどに, u 原発は少ない, しかし放射能 B qで見ると, 典型例として Tと Cs の単位重量当たりで比較すると, 45倍 (?) Tが大きい値である. **u 炉の T廃棄量**がどのくらいになるかわからないが, やはり放射能で比較する必要があると思う. 追加質問中 → 第2部の筆者の追加コメント参照.

4. 軍事転用問題について.

Q-2-6: 技術の軍事転用について. 技術転用については所長のおっしゃることは良くわかりますが, トリチウムをある量を施設内に保管するわけですから, その水爆燃料転用などについては, どのような考え方になっているのでしょうか?

A-2-6 (見学聴取回答) : 核セキュリティ上、トリチウムは戦略物質として厳重に管理されるとのこと.

筆者補足メモ : Tの軍事転用については, 現地の物質Tの管理方法, 国内法と国際条約の問題であり, 日本では問題にはならないと思う. 現に, 今の i 原発でプルトニウムは大量に作られているが, それが軍事 (原爆の原料) 転用されたことは無い.

ただ, 世界でアチコチに核融合炉ができた時には, 間違いなく問題となろう.

→ 第2部の筆者の追加コメント参照.

Q-1-4: 技術の軍事転用について (核拡散の観点で)

A-1--4 (見学聴取回答) : 軍事転用については, 核融合に係る技術は軍事に応用しにくいということ. 核融合技術の軍事転用はそのままでは無理である. しかしハイテク技術はゆくゆくはその技術の軍事応用がやれるかもしれないだろう.

筆者補足メモ : 所長の答えはなんかはつきりしませんでした. 追加質問中: トリチウム原料はどうなるのか? → 第2部の筆者の追加コメント参照.

5. 核融合における自己の電力消費

Q-2-4: 「JT-60SA 用百万キロワットの電力は栃木県の全電力に匹敵するので慣性方式で蓄えておき、起動時の冷却に使う。」との趣旨をおっしゃられていたと理解しますが、この大電力は冷却に使うとして、どういう冷却方式でやられるのでしょうか？ これは超電導コイルの超低温冷却のためでしょうか？

また、何故に起動時（のみ）に必要なのでしょうか？冷却は運転中ずっと必要、液化水素を保持で）ではないのでしょうか？ シロウト考えでは、大電力が必要なのは、超電導コイルへの通電自体と思いますが、こちらの方は、試験時、運転時には、どの程度の電力を消費するものなのでしょうか？（上記いずれも、JT-60SA の場合で結構です。）

A-2-4（那珂研からの直接の回答）: 現在の接続系統は、日本原子力発電東海第二発電所から栃木県方面へと通じる275kVの送電ラインです。JT-60SAで使用する約百万キロワットを直接系統から受電し消費してしまうと、大きな電力パワーの使用により、275kVの電力系統に大きな変動（周波数、位相）を発生させることが、系統解析で判明しています。このため約百万キロワット分を、2台の電動発電機（MG）（実際は600kW、6.5GJ。当初は3台で1100kW、8GJでした。因みに、1.5GJで新幹線フル編成のフル加速1回分のエネルギーです。）で、約10数分程度かけて一旦運動エネルギーの形で蓄えた後、その運動エネルギーを使って発電して機器類に給電します。これにより系統へ変動を与えることはありません。この約百万キロワットの使い途ですが、主として超伝導コイルに電流を供給する直流パワー半導体電源、加熱用ビーム生成装置、加熱用高周波発生装置への電力供給です。超伝導コイル部分については、抵抗発熱0ですが、そこまでの送電ライン、電源や加熱用装置は、常電導回路で構成され、これらの発熱による電力消費は小さくありません。那珂核融合研究所の受電電力は、JT-60SAの実験が開始されますと約30MW（3万kW）程度です。将来の核融合炉の場合、核融合燃焼が本格的に開始されると、発生した核融合生成物の一つであるヘリウム（3.5MeV）が荷電粒子として大きなパワーをプラズマに与え、自己加熱状態になり、外部からの加熱はごくわずかとなります。このことを申し上げたものと思われまます。

筆者補足メモ: 特になし。

Q-1-5: 核融合炉においては、起動時に巨大な電力を必要とすることについて。

A-1-5（見学聴取回答）: 例えば、今回の JT-60SA 試験設備では起動時には、超電導コイルの冷却用に数百万キロワットの電力が必要になる。百万キロワットは大型原子力発電所一基分で栃木県全体の電源に影響がでる。実際はこのような大電流を民間の電力を使って短時間に使用はできないので、JT-60SAでは回転する大きなコマを使い電力を貯蔵する（コマ慣性力電気貯蔵；この施設は日本で有数の大型コマ）。これにより短時間の大電力を使用できる。なお、超電導に使う電力は直流である。

筆者補足メモ： 起動時の冷却電力，定常運転中の冷却用とコイル自体への通電量。

6. 冷却能力について

Q-2-9： 冷却能力アップは，先々の目標とのことでしたが，十分な外部冷却を設計に入れるのは（試験機では）無理だと思いますが，可能な範囲で，熱を外に出して，プラズマ高温維持時間を，少しでも長くできるのではないかと推測しますが，やはり無理なことなのでしょうか？

A-2-9（那珂研からの直接の回答）： ダイバータという真空容器内の機構への熱負荷を減らすことについてで、ITERでは、タングステンを用いたダイバータ機構に熱を導くことになっており、現時点での見積もりでは、熱負荷に耐えると想定されています。

筆者補足メモ： 上記の意味が筆者にはよくわからない。

→ 第2部の筆者の追加コメント参照。

7. 核融合装置の起動手順について

Q-2-7： 核融合炉の起動手順についてお聞かせください。

例えば，真空化→初期原料；DとTを供給開始→超電導コイル冷却，起動→昇温→高エネルギー中性子供給，昇温 → 自己点火 などくらいに分けて大きな操作手順を教えてください。

A-2-7（那珂研からの直接の回答）：

おおよそ以下の手順となります。

- (1) まず超伝導コイルは、運転期間中、超伝導状態にしておきます。
- (2) トロイダル磁場コイル（TF C）に電流を流して磁場を生成します。
- (3) CS（中心ソレノイド）に電流を流しておきます。
- (4) EFC（平衡磁場コイル）に電流を流しておき、着火点となる磁場0の点を作ります。
- (5) DT（重水素，トリチウムのこと）の気体を真空容器内に注入しておきます。
- (6) 電子サイクロトロン高周波を容器内に注入します。
- (7) 同時に、CS電流を急激に変化させ、容器内に電場を生成しプラズマを着火させます。
- (8) 着火以降、プラズマ電流、位置形状、注入燃料等を制御する。
- (9) 加熱も行い、プラズマの温度を1億度以上に上昇させ、中性子を発生させる。入力の約20倍のパワーが出てくれば、発電プラントとして成立することが判っています。
- (10) 中性子発生率等（出力）を制御します。核融合反応の結果のパワーは、この中性

子の速度の形で取り出されます。速度は、光速の1/3と超高速です。
以上が運転手順になります。

筆者補足メモ：

コイルとかソレノイドがどういう効果をもっているか、理解できていない。
→ 第2部の筆者の追加コメント参照。

Q-1-6：u炉の運転起動方法は？プラズマ維持加熱は？

A-1-6（見学聴取回答）：まずu炉内を2000度から3000度に加熱状態にする。そこに高速中性粒子ビームを導入する。これで一億度くらいになり、あとは自己加熱で昇温する。この時を「自己点火」という。プラズマの超高温継続は90パーセントは自己加熱で、あと10パーセントは外部からの加熱をする。

筆者補足メモ：上記では起動方法の詳細はよくわからないので、追加質問中 →回答は上記。

8. 原料資源について

Q-1-7：資源関係；リチウムについて。

A-1-7（見学聴取回答）：リチウム重要資源については、今は南米から輸入している。かつて日本にも茨城県にLi資源があった。核融合で使うリチウム資源は 6Li であり含有量はLi全体の6%程度なので濃縮が必要である。

筆者補足メモ：地球上のLiには質量数7と6の2つの同位体しかない、いずれも放射性元素ではない。Li電池用はどちらも使用可。

Q-1-8：ヘリウム資源の不足について

A-1-8（見学聴取回答）：ヘリウムはもともと地下にある放射性原子の α 崩壊により、今でも多く地中に埋れており、天然ガス採取とともに産出される。現在、米国が天然ガス産出を抑制しており、ヘリウムも採取困難となり今は供給不足になっている。JT-60SAの必要分は確保済み、核融合反応器ではヘリウムを回収する。

筆者補足メモ：ご存じと思うが、月には 3He 資源が結構豊富にあるといわれる。それも月征服競争の重要な一因であるという。

9. 中国の核融合開発について

Q-2-1: 中国の開発中のCFETRの建設場所を言われておられたと思いますが、その建設場所はどこでしょうか？（EASTは安徽省合肥市とは認識していますが）

A-2-1（見学聴取回答）：安徽省合肥市にある中国科学院の研究所が、中国の核融合の中心的研究所で、その北側に、CFETRの建設予定場所として敷地を確保したとのこと。
→ 第2部の筆者の追加コメント参照。

Q-2-2: CFETR について「中国版原型炉」と言われたことを記録した者がおりますが、原型炉とは、試験的であれ、発電までつなげたプロジェクトと考えてよろしいのでしょうか？

A-2-2（見学聴取回答）：中国の計画では、2030年頃に発電することを目標とのこと。

筆者補足メモ：上記2つは、中国の核融合技術開発に関わる情報である。

中国は、1つはITER計画に参画しており、初めの見学記で書いたように、参加国はITER技術情報を自由に入手し利用できる(そういう契約)。2つは、中国は独自に核融合の試験機を建設しており、核融合研究開発は、中国のエネルギー政策の重要なテーマの一つになっており、研究者数も多い。おそらく「千人計画」の例ではないが、海外から多くの専門家を買収して配下に置き、強力に開発を進めていると考えられる。

また、トリチウムの大気放出など、全く気にしないであろうから、開発実用化には好都合である。

筆者は、核融合の実用化は、中国が最初に達成できるだろうと予想する。

→ 第2部の筆者の追加コメント参照。

10. その他, 全般事項

Q-1-10；福島原発事故はこの核融合の研究開発予算に影響あったか？

A-1-10（見学聴取回答）：予算は国際間の取決めを政府がコミットしているので変更はなく今は影響ない。

また、この核融合研究開発に極端な反対論は今はない。

Q-1-11：この研究所で300名ほど研究員がいるというがどういう人材が集まっているのか？

A-1-11（見学聴取回答）：従業員のキャリアはいろいろな大学・学科に及んでおり、ワイドレンジに及んでおり人材のバリエーションは広い。核融合の志望者は多いが大学からの人材確保は難しく、メーカーさんとの取り合いになるので、早めの確保に努めている。

Q-1-12：外部との意見交換はどのようにやっているか？

A-1-12（見学聴取回答）：やっている。年に一回、研究所の一般公開日を行っている。今年も1000人くらいの人たち（一般人や小中高生も）がやってきた。またニュートン（雑誌）にもPRを出している。Q & A形式の対応もやっている。

筆者補足メモ：ちょっと質疑の時間なく、十分に質疑応答が出来なかったが、上のよう

な単なる一般見学以外に、社会人や部外でも専門家、地元の間と、もっとレベルを上げた核融合の真の問題点などに及んだ意見交換をしているかを知りたかったが、無理だった。また後日の質問としたい。

Q-1-13：岐阜県土岐市の核融合装置（ヘリカル型）との比較

A-1-13（見学聴取回答）：エネルギー源でみるとヘリカル装置のレベルはまだ低い。この達成度は1980年代ぐらいの状況ではないかと思う。今の状態では有利になるとは思えない。よほど大きな装置にしないとエネルギーとしては使えないだろう。エネルギー源としてはトカマクの方が近い立場にある。ヘリカルには別の研究開発の機会、目標があると思う。岐阜県土岐市の自然科学研究機構 **核融合科学研究所**（NIFS）と情報交換は行っている。

筆者補足メモ：この辺りは、将来の土岐市のNIFS見学時に聞いてみたい。

第2部：核融合についての筆者の追加メモ

核融合は、国際プロジェクト ITER が現在フランスで建設中であり、国内の大型試験炉 JT-60SA は既に完成して、プラズマ着火がもうすぐである。核融合技術の実現は、そんなに遠い将来のことではなく、10年～20年内には、核融合発電のプロトタイプが実現されると思う。

従って、我々は、この巨大エネルギー源をよく見ておかねばないと考える。一般人には核融合の核心の技術内容を理解することは困難であろうが、安全面と環境面では関心をもって評価していくことが肝要と思う。

第1部で記述できなかったことなどを「筆者の追加メモ」として以下記述する。

1. プラズマの挙動について（栗原氏より）

栗原氏は以下のように言っている；「プラズマの挙動には、まだ人智の及ばない複雑系の不思議が残されていますが、経験則としての対応がほぼ出来ています。工学的な部分につきましては、ITERの結果を待つ部分も残っています。」と。

2. Q-2-3 について（トリチウム使用量）

見学で「今は、30g使用している。」と聞いたと思うが、この数字の根拠は良くわからない。JT-60SA では使用しないし、いろいろな研究開発、試験用のものかもしれない。

3. Q-2-5 について（トリチウムの安全対策）

u 炉の装置の放射化物は、コバルト 60（半減期が5年）が主成分という。従い、100年で100万分の1まで減衰し、ほぼ一般物に戻る。従って、核融合炉は廃炉後すぐに廃棄処

分をしない、という選択肢が取り得る。トリチウム廃棄物については、付着した廃棄物は、半減期 12 年なので、減衰を待つか、汚染した廃棄物として処分するか、という比較判断を行うという。

4. Q-1-1 について（トリチウムの存在量、保有量）

数字のチェックをする。

- (1) 「自然界にはほとんどないが数kg」という件：

SCE-Net 戸井田さんの公開講座用の資料によれば、

自然界の存在量 = 全地球保持量 1.275×10^{18} Bq, 比放射能で割ると。

存在量 = 3.5 kg となる, 従って, ほぼ合致している。

- (2) 福島原発の汚染水は, 経産省の報告では,

1,000 兆 Bq = $1,000 \times 10^{12} = 1 \times 10^{15}$ Bq

→ 比放射能で割って = 3 g. となる。

A-1-1 で記述の 2 g. とは誤差範囲内で一致している。

- (3) 日本で, 研究用途で年間に消費する T 量は, 10mg 以下で小さい。

また, 国内で最大の消費量の放射性物質は ^{60}Co であり, 3~4 kg/Y が消費量である。(RI 報告申請ベース)

5. Q-1-2 について（放射性廃棄物）

放射性廃棄物の放射能（ベクレル）量の比較の試み；

	比放射能	Av.単位当たりの放射能	廃棄時発生する重量	放射能合計
単位：	k-Bq/g	Bq/トン	ton 又は kg/1 基	Bq (Sv ではないこと注意)
^{137}Cs	3.21×10^9			
3H (T)	3.58×10^{11}			
^{60}Co	4.18×10^{10}			
i 原発の高レベル放射性廃棄物；仮に ^{131}Cs として,		10^{16} (16~17)	15 ton くらいと言われる	1.5×10^{17} (17~18)
u 原発の高レベル放射性廃棄物；ほとんど T のみ		上の比放射能より	不明, 仮に, T: 1kg として	3.2×10^{15} (15)
低放射性廃棄物：主に ^{60}Co とする(上の Q & A 参照)		上の比放射能より	よくわからない	—

比較を試みたが, 結局, u 原発からの高レベル放射性廃棄物量がどの程度かがわからないので, 比較は不可能だが, 現在の i 原発廃棄物と大体同じレベルのベクレルに対応す

る T 量は、約 100~1,000 kg であることがわかる。T 廃棄物量として、あり得ない大きな数字と思う。

また、これは放射能ベクレルであり、人体影響 mSv ミリシーベルトは、同じ Bq あたり、T が ^{60}Co の 0.005 倍でずっと低い。計算：実効線量計数 (mSv/Bq) は、 $T = 1.8 \times 10^{-8}$ 、 $^{60}\text{Co} = 3.6 \times 10^{-6}$ であるので、1 グラム当たり 0.005 倍となる。100kg 以上の T が廃棄物になる事はありませんので、健康影響 mSv は非常に小さい値となると予想される。

6. Q-2-6 および Q-1-6 について (軍事転用問題)

トリチウムは、密閉タンク内の金属間化合物に吸蔵させた状態で保管するという。当然、このような容器の移動では厳格な管理が必要であろう。なお、最近の水爆は、トリチウムの取り扱いが極めて面倒であることから、放射性物質ではない $6\text{Li} + n \rightarrow 3\text{H} + 4\text{H}(\alpha)$ の反応を利用するという方法もあるようである。

7. Q-2-9 について (冷却能力)

見学聴取回答では、ダイバータという真空容器内の機構への熱負荷を減らすことについて言っていること。

しかし、我々の質問は、壁の水冷却を強化すれば、壁とその付属機器の徐熱ができるだろうから、プラズマ温度をもっと長い時間維持できるのではないかという質問だったが、質問の出し方が不良であったと思う。

8. Q-2-7 について (核融合装置の起動手順)

従来、「自己点火」という状態の存在が考えられた時期もあったが、やや見方が変わってきているという (その技術的中身については筆者は分からず)。実際は、放っておいて自律的に反応を持続させることは難しいだろうと考えられているようである。

9. Q-2-1 および Q-2-2 について (中国の核融合開発の進展)

安徽省合肥市に、中国科学院の核融合研究所 ASIPP があり、ITER の物納機器の一部を製造している。その近くに CFETR 核融合試験炉の建設場所がある。重要な国家プロジェクトに位置づけられており、重点的な予算配分が行われるという。所属する研究者は、約 1000 名以上という、海外からの人材集めも行われているようだ。

予定では、フランス ITER の燃焼実験見込の 2035 年より早く、2030 年に発電をすることを目標としているらしい。中国の早業である。模倣とリスク (T の大気放出など) 覚悟で失敗を許容してでも早く作るという国家の方針のようであり、我々は注意して見ておかなければならない。

以上]