

【原子力ポイント】 広く利用されている放射線

(120) トリチウムって何？何が問題？(その7)

本コラムでは前回、21世紀半ばの実用化が期待される未来技術の「核融合炉」に注目し、「 ^3H がどのようにして生成し、どのように取り扱われるか」、その見通しを紹介しました。今回は、青森県六ヶ所村で建設が進められている原子燃料再処理施設で、「 ^3H がどのようにして生成し、どのように取り扱われるか」、その見通しを探ってみましょう。

ゆりちゃん：「原子燃料の再処理」って何ですか？

タクさん：原子力発電所の使用済燃料から再利用できるウランとプルトニウムを取り出すシステムを専門用語で「原子燃料の再処理」といいます。このシステムが円滑に稼動すれば、わずかなウランで長期間、安定した電力供給が可能になるのです。石油・天然ガスなどの化石燃料は一回燃やしてしまうと二度と燃料として利用することはできませんが、ウランを用いた原子燃料はそれだけで3~4年間使うことができ、再処理すればもっと長く、繰り返し利用することができるのです。図1を見て下さい。わが国の原子力発電所で利用されている軽水炉(中性子の減速材に軽水「普通の水」を用いる原子炉)では主にウラン235(^{235}U)からエネルギーを取り出していますが、核分裂しにくいウラン238(^{238}U)が中性子を吸収すると、その一部が核分裂を起こすプルトニウムに変化します。このプルトニウムと、まだ使える ^{235}U を取り出して、ウラン燃料やMOX燃料(ウランとプルトニウムを混ぜた原子燃料)の原料として使えるようにするのが「再処理施設」の役割です。つまり、再処理施設は「準国産エネルギー資源の創出の場」であるといえます。現在、日本原燃が青森県六ヶ所村に再処理施設(年間処理量最大で800トン)を建設中で、2021年度上期の竣工を目指しています。

ゆりちゃん：再処理施設って、大事なものなのですね。でも、建設に反対する意見も聞きます。どうしてですか？

タクさん：本コラム(その5)で、「 ^{235}U が核分裂して3つの破片に分かれる(三体核分裂する)時に ^3H が多く生成され、被覆管が破損しない限り、そのまま燃料棒内に留まる」と紹介したのを覚えていますか？再処理施設では使用済燃料を切断するので、閉じ込められていた放射性物質(特に ^3H)が開放されます。専門家を含め、「 ^3H の再処理施設での挙動は未だ十分に解明されていない。このような状況では ^3H の安全管理はできない」と心配する人達がいるのです。

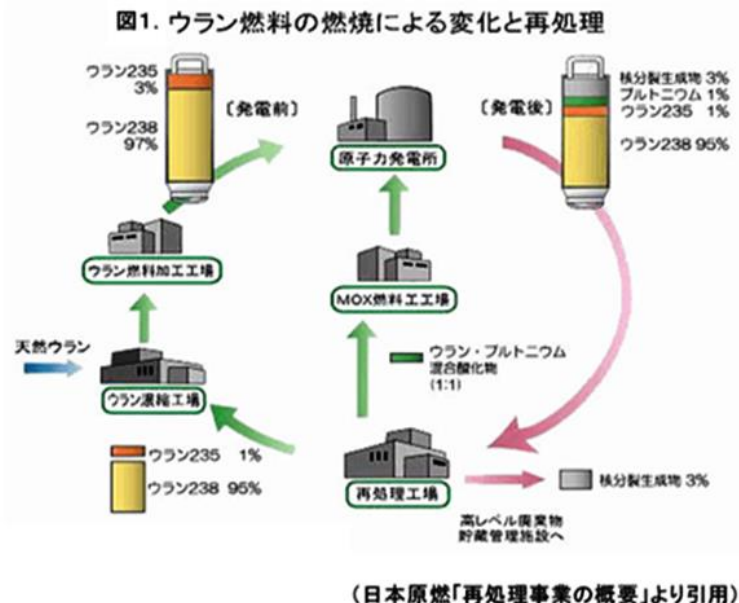
ゆりちゃん：実際はどうなのですか。再処理施設での ^3H の挙動はわかっていないのですか？

タクさん：実は、茨城県東海村に小型の再処理施設(年間処理量210トン)があって、2006年まで運転されていました。そこで ^3H の挙動がきめ細かく調べられていたのです。図2を見て下さい。再処理のシステム(工程)は、使用済燃料のせん断・溶解を含む5つの工程に大きく分けられます。 ^3H は主に、せん断・溶解する工程において開放されます。開放された ^3H の挙動は、核燃料サイクル開発機構東海事業所技術報告『使用済燃料の再処理に伴うトリチウムの化学形及び排気・廃水への移行割合』(2002年3月)に詳しく記載されています。それによれば、「使用済燃料中に含まれる ^3H は、せん断・溶解工程により開放され、その約20~40%が海洋放出される。排気筒から放出される量はわずかに1%未満」であり、「海洋放出が ^3H の安全管理上、最も大事な要因」となることが示唆されています。

ゆりちゃん：それでは、六ヶ所再処理施設が運転をはじめたら、どのくらいの量の ^3H が海洋放出されるのですか？

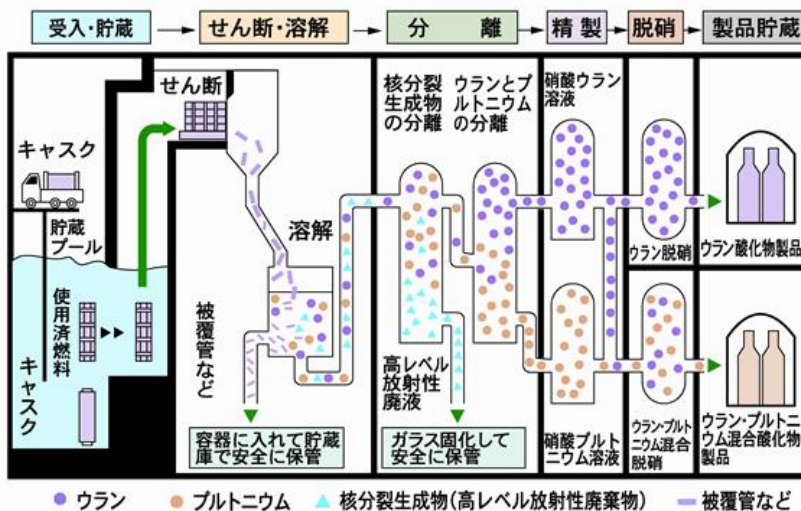
タクさん：再処理施設からの ^3H 放出など、放射性液体廃棄物の海洋放出にあたっては、「原子力委員会の定める線量限度(1ミリシーベルト/年相当)を越えないようにすること」と定められています。しかし、六ヶ所再処理施設では、ALARAの精神(被ばく線量は合理的に達成可能な範囲で出来るだけ低く抑える)を

遵守し、自主的に「放出管理目標値ⁱ⁾」を設定し、一段と厳しい海洋への放出管理を心掛けています。表 1 を見て下さい。具体的な放出管理目標値は周辺公衆の被ばく線量（実効線量）で「0.0016 ミリシーベルト／年」、すなわち原子力委員会の定める線量限度の「約 600 分の 1」となっています。ALARA の精神は、言葉だけではなく、実際に現場の実務管理に適用されているのです。次回以降は福島第一原子力発電所で問題となっているトリチウムの現状を探ってみましょう。（原産協会・人材育成部）



<https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/cycle/summary/>

図2. 再処理の主要工程
(原子力防災基礎用語集より引用)



<https://www.weblio.jp/content/%E5%86%8D%E5%87%A6%E7%90%86?dictCode=GRBK>

表 1. 再処理施設からの液体廃棄物中のトリチウムの放出管理目標値

再処理施設	年間放出量 (ベクレル/年)	
六ヶ所再処理施設	放出管理目標値	1.8×10^{16}
(参考)	(周辺公衆の被ばく線量「実効線量」の評価値)	(0.0016 ミリシーベルト/年)
ラ・アーグ (仏国)	放出限度	1.85×10^{16}
セラフィールド (英国)	放出限度	2.0×10^{16}

(ATOMICA「原子炉施設からの放射線(09-01-02-04)」から作成)

ⁱ⁾ 原子力事業者が³Hの放出に関して法令基準(年1ミリシーベルト相当)よりさらに厳しく自主的に定めた基準値。