

原型炉におけるトリチウム及び安全性の考え方

原子力機構 核融合研究開発部門 林 巧

1、核融合炉の安全上の特徴をどのようにとらえるべきか？

どのような視点で特徴をとらえるべきか議論のあるところであるが、一般的に核分裂炉と比較すると、1) 核的な暴走が無く核融合反応がすぐに停止すること、よって2) 考慮すべき発熱は崩壊熱が主であり冷却が比較的容易であること、しかしながら3) 燃料のトリチウムなど可動性の放射性物質は保有しており、その閉じ込めに十分な配慮が必要であること、などがあげられる。特に2)の冷却については、例えば福島第一発電所の事故のような冷却機能の喪失による燃料溶融や再臨界の危険性などはないが、原型炉クラスになると真空容器内機器(ブランケットやダイバータ)の崩壊熱密度は上昇するため、その冷却には十分な設計上の考慮が必要である。また、トリチウム燃料のサイト保有量は ITER で3~4kg と想定され、燃料備蓄分を除くと原型炉でも同程度と考えられる。現状話題となっている核分裂炉の可動性の放射性物質(ヨウ素やセシウムなど)と比べれば、トリチウムの生物学的な影響度は数桁低いと考えられるが、原型炉で存在する潜在的エネルギー(加熱源や電磁力、冷却材や化学反応など)がトリチウムの閉じ込め障壁に影響を与えないよう設計上十分考慮する必要がある。

2、燃料としてのトリチウムをどのように効率よくつかうべきか？

下図に原型炉(冷却水使用を想定)でのサイト内のトリチウムの流れを示す。原型炉のミッションとして熱出力をどのように設定するか議論はあるが、例えば3GW(1GWe)を想定すると、1日あたり450g程度のトリチウムをDT核融合燃焼する必要がある。但し、真空容器内に注入したトリチウムが全て燃焼することはない、ITER(0.5GW)では0.3%程度で設計されており、必然的にプラズマ排ガスは循環処理して再利用することになる。このループを主燃料循環系(排気、精製・捕集、同位体分離、貯蔵・供給、注入)といい、200Pam³/s-DT で設計されている。原型炉においては、プラズマの中心部にしっかり供給し反応生成物である He を効率的に除去するなど、反応効率条件が約2%に向上すれば、出力の差を相殺して、ITERと同程度の設備が使用可能となる。それでも、1日当たり23kgの処理が必要であり、サイト保有量の設定にもよるが、極端な自転車操業であることは否めない。

原型炉においては燃料トリチウムの自給運転が必要であり、消費分(もしくはそれ以上)のトリチウムを増殖ブランケットでトリチウムから生産する。トリチウム増殖材や中性子増倍材及び冷却材の選択により生産トリチウムの回収設備が異なるが、ITERをテストスタンドとして各極独自の試験モジュール(TBM)を持ち込み、実証(国際競争)する。これが、ブランケットトリチウム回収系で、下図では日本のTBM主案である水冷却を想定してトリチウム水処理を含むループとして記載している。最終的な増殖ブランケットの設計はTBMなどでの成果が待たれるが、トリチウムの冷却材への移行の低減は経済的観点からも安全上の観点からも十分考慮すべきであり、それらを含めた計量管理が重要である。

3、放射性物質としてのトリチウムをどのように安全にとりあつかうべきか？

トリチウム(水素)は、深層防護の概念を適用し、多重に隔壁を設けて取り扱う。平常時から隔壁の内側を負圧に維持し、放出経路を特定して常に濃度監視し、万一の異常漏洩を迅速に検知して最小漏洩区画を隔離するとともにトリチウム除去設備で処理することにより影響を緩和する。トリチウム除去設備は触媒酸化+水分吸着方式が最も実績が多いが、ITERでは長期間の連続使用時の信頼性向上の観点から、水分吸着塔に替えて交流型の水-水蒸気交換塔が採用された。また、停電時を考慮し、室温で効率よくトリチウムを酸化できる疎水性触媒が採用され、冗長性や標準化の観点から、3モジュールx2系統(最大区画のガス処理は2モジュールで対応可能、非常用発電機は2系統+予備)で対応する(図内上○部)。なお、全体としての閉じ込め効率の向上には、室内でのトリチウム挙動解析が重要である。

回収したトリチウム水は水処理設備(液相化学交換+電気分解)で水素ガスとし、同位体分離設備と組み合わせて、濃縮する(図内左○部)。また、定期的に変換される炉内機器などは、放射化している他、高度のトリチウム汚染がある。常時循環トリチウム除去運転するホットセルにキャスク移動して安全に処理し、廃棄物の低減を図ることが重要である。

4、社会的受容性を得るには？

核融合炉の安全上の特徴を理解し、安全に設計をすることは当然であるが、設計に基づき異常事象に対してしっかりした評価を行い、如何に情報を提供できるかが重要である。その観点では、原型炉の概念設計段階から、通常時の運転保守や事故時のシナリオを含めた総合的な評価を実施すること、廃炉や運転廃棄物の低減処理をも考慮することが一層求められ、関連する研究開発を進展させる必要がある。一方、現行の安全基準濃度以下での排出管理を徹底しても、施設周辺のトリチウム濃度の変動は確認できる。よって、特に低濃度のトリチウムの環境挙動や生物影響については、今から十分な研究が継続されるべきである。

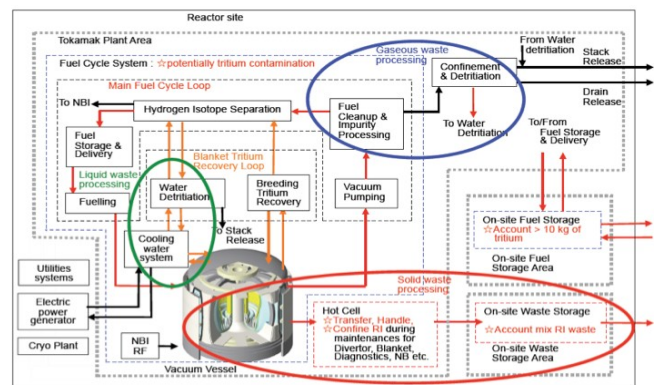


図 核融合炉サイトにおけるトリチウム燃料の分布

なお、蛇足だが、上記の問いかけは今後十分議論されるべきで、本記載事項の責任は、報告者個人にあることを申し添える。