

核融合原型炉におけるトリチウム水の管理・取扱方針の検討 Study on management of tritiated water for a fusion DEMO reactor

渡邊 和仁¹, 中村 誠¹, 染谷 洋二¹, 増井 章裕¹, 片山 一成², 林 巧¹, 柳原 敏³, 小西 哲之⁴,
横峯 健彦⁵, 鳥養 祐二⁶, 谷川 尚¹, 原型炉設計合同特別チーム

K. Watanabe¹, M. Nakamura¹, Y. Someya¹, A. Masui¹, K. Katayama², et al.

¹原子力機構, ²九大総理工, ³福井大, ⁴京大エネ理工研, ⁵京大院工, ⁶富山大水素研

¹JAEA, ²Kyushu Univ., ³Univ. of Fukui,

^{4,5}Kyoto Univ., ⁶Univ. of Toyama

1. 背景および目的

核融合原型炉では、発電のために冷却水温度を300℃前後とするため炉内構造材の温度はITERよりも高くなり、また、炉内機器の主要構造材と想定される低放射化フェライト鋼は比較的トリチウムを透過し易い。これにより冷却水中へのトリチウム透過量が大きくなり、ITERでは必要としなかった冷却水中のトリチウム処理設備の適用を原型炉では検討する必要がある。そこで本研究では、保守的に設定したトリチウム処理量の観点からトリチウム水処理設備への要求を概算するとともに、核融合炉の特徴を踏まえたその他観点からのトリチウム水管理の課題を抽出する。

2. 前提条件

冷却水中のトリチウム濃度を定常とするために、冷却水中へのトリチウム透過量と同等のトリチウム量を処理できるシステムを処理設備への設計要求とする。ここで、本研究においては酸化皮膜による透過低減効果を考慮しない等、保守的な仮定に基づく値として、透過量を6 g-T/dayと暫定的に仮定する。

また、所内電力低減の観点から設備は小型・省電力化する必要がある。このためには処理水量を少なくすることが有効であり、同量のトリチウム量を処理する場合、トリチウム濃度が高い方がよい。その一方で安全性の観点からは冷却水中のトリチウム量は安全上のハザードとなるため、トリチウム濃度は低い方が望ましい。したがって、この2つの観点から最適なトリチウム濃度が存在する。

3. 結果

まず既存設備の適用が可能かを評価するために、CANDU炉におけるトリチウム管理濃度

である1TBq/kgを仮定した。この場合のトリチウム挙動を評価した結果、トリチウム処理設備へ流す冷却水流量は94 kg/hとなる。これはCANDU炉の一つであるWolsong発電所における処理流量[1]とほぼ同じであり、保守的なトリチウム透過量を仮定した場合でも既存設備が適用できる可能性を明らかにした。この場合、ブランケットの供用期間次第では定常的なトリチウム処理ではなく、ブランケット交換時に冷却水を取り出して処理する方法も考えられる。

また、トリチウム水管理の上で重要となる課題の一つとして、通常時の海水中へのトリチウム放出量だけでなく、雰囲気中のトリチウム処理も含めた排気筒から放出されるトリチウムガスを抽出した。これはトリチウム水処理設備が冷却水中のトリチウム濃度を管理する機能に加え、大気へのトリチウムガス放出を制御する機能も兼ねるためである。具体的には処理設備にて回収できなかったごく少量のトリチウムはガスとして定常的に大気へ放出するため、この観点からトリチウム水除去設備を検討することが重要となる。これ以外にも今後評価が必要な安全上の課題を現在まとめている。

4. 結論

冷却水中のトリチウム除去設備として、冷却水中へのトリチウム透過量を保守的に仮定した場合であっても、トリチウム管理濃度をCANDU炉と同程度にすることができれば既存の設備が適用できる可能性を明らかにした。本講演では核融合の特徴を踏まえたトリチウム水管理の課題についても報告する。

参考文献

[1] K.M. Song, et al., Fusion Eng. and Des., 82 (2007) 2264–2268.