



ارائه شده توسط:

سایت ترجمه فا

مرجع جدیدترین مقالات ترجمه شده

از نشریات معتبر

تجزیه و تحلیل تولید ترتیم (Tritium) و راهبرد های مدیریت برای راکتور

تست دمای بالا خنک شده با نمک فلوراید (FHTR)

چکیده

راکتور آزمایشی حرارت بالا خنک شونده با نمک فلوراید (FHTR) در واقع مفهوم راکتور آزمایشی می باشد که در نظر دارد تا نوترونیک ها ، هیدرولیک های گرمایی ، مواد ، مدیریت ترتیم و رسیدگی به دیگر موضوعات تعمیر و نگهداری عملیاتی راکتور را قبل از این که بتوان راکتور حرارت بالا خنک شونده با نمک فلوراید (FHR) تجاری را مورد استفاده قرار داد ، نشان دهد . رده طراحی سیستم های هسته ای MIT یک طراحی را برای FHTR 100 مگاواتی پیشنهاد داده بود که از Li_2BeF_4 استفاده می کند و دارای موقعیت های تست شار سریع و گرمایی برای تست مواد و سوخت می باشد و شار نوترونی بیشتر از $3E14 \text{ n/cm}^2\text{-s}$ را برای تست پرتو افکنی شتاب دار فراهم می کند . یکی از موضوعات کلیدی FHR و FHTR به تولید ترتیم از ماده خنک کننده flibe و کنترل پرتو افکنی اش مربوط می گردد . اهداف این مطالعه عبارتند از :

(1) ارزیابی بازنگری از تولید ترتیم در انواع مختلف سیستم های هسته ای ؛ (2) تخمین منبع ترتیم در FHTR با استفاده از کد کامپیوتر ORIGEN-S و (3) پیشنهاد استراتژی مدیریت ترتیم برای FHTR . بازنگری سیستم های هسته ای موجود نشان می دهد که ترتیم یک رادیود نوکلئید اولیه در انتشار ترتیم گازی و مایع می باشد . راکتور های آب سبک به میزان چند ضد کوری در سال انتشار دارند که انواع راهبرد های کنترل و برداشتن ترتیم برای این مشکل توسعه یافته و اجراء شده اند . تولید ترتیم برای طراحی MIT FHTR در 20 مگاوات با استفاده از تجزیه و تحلیل ORIGEN-S تخمین زده می شد که در حدود 2600 Ci (بر اساس فاکتور ظرفیت 70 درصد و 10 Ci.day) با 99.99 درصد $li \text{ flibe}$ غنی شده باشد . نرخ حذف ترتیم بیش از 90 درصد با استفاده از این شرط منبع به عنوان هدف طراحی برای سیستم کنترل ترتیم FHTR پیشنهاد می گردد تا انتشار ترتیم بر طبق محدودیت های راکتور های هسته ای موجود حفظ گردد . راهبرد های مدیریت ترتیم پیشنهادی

برای FHTR شامل زیاد شدن غنی سازی لیتیوم ، گیرنده های فلزی یا پایه کربنی و پخش کردن گاز خنثی با سیستم ترکیب کننده مجدد دمای بالا می باشند .

فهرست مطالب

1 – مقدمه

1-1 بازنگری راکتور حرارت بالا خنک شده با نمک فلوراید (FHR)

2-1 بازنگری FHTR

3-1 بازنگری تولید ترتیم در FHTR

4-1 بازنگری تولید ترتیم در دیگر سیستم های راکتور هسته ای

5-1 اهداف رساله

2 – مدیریت و کنترل ترتیم در طراحی های راکتور هسته ای موجود

2 1-1 ترتیم در راکتور MIT (MITR)

1-1-2 بازنگری MITR

2-1-2 تولید ترتیم MITR و محدودیت ها

1-2-1-2 مشخصه های فنی

2-2-1-2 محدودیت های دوز خارج از دستگاه

3-1-2 مدیریت ترتیم MITR

1-3-1-2 سیستم ترکیب کننده مجدد

2-3-1-2 تعویض آب سنگین

3-3-1-2 کنترل رادیولوژیکی فعالیت های تعمیر ونگهداری سیستم آب سنگین

4-3-1-2 انتشار از دودکش

5-3-1-2 انتشار از فاضلاب

2-2 ترتیم در سیستم های همجوشی (گداز)

HYLIFE –II 1-2-2

2-2-2 مفهوم راکتور همجوشی مخزن یکپارچه (IPFR)

3-2-2 برنامه JUPITER-II

3-2 ترتیم در راکتور آب تحت فشار (PWR)

1-3-2 تولید ترتیم PWR

2-3-2 مدیریت ترتیم PWR

4-2 ترتیم در راکتور های CANDU

1-4-2 بازنگری ترتیم در راکتور های CANDU

2-4-2 فرآیند های دتریم افزایی

3- تجزیه و تحلیل ORIGEN-S از اصطلاح منبع ترتیم در FHTR

3 - 1 تخمین تولید ترتیم

2-3 تجزیه و تحلیل ORIGEN-S

1-2-3 توصیف ORIGEN-S

2-2-3 مشکل FHTR

3-2-3 تجزیه و تحلیل تولید ترتیم در FHTR

4- راهبرد های مدیریت ترتیم FHTR پیشنهادی

5- نتیجه گیری و پیشنهادات برای کار آینده

6- رفرنس ها

7 ضمیمه

1-7 ضمیمه A ورودی ORIGEN-S

2-7 ضمیمه B خروجی ORIGEN-S

1 - مقدمه

1-1 بازنگری راکتور حرارت بالا خنک شده با نمک فلوراید (FHR)

تحقیق در مورد رشته های مهندسی هسته ای و مواد در سطح جهان اخیرا به بررسی مفهوم راکتور جدید می پردازد که FHR نامیده شد . موارد زیر در طراحی بطور برجسته نشان داده می شوند که عبارتند از ماده خنک کننده نمک فلوراید حرارت بالا ، فشار پایین ، سوخت ذرات پوشش داده شده ، بهبود کارآمدی برای تولید الکتریسیته ، تولید دمای فرآیند و رد دمای واپاشی کاملا غیر فعال . این کیفیت ها در تولید الکتریسیته هزینه کم سهم دارند در حالی که ویژگی های ایمنی غیر فعال حفظ شده و محدودیت های جاری راکتور های آب سبک (LWR) رفع می گردند [1] . مفهوم FHR بایستی در معرض مطالعات طراحی بیشتر ، تست های مواد و پرتو افکنی سوخت و ارزیابی ایمنی قبل از این که راکتور برق مقیاس کامل را بتوان ساخت ، قرار بگیرد . تست مفایم حیاتی در FHR از جمله تست مواد ، مواد خنک کننده و نوترونیک ها در توسعه راکتور آزمایشی حرارت بالا خنک شده با نمک فلوراید (FHTR) پیش بینی گردید .

راکتور های نمک ذوب شده (MSR) در ابتدا در دهه 1950 و 1960 به عنوان طراحی آزمایشی مورد توجه قرار گرفتند . توجه به توانایی بالقوه راکتور های نمک ذوب شده برای سوختن آکتنید ها ، عملیات به صورت راکتور تولیدی تریوم ، تهیه چرخه سوخت ساده شده و ایجاد مسیری برای حمل و نقل محدود مواد رادیو اکتیو مطرح شده است . پیشرفت ها در فناوری سوخت راکتور خنک شده با گاز دمای بالا (HTGR) ، مواد و فناوری MSR به توسعه مفهوم FHR منجر گردید . طراحی های MSR و FHR عمدتا در جنبه سوخت متفاوت می باشند : سوخت در MSR ها در ماده خنک کننده نمک ذوب شده حل گردید نظر به این که سوخت برای FHR از نوع مشابه با سوخت جامد توسعه یافته برای HTGR ها بود .

ماده flibe به عنوان ماده خنک کننده اولیه مورد نظر برای راکتور حرارت بالا خنک شده با نمک فلوراید می باشد چون این ماده دارای ویژگی های انتقال دمای بالا و نوترونیک با نقطه ذوب 460 درجه سانتی گراد و نقطه جوش 1430 درجه سانتی گراد می باشد که عملیات راکتور در دما های بسیار بالا را امکان پذیر می کند [2] . در نتیجه ، همچنین flibe می تواند ماده خنک کننده اولیه مورد نظر برای FHTR باشد . تری تیوم یک نوع ایزوتوپ رادیو اکتیو هیدروژن با جرم اتمی سه می باشد که احتمالا از واکنش های جذب نوترون با اجزای LIBE و عمدتا Li تولید شده است . تریوم دارای نیمه عمر 12.3 سال می باشد و یک نوع ساینر کننده بتا خالص

است . تری تیوم در دما های بالا همانند هیدروژن رفتار می کند و ممکن است از طریق مواد پخش گردد و از راکتور خارج شود .

1-2 بازنگری FHTR [3]

راکتور آزمایشی قبل از این که FHR به صورت تجاری توسعه یابد بایستی جنبه های مهم مرتبط با نوترونیک ها ، هیدرو لیک های حرارتی ، مواد و روش های بی نهایت مرتبط با این مورد برای اداره کردن تری تیوم را مورد مطالعه قرار دهد . FHTR 100 مگا واتی اولیه توسط شرکت رده طراحی سیستم های هسته ای MIT 2012 طراحی شده بود تا امکان پذیری تجاری ثابت گردد و تست تسریع یافته برای FHR فراهم گردد . طراحی راکتور آزمایشی حرارات بالا خنک شونده با نمک فلوراید MIT دارای ویژگی های قابل ذکری می باشد که عبارتند از : موقعیت تست حرارتی مرکزی بزرگ با شار نوترون بیشتر از $3E14 \text{ n/cm-s}$ برای تست مواد و سوخت شتاب دار ، موقعیت های تست هسته داخلی یا بیرونی بی شمار در تماس با ماده خنک کننده اولیه ، شکل سوخت مبتنی بر بر ماده پوشش داده شده و دما های ورودی (بیش از 600 درجه سانتی گراد) و خروجی (بیش از 700 درجه سانتی گراد) بالا برای اجتناب از منجمد سازی نمک و تهیه محیط دمای بالا مورد انتظار طراحی تجاری . ویژگی های ایمنی بالا در طراحی FHTR برای کنترل تری تیوم و حذف دمای تحزیه پیشنهاد شده اند . طرح کلی هندسی هسته طراحی MIT FHTR در شکل یک نشان داده می شود و ابعاد مرتبط با هسته در جدول یک نشان داده می شو ند [4] . سطوح شار در بخش های مختلف FHTR در جدول 2 نشان داده می شوند .

جدول 1 : پارامتر های هندسی هسته MIT FHTR [4]

بُعد	حجم (سانتی متر)
شاع کوتاه هسته	100
ارتفاع هسته	120
ضخامت بازتاب دهنده شعاعی	40
ضخامت بازتاب دهنده محوری	30

12	شعاع کوتاه مجموعه
25	گام مجموعه
0.8	شعاع کانال ماده خنک کننده و سوخت
1.8	گام کانال ماده خنک کننده و سوخت
12	شعاع موقعیت تست داخلی
4	شعاع موقعیت تست بیرونی

جدول 2 : مقادیر شار هسته متوسط و موقعیت های تست 100 مگاواتی MIT FHTR بر حسب n/cm^2-s

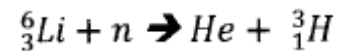
موقعیت شار	شار کل	شار حرارتی	شار سریع
هسته میانگین	2.85E14	2.28E13	2.62E14
باکس 1000 سانتی متر مکعب مرکز داخلی	6.90E14	4.53E14	2.37E14
موقعیت تست کانال داخلی	5.28E14	3.25E14	2.03E14
موقعیت تست کانال بیرونی	2.79E14	2.00E13	2.59E14

3-1 بازنگری تولید تری تیوم در FHTR

روشی که می توان تولید ، حذف و رها سازی تری تیوم به محیط را پایش نمود بایستی قبل از این که بتوان ان را در طراحی FHR تجاری اجراء نمود ، ثابت شده باشند . هدف اصلی این است تا دوز ماده را برای کارگران نیروگاه و عموم مردم محدود نمود که از طریق قانون مقررات فدرال مشخص شده است . این کار از طریق گنجانند ن تری تیوم در سیستم راکتور ، برداشتن ماده در وضعیت کنترل شده و احتمالاً از طریق گیرنده و یا

سیستم ترکیب کننده مجدد یا گاز پوشش و جلوگیری از مقدار چشمگیر از پخش از طریق مواد راکتور بوسیله بکار گیری موانع در مبادله کننده های دمایی و دیگر حوزه های حساس یا دیگر روش ها بدست خواهد آمد .

تری تیوم در ماده خنک کننده flibe از طریق واکنش های نوترونی با اجزای تشکیل دهنده اش شکل می گیرد [19] : F ، Li ، Li و Be . برجسته ترین مورد به واکنش نوترون با Li مربوط می گردد :



که دارای سطح مقطع 940b برای نوترون های حرارتی در 0.025eV بوده است [13] . یون های تری تیوم شکل گرفته در این واکنش ها را می توان با آهن ترکیب نمود تا TF خورنده ار شکل دهند و یک هدف مورد توجه برای کنار گذاشتن ماده خنک کننده تبدیل شوند . وقتی H2 در فشار بالا به درون نمک اضافه می گردد ، مبادله ایزوتوپیک با TF را می توان القاء نمود تا گاز HT تولید نمود [5] . این گاز HT یک هدف جذاب برای سیستم های حذف تری تیوم می باشد و می توان در سیستم ترکیب کننده مجدد پیشنهادی بکار گرفت .

متغیر هایی نظیر شار نوترون ، دمای ماده خنک کننده و مکان هندسی هسته با هدف تعیین دقیق نرخ تولید تری تیوم در FHTR بایستی مشخص شده باشند . تجزیه و تحلیل ORIGENS بکار گرفته می شود تا نرخ تولید تری تیوم به یمنان پنج سال بدون کنار گذاری تخمین زده شود . استراتژی های کنار گذاری و حفظ را بعد از تعیین نرخ تولید تر تیوم می توان پیشنهاد داد . شبیه سازی حمل و نقل تری تیوم خارج از گستره این بررسی می باشد اما برای تعیین دقیق بهترین روش مدیریتی و پتانسیل برای رها سازی در سناریو های تصادف بایستی بیشتر مورد بررسی قرار گیرند .

1-4 بازنگری تولید تری تیوم در دیگر سیستم های راکتور هسته ای

تولید تری تیوم و کنترل اش یک مشکلی را برای دیگر سیستم های هسته ای و عمدتا برای کنترل های رادیولوژیکی مطرح نمود . در زمینه پروژه MSRE یک نوع تحقیق چشمگیری وجود داشته است (1950-1960) که flibe به عنوان ماده خنک کننده اولیه و ثانویه و مطالعات تولید تری تیوم در flibe به عنوان سوخت برای کاربرد های گداز استفاده گردید [6] . اخیرا ، راکتور های اورانیوم دی تریوم (CANada) (CANDU) ، راکتور های آب سبک (LWR) و بعضی راکتور های تحقیق و تست از روش های کنترل تری تیوم استفاده می کنند . تولید تری تیوم در PWR ، CANDU ، MSRE ، دو طراحی FHR و طراحی گداخت در

جدول سه فهرست می گردند . یادآوری این موضوع مهم است که تولید تری تیوم تا حدی بر اساس غنی سازی Li در نمک ذوب شده می باشد ؛ هر چه غنی سازی Li بالاتر باشد ، Li برای واکنش نوترون کمتر در دسترس می باشد که در بخش عمده تولید تری تیوم سهم دارد [2] .

جدول 3: تولید تری تیوم در PWR ، CANDU ، MSRE و دو طراحی FHR

راکتور	نیرو گاه هسته ای	ei	تولید تری تیوم	غنی سازی Li	nt
PWR [7]	1000 MWe		1.9	n/a	
CANDU [8]	1000 Mwe		2740	n/a	
MSRE [8]	1000 Mwe		2420	99.99%	
FHR [9]	2400 MWt		5000 (initial) 500 (equilibrium)	99.995%	
FHR Baseline from UC-Berkeley Design [8]	900 MWt		32.8 (equilibrium)	99.995%	
Fusion Designs [8]	1000 MWe		4.2E6 ³	92.5%	

در

حالی که بعضی فناوری ها برای کنترل رها سازی تری تیوم درون محیط در طراحی های متفاوت راکتور و کاربرد های گداز توسعه یافته اند ، بررسی امکان پذیری این فناوری ها برای طراحی FHTR بر اساس تخمین های تولید تری تیوم کل و رفتار ش با ماده خنک کننده FHTR و مواد ساختاری اش ضروری می باشد . این پروژه به این موضوع رسیدگی خواهد کرد تا بهترین راهبرد های مدیریت تری تیوم را برای FHTR از طریق تخمین تولید دراز مدت تری تیوم MIT FHTR بدون حذف و برآورد امکان پذیری مدیریت تری تیوم جای در دیگر راکتور ها و کاربرد های هسته ای مشخص نماید .

4-1 اهداف رساله

اهداف این رساله عبارتند :

- (1) تهیه بازبینی راهبرد های مدیریت و کنترل رادیو لوژیکی تری تیوم از راکتور MIT و دیگر سیستم های هسته ای موجود .

(2) برآورد تولید کلی تری تیوم که در FHTR مرجع انتظار می رود که از کد کامپیوتری ORIGEN-S استفاده می کند .

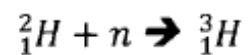
2 - مدیریت کنترل تری تیوم در طراحی های راکتور هسته ای موجود

1-2 تری تیوم در راکتور MIT (MITR)

1-1-2 بازنگری MITR

لابراتوار راکتور هسته ای MIT (MIT-NRL) در واقع آزمایشگاه مهم دانشگاهی می باشد که در حوزه تحقیق بین رشته ای فعال می باشد . MIT-NRL یک راکتور 6 مگاواتی آب سبک خنک شده و بازخوردی آب سنگین معتدل شده یعنی راکتور تحقیقی (MITR) را فعال می سازد . این راکتور را می توان دومین راکتور بزرگ تحقیقاتی دانشگاهی در ایالات متحده محسوب نمود . MIT از اجزای سوخت با پوشش آلومینیومی باله دار نوع صفحه ای بهره می برد . سوخت عبارتست از اورانیوم -235 غنی شده 93 درصد . ماموریت لابراتوار این است تا اساتید و دانشجویان را از MIT و دیگر موسسات با منبع نوترون پیشرفته و زیرساخت مورد نیاز برای تسهیل استفاده از راکتور فراهم نماید [10] .

نظر به این که راکتور از نوع آب سنگین و همانند بازتابنده می باشد و دارای نرخ شار نوترونی بی نهایت بالا یعنی $6E13 \text{ n/cm}^2\text{-s}$ می باشد ، MITR دارای محدودیت های شدید در سطح تری تیوم در بازتابنده آب سنگین و سیستم های خنک سازی ثانویه (آب سبک) می باشد که در مشخصه های فنی MIRT به طور کامل مطرح شده است [11] . تری تیوم در هر زمانی که هسته های دیتریوم یک نوترون را می گیرند شکل می گیرد و در واکنش زیر به تصویر کشیده می شود :



هر چند سطح مقطع جذب نوترون های حرارتی دی تریوم کم می باشد (0.508mb) و تری تیوم نسبتا کمی تولید می گردد ، جایگزین کردن آب سنگین بعد از چند سال افزایش تدریجی تری تیوم برای کم کردن از ریسک انتشارش به محیط زیست و شکل گیری نگرانی های محافظت رادیولوژیکی برای کارگران راکتور و برای عموم مردم مطلوب می باشد . سیستم آب سنگین بسته می شود و از اینرو تری تیوم که گنجانده می شود ، دیگر در طول فعالیت عادی خطری ایجاد نمی کند . با اینحال ، سطوح فعالیت بایستی به حداقل برسد تا کنترل

های رادیولوژیکی ضروری برای اجرای فعالیت های تعمیر و نگهداری کاهش یابد که برای باز کردن سیستم نیاز هستند .

سیستم ثانویه که رفلکتور آب سنگین را خنک می سازد نیز در مورد نشت از طریق مبادله کننده های گرمایی واسط پایش می گردد . هر چند سیستم ثانویه به طور دایم از طریق کشف کننده های آنلاین برای فعالیت پایش می گردد ، این کشف کننده ها تری تیوم را حس نمی کنند چون ذره بتا انرژی بسیار کم را منتشر می کند [13] . نمونه روزانه آب ثانویه گرفته می شود تا آن را برای ماده خنک کننده ثانویه تریتیوم در هر زمان تجزیه و تحلیل نمود که برای مبادله گر حرارتی آب سنگین تامین می گردد [14] .

مواد پخش شده از دود کش نیر پایش می گردند تا از تخلیه رادیو اکتیویته جلوگیری گردد . پایش تشعشع که از ماده پخش شونده دودکش نمونه برداری می گردد در کل زمان ها عملیاتی می باشد . غلظت تری تیوم و رادیو اکتیویته پایش می گردند تا مقدار تخلیه شده به محیط زیست اندازه گیری گردند . انتشارات تری تیوم به طور ساتلانه به کمپسیون نظارتی هسته ای (NRC) گزارش می گردند .

2-1-2 تولید تری تیوم MITR و محدودیت ها

1-2-1-2 مشخصه های فنی

مشخصه های فنی MITR مورد نیاز می باشند که ماده خنک کننده رفلکتور آب سنگین و ماده خنک کننده ثانویه برای تری تیوم تجزیه تحلیل می گردند . رادیو اکتیویته تری تیوم نبایستی فراتر از 5ci/lit در سیستم های آب سنگین باشند . اگر رادیو اکتیویته تری تیوم در آب سنگین به این حد رهنمود نزدیک شود ، تدارکات شروع می شوند تا آب سنگین تعویض گردد . عملیات های معمولی ممکن است ادامه یابند در حالی که آماده سازی ها انجام گرفته اند اما رادیو اکتیویته تری تیوم نبایستی هر گز فراتر از 6ci/liter باشد . اسپری برج خنک کننده در شاخص $\geq 1\mu\text{Ci/liter}$ تری تیوم در ماده خنک کننده ثانویه بایستی توقف گردد و تبدیل گر های حرارتی آب سنگین بایستی تاز مانی که نشت تری تیوم درون ماده خنک کننده ثانویه کنترل گردد ، بایستی جدا گردد .

2-2-1-2 محدودیت های دوز موازنه

مقررات مناطق مسکونی توسط آژانس محافظت زیست محیطی (EPA) کنترل می گردد در حالی که کمیسیون نظارتی هسته ای بر مقررات تاسیسات راکتور هسته ای کنترل دارد . نبایستی بیشتر از 10 mrem/yr از انتشار ماده پخش شونده از راکتور به مردم عادی برسد . در حالی که این امکان وجود دارد تا فراتر از این محدودیت اتفاق بیفتد ، توصیه می گردد که سطوح زیر این محدودیت حفظ گردند که توسط دفتر محافظت تشعشع MIT مطرح شده بود . محدودیت کمیسیون نظارتی هسته ای در هر زمانی که بالاترین دز پایش می گردد به میزان 100mrem می باشد که برای MITR در راس دسته می باشد . فاکتور رقیق شدگی 50000 برای حد فعالیت اعمال می گردد تا محدودیت غلظت موثر برای پخش شونده های دود کش تولید گردد [15].

بخش بیستم قانون مقررات فدرال (10CFR20) بر این محدودیت برای مواد پخش شونده رادیو اکتیو به محیط زیست نظارت دارد . محدودیت های پخش ماده تری تیوم در 10CFR20 به هوا و آب به ترتیب عبارتند از $1E-1$ $7 \mu\text{Ci/mL}$ و $1E-3 \mu\text{Ci/mL}$ [36] . هر چند سیستم آب سنگین در نظر است تا یک سیستم بسته باشد ، در آنجا هنوز نشت اجتناب ناپذیری از طریق درز بند ها و مهر و موها در سیستم (پمپ ها ، نفوذ ها) وجود دارد که در انتشارات ماده پخش شونده دود کش به حساب آورده می شوند .

جدول 4 یک سری مقادیر فعالیت تری تیوم منتشر شده در دود کش را برای 16 سال گذشته نشان می دهد . مقدار تری تیوم که در سه سال گذشته از راکتور از طریق دود کش نشر یافته اند در حدود 35.6 Ci /year می بشند هر چند به زیادی 180.6 Ci می باشد که در طول آن دوره نشت ها در سیستم وجود داشتند .

جدول 4 : مواد پخش شونده تری تیوم از دود کش به صورت سالانه برای MITR از سال 1996 تا 2012

Year	Tritium Activity in the Stack (Ci)
1996	9.8
1997	26.6
1998	36.7
1999	52.4
2000	71.2
2001	132.2
2002	62.4
2003	84
2004	180.6
2005	54.4
2006	39.7
2007	12.2
2008	10.2
2009	14.2
2010	35.3
2011	34.6
2012	37.0

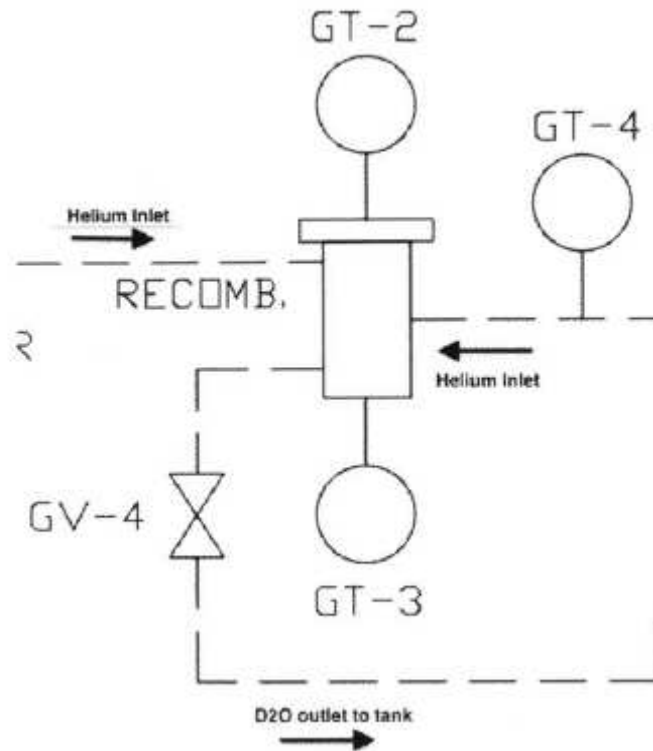
3-1-2 مدیریت تری تیوم MITR

1-3-1-2 سیستم ترکیب کننده مجدد

مخزن رفلکتور آب سنگین اصلی حاوی لایه گازی پوشش هلیوم می باشد که سیستم ترکیب کننده مجدد را هدایت می کند . گاز پوشش هلیوم از طریق ترکیب کننده مجدد به چرخه وارد می شود تا غلظت دیوتریوم را در سیستم کنترل نماید . هلیوم از طریق نفوذ ها در فلانژ بخش ته مخزن هسته به جریان چرخه وارد می شود . مخزن نگهدارنده گاز که در فشار ثابت حفظ می گردد همانند جریان سریع و مخزن ذخیره سازی سیستم عمل می کند . قطعه منتخب از سیستم در شکل دو نشان داده می شود . ترکیب کننده مجدد دارای ورودی گاز هلیوم حاوی دیتریوم و اکسیژن می باشد که از نو ترکیب می گردد و درون آب سنگین از نو شکل می گیرند و بواسطه نیرو ثقل لوله ها دروت مخزن ذخیره سازی سیستم آب سنگین می افتند .

شکل 2 : سیستم ترکیب کننده مجدد برای MITR . ترکیب کننده مجدد دارای ورودی های هلیوم حاوی D2 و O2 بود که با کمک کاتالیست پلاتینویم از نو ترکیب می گردد . GT ها یک سری ترموکوپل هایی هستند که

دماها را در تمامی زمان ها پایش می کنند . D2O از نو ترکیب شده از طرق نیروی مرکز ثقل به مخزن اصلی آب سنگین بر می گردد .



یکی از اهداف اصلی سیستم ترکیب کننده مجدد این است تا یک وسیله نقلیه غیر رادیو اکتیو خنثی برای به چرخش در آوردن D2 و O2 مجزاء از مخزن باز تاب دهنده به ترکیب کننده مجدد کاتالیتیک فراهم گردد . ترکیب کننده مجدد از کاتالیست پلاتینیوم استفاده می کند که در حدود دمای 80 درجه سانتی گراد در طول فعالیت های عاید راکتور در 5.8 مگا وات فعالیت می کند و D2 و O2 را برای اصلاح D2O از نو ترکیب می کند . هر زمان D2O اصلاح می گردد ، از طریق نیروی ثقل به مخزن ذخیره سازی بر می گردد . این کار باعث کنترل غلظت دیتریوم در سیستم می گردد تا از مقدار قابل اشتعال در گاز پوشش جلوگیری نماید . همچنین این کار به کم شدن مقدار تری تیوم در گاز پوشش کمک می کند . دو هدف دیگر سیستم ترکیب کننده مجدد عبارتند از جلوگیری ورود هوای به شکل گاز در آمده با رطوبت آب به سیستم و تنزل D2O و جلوگیری از فرسایش از طریق شکل گیری ترکیب شیمیایی هوا در حضور میدان های تشعشع بالا [14] . بعضی مشخصه های عملیاتی سیستم ترکیب کننده مجدد در جدول 5 نشان داده می شود .

جدول 5 : مشخصه های عملیاتی سیستم ترکیب کننده مجدد MITR

پارامتر	مقدار
نرخ جریان گاز پوشش	gpm 19.5
کاتالیست	قرص های پلاتینیوم
دمای ورودی ترکیب کننده مجدد	31.5 درجه سانتی گراد
دمای خروجی ترکیب کننده مجدد	50 درجه سانتی گراد
دمای متوسط ترکیب کننده مجدد	80 درجه سانتی گراد

2-3-1-2 تعویض آب سنگین

دپارتمان انرژی (DEO) دارای آب سنگین می باشد که در MITR مورد استفاده قرار می گیرد . هر زمان فعالیت خاص تری تیوم به حد 5Ci/Liter نزدیک می شود ، آب سنگین بایستی تعویض گردد تا خطر رادیولوژیکی بالقوه در رویدادی کاهش یابد که در انجا پخش آب سنگین وجود دارد . آب سنگین تازه با خلوص بالا توسط دپارتمان انرژی تهیه می گردد و آب سنگین دارای تری تیوم مطابق با توافق قرضی به وزارت انرژی برگردانده می شود . در کل زمان ها در هر سیستم در حدود 500 گالن آب سنگین وجود دارد . در حدود 170 گالن از 500 گالن در لولوه کسی سیستم رفلکتور ، 70 گالن در مخزن ذخیره و 260 گالن در مخزن رفلکتور و حایل پزشکی وجود دارند [16] .

هرزمان وقت بارگیری فرا می رسد ، آب سنگین دارای تری تیوم درون بشکه های فولاد ضد زنگ زه کشی می گردد و با آب سنگین تازه تعویض می گردد . بار گیری آب سنگین به طور دقیق بویژه در طول هوای سرد پایش می گردد که آب سنگین در این هوا منجمد می گردد (نقطه ذوب D2O بالاتر از آب می باشد) [17] .

2-3-1-3 کنترل رادیولوژیکی فعالیت های تعمیر و نگهداری سیستم آب سنگین

دستور العمل ها در هر زمانی که سیستم آب سنگین بایستی برای اجرای فعالیت های تعمیر و نگهداری باز گردد توسط دفتر محافظت از تشعشع MITR اجراء می گردد . اقدامات احتیاطی عبارتند از : به حداقل رساندن انتشار آب سنگین از سیستم ، استفاده از سیستم تهویه مناسب و پوشیدن پوشاک محافظتی مناسب نظیر دستکش ها و لباس های آزمایشی . مسئول RPO بایستی معرفی گردد تا بر تری تیوم در هر زمانی که مقدار آب سنگین ا

سیستم برداشته خواهد شد ، نظارت نماید . قبل از این که هر نوع کار مهم در سیستم انجام گرفته باشد ، کسانی که در حال کار می باشند بایستی قبل و بعد از کار آزمایش ادرار انجام دهند تا تضمین گردد که ماده تری تیوم وارد بدن نشده و از طریق خون جذب نگردیده است . اندازه گیری های مازاد عبارتند از راه اندازی سیستم کنترل هوا قابل حمل ؛ آبخوری همگانی که آب سنگین را می گیرد که می توان سپس برای فعالیت مورد تجزیه و تحلیل قرار داد .

مقادیر جزئی آب سنگین دارای تری تیوم که نمی توانند به دلیل آلودگی بالقوه به سیستم برگردند از طریق دود کش تبخیر می گردند . در این روش دارای تاثیر کمی برای عموم مردم هستند چون انتشارات نسبت به رها سازی های فاضلابی کمتر محدودیت دارند .

4-3-1-2 انتشار از دود کش

قبل از این مواد خش شونده از طریق دود کش خارج شوند ، هوا برای تری تیوم نمونه برداری می شود . بعد از حباب زایی حجم هوا مشخص از طریق حجم معلوم آب جمع آوری شده ، نمونه آب در شمارشگر درخششی مایع برای تعیین غلظت تری تیوم در هوای نمونه برداری شده شمارش می گردد [18] . اندازه گیری ها با استفاده از این روش در جدول 4 بالا نشان داده می شوند . 98 درصد فعالیت تری تیوم توسط حباب ساز یهای گازی جمع آوری می گردند [15] .

5-3-1-2 رها سازی در فاضلاب

همچنین فاضلاب قبل از تخلیه شدن به درون کانال فاضلاب برای بررسی رادیو اکتیو نمونه برداری شده و پایش می گردد . آب در مخازن زباله قبل از تخلیه به درون فاضلاب به مدت حداقل شش ساعت به چرخه بازگردانده می شوند تا با مخلوط شوند و نمونه نشان دهنده فعالیت را ارایه نمایند . سپس نمونه برداشته شده و تجزیه و تحلیل می گردد تا تضمین نماید که کل مواد تخلیه شده دارای کمتر از حد $20 \text{ CFR } 10$ از 5 Ci/year می باشند . هر زمان مصوب گردد ، آب به طور دائمی پایش می گردد چون آب درون فاضلاب با استفاده از کشف کننده درخششی مایع جمع آوری می گردد [14] .

از تجربه عملیاتی در MITR نشان داده می شود که انتشار ماده پخش شونده تری تیوم (بیش از دو مرتبه بزرگی) می تواند بسیار بیشتر از انتشار فاضلاب باشد . انتشار ماده پخش شونده از طریق دز تشعشع برای مردم

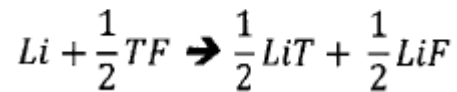
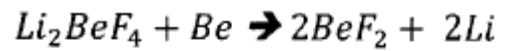
عمومی محدود می گردد که به قرار قرار گرفتن و دیگر رادیو نوکلئید های رها شده از طریق دود کش بستگی دارد در حالی که انتشار تری تیوم از فاضلاب برای MITR به شدت در سطح 5Ci/year محدود می گردد .

2-2 تری تیوم در سیستم های گداز

تری تیوم به عنوان سوخت در راکتور گداز استفاده می گردد . کاربرد های گداز flibe در واقع بررسی گسترده رفتار تری تیوم و کنترل در سیستم های پوشش نمک ذوب شده را تضمین کرده اند . flibe به دلیل مزیت های ذاتی اش نظیر پایداری در دمای بالا ، رسانایی کم الکتریسیته و نسبت تولید بالا تری تیوم ماده لیتیوم یک ماده جالب و مورد توجه می باشد . از اینرو ، این ماده در موضوعات مشابه نظیر سیستم های شکافت هسته ای وجود دارد : ناخالصی های TF در نمک تولید شده از واکنش های هسته ای با لیتیوم که برای مواد ساختاری بی نهایت خورنده و فرساینده باشد ، نفوذ پذیری تری تیوم از طریق مواد و شیوه های حمل و نقل ایمن و انتشارات از flibe در طول ریخت تصادفی . روش های متفاوت برای ریکاوری تری تیوم از سیستم پوشش گداز پیشنهاد شده اند که عبارتند از : استخراج نمک ذوب شده ، پنجره های نفوذ ، گیرنده ها ، جدا سازی مایع از طریق تقطیر و موارد دیگر . برنامه های گداز متفاوت با راهبرد های مدیریت تری تیوم پیشنهادی اشان در اینجا معرفی می گردند .

HYLIFE-II 1-2-2

HALFLIFE-II یک طراحی مفهومی برای نیروگاه انرژی گداز اینرسی نمک ذوب شده می باشد که در سال 1993 طراحی شده بود . طراحی از آرایه ضخیم نوترونی جت های flibe جریان یافته استفاده می کند که نمی سوزد و دارای موحودی و حلالیت کم تری تیوم بود و از دیواره های محفظه محافظت می کند و طراحی قدرتمند با زمان عمر سی سال را نشان می دهد . مسایلی در رابطه با رفتار تشعشع انرژی جنبشی شیمیایی flibe و همچنین سازگاری مواد برای مجرای نگهداری و عمدتا حلقه و از همه مهم تر موضوعات مرتبط با تری تیوم مطرح شده اند . نرخ تولید تری تیوم طراحی HYLIFE-II معادل $3.7\text{E}6\text{ Ci/day}$ می باشد . پیشنهادات برای کنترل تری تیوم HYLIFE-II شامل نگهداری تری تیوم همانند LiT در نمک ذوب شده از طریق افزودن لیتیوم یا بریلیم درون نمک بوده اند [20] :



از اینرو ، این نکته اشاره شده است که LiT با TF واکنش نخواهد داشت به نحوی که LiT در نمک باقی نخواهد ماند [21]. دیگر پیشنهادات برای کنترل نفوذ تری تیوم عبارتند از استفاده ماده خنک کننده واسط برای کم کردن نشتی درون ماده خنک کننده ثانویه و افزودن مواد گیرنده به نمک [22].

2-2-2 مفهوم راکتور گداز مخزن یکپارچه (IPFR) [23]

مفهوم راکتور گداز مخزن یکپارچه (IPFR) در واقع از نوعی می باشد که توسط لابراتوار ملی آرگونه (ANL) معرفی گردید و پیش نهاد می دهد تا راکتور گداز را درون مخزنی از flibe ذوب شده قرار داد. هدف اصلی این بود تا یک ماده flibe داشته باشیم که دارای عملکردهای چند گانه زادو ولد ، خنک کنندگی ، محافظت و معتدل سازی باشد. انتظار می رود تا طراحی باعث بهبود جنبه های ایمنی ، قابلیت اطمینان و قابلیت نگهداری سیستم گداز گردد. دو موضوع بسیار حیاتی برای طراحی عبارتند بودند از کنترل تری تیوم و خنک سازی دیواره مخزن و طراحی یک راه حل ممکن را برای کنترل خوردگی و تری تیوم پیشنهاد کرده است.

شکل گیری پوشش مولیبدنوم بر روی سطوح اجزای ساختاری در این بررسی پیشنهاد می گردد که از طریق حل MoF6 در flibe بدست آمده است. آلیاژ V را برای اولین دیواره در نظر بگیرید که در تماس با flibe می باشد ، V ، Ni و تری تیوم با MoF6 واکنش خواهد داد تا VF4 ، NiF2 و TF شکل گیرند. MO در واکنش با V یا Ni ته نشین می گردد و پوشش دایمی را بر روی دیواره شکل می دهد تا از واکنش بیشتر جلوگیری نماید. شکل گیری TF تا حد زیادی از تحرک پذیری تری تیوم می کاهد و از نشت آن جلوگیری می کند. موجودی تری تیوم کل در طراحی مرجع معادل شش گرم می باشد و نرخ نشت تری تیوم انتظار می رود تا در حدود 4Ci/day باشد.

3-2-2 برنامه JUPITER-II[24]

برنامه مشترک ژاپن و ایالات متحده در زمینه تست های تشعشع برای راکتور تحقیقاتی گداز در لابراتوار ملی آیداهو در تاسیسات تحقیقات ذکا بردی تری تیوم و ایمنی در نوع خودش در واقع دومین کار می باشد و بر

مطالعات flibe برای کاربردهای گداز تمرکز می کند. بویژه برنامه بر کنترل خوردگی و رابطه اس با تری تیوم تمرکز می کند.

واکنش های اکسایش / کاهش به دلیل این که ترکیب اجتناب ناپذیر تری تیوم با فلوراین شکل می گیرد، رفتار کل تری تیوم سیستم را تعیین خواهد کرد. بریلیوم به عنوان عامل کاهش برای کنترل آهن آزاد در سیستم پیشنهاد می گردد چون همچنین در گداز برای تکثیر نوترون استفاده می گردد تا تولید تری تیوم کافی را تضمین نماید. آزمایشاتی انجام گرفتند که HF در این آزمایشات از طریق flibe با غلظت های مختلف بریلیوم حل شده تشکیل حباب داده بود تا امکان استفاده از بریلیوم را به عنوان عامل کاهش در پوشش flibe ذوب شده بررسی نماید. اگر این کار موفقیت آمیز باشد، انتظار می رود که تری تیوم در در پوشش گداز flibe به صورت T2(g) نمایش داده خواهد شد.

همچنین برنامه JUPITER-II به بررسی تحرک flibe پراخته بود تا تاثیر محیط های متفاوت نظیر هوای خشک، هوای مرطوب، بخار را مشخص نماید و احتمالاً در طول تصادف مشاهده شده است. سناریو در مورد تصادف در مورد حمل و نقل بریلیوم و دانش رفتار آئروسول ها و بخار های تولید شده از ریختن flibe انتشار یافته در زمانی نگران است که با هوا یا آبی واکنش ایجاد می کند. واکنش با هوا و آب ممکن است منجر به تولید HF گردد که می تواند تری تیوم، F و دیگر رادیو نوکلیدها در طول پرتو افکنی را جابجا می کند.

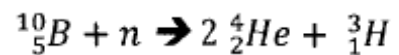
هیدروژن در تلاش برای کنترل شکل گیری TF در سیستم روکش و حفظ این ماده در زیر سطحی که بع خوردگی مواد ساختاری منجر خواهد شد، می تواند در سراسر جریان گاری در فضا بر روی نمک و از طریق نمک پاسکازی می گردد. این موضوع نشان داده شد که این کار باعث بهبود تغییرات در گونه های شیمیایی تری تیوم با HT از طریق واکنش های مبالده ای می گردد و انتشار تری تیوم از نمک فاز گازی بالای نمک را ارتقاء می بخشد. پخش گاز یک گزینه نوید بخش می باشد که چند سیستم دیگر در کنار سیستم گداز پیشنهاد شده اند.

3-2 تری تیوم در راکتور آب با حفظ فشار اتمسفری (PWR)

1-3-2 تولید تری تیوم PWR [25]

بررسی تری تیوم در PWR ها به دلیل کار گذاری دراز مدت اش درون سیستم های نیروگاه مهم است . نظر به این که ماده خنک کننده راکتور به چرخه بر می گردد ، تری تیوم درون نیروگاه به صورت آب دارای تری تیوم حفظ می گردد و رها سازی ممکن است به صورت مایع ، بخار آب یا تری تیوم گازی رخ دهد . منابع اولیه تری تیوم در سیستم خنک کننده راکتور در PWR عبارتند از : پخش ترتیوم از سوخت از طریق روکش فلزی آلیاژ زیرکون ، فعال سازی نوترونی بورون در میله های سمی قابل سوختن و پخش بعدی تری تیوم از طریق روکش فلزی و فعال سازی بورون ، دیتریوم و لیتیوم در ماده خنک کننده راکتور . بازده گداز تری تیوم برای اورانیوم 238 معادل تقریباً 0.01 درصد می باشد .

واکنش اصلی نوترون با بورون به تولید تری تیوم منجر می گردد که از قرار زیر می باشد :



واکنش دیگر که به تولید تری تیوم منجر می گردد عبارتست از واکنش $Li(n,\alpha)^3H$ در ماده خنک کننده . این واکنش از طریق محدود کردن ناخالصی لیتیوم در LiOH بکار رفته در ماده خنک کننده راکتور کنترل می گردد که PH ماده خنک کننده و در لیتیوم از غیر معدنی ساز های با 99.9 درصد لیتیوم کنترل می کند . تری تیوم تولید شده از طریق فعال سازی نوترون از دی تیریوم در آب کمتر از 5Ci/year می باشد . فهرست های موجودی تری تیوم در اجزای نیروگاه نوعی PWR در جدول 6 نشان داده می شوند . نرخ تولید تری تیوم در نیروگاه 1000 مگاواتی PWR معادل 19 Ci در روز می باشد [26] .

جدول 6 : فهرسای موجودی تری تیوم د اجزای نیروگاه در PWR

جزء	حجم آب (گرم)	غلظت تری تیوم ($\mu Ci/g$)	فهرست موجودی تری تیوم (Ci)
ماده خنک کننده راکتور	1.17E8	0.416	48.7
بخزن نگهدارنده CVCS	9.5E7	0.315	33.3
سیستم خنک کننده	1.1E7	0.240	2.6

106	0.11	9.6E8	بخزن ذخیره آب بوخت گیری مجدد
204	0.09	2.2639	سته سوخت مصرف ده
1.4	0.184	7.56E6	بخازن ذخیره سازی سید بوریك
1.4	0.132	1.09E7	بخازن نگهداری ضایعات

2-3-2 مدیریت تریتیوم PWR [27]

مطابق با گزارش سال 2008 در مورد مواد پخش شونده رادیو اکتیو از راکتور های نیرو گاه هسته ای ، تری تیوم در مواد پخش شونده مایع در امتداد ^{55}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{131}I وجود دارد . رها سازی مایع تری تیوم برای PWR ها در دامنه حدود Ci 160 تا ci1670 با مقدار واسط حدود ci530 قرار می گیرد . (انتشار تری تیوم BWR ها در دامنه 1-E-3 تا ci 127 با انتشار واسط حدود ci2.5 قرار می گیرد) . مجموع دیگر رادیو نوکلید ها در انتشار مایع در حدود ci 0.1 می باشد که بسیار کمتر از فعالیت تری تیوم می باشد . انتشار گازی شکل تری تیوم از PWR ها در دامنه 2.6 تا Ci 870 با انتشار متوسط حدود Ci30 قرار می گیرد . بیشترین نگرانی برای وجود تری تیوم در PWR ها این است که بخش عمده این ماده در شکل مایع به صورت آب دارای تری تیوم تشکیل می گردد و رها سازی اش همانند ماده چخش شونده مایع نسبت به رها سازی اش همانند ماده چخش شونده گازی به دلیل مقررات NRC محدود تر می گردد . اقتصادی ترین و نسبتا موثر ترین روش محدود کردن تاثیر منفی انتشار تری تیوم مایع این است تا تری تیوم مایع را به شکل گاز تبدیل نمود . تبخیر آب دارای تری تیوم از طریق ماده پخش شونده گاز با اتمسفر را می توان روش ممکن برای رسیدن به این هدف نام برد و این روش در MITR برای مقادیر کم آب سنگین دارای تری تیوم بکار گرفته شد . جدا سازی

تری تیوم از ماده خنک کننده راکتور ممکن است به عنوان یکی از روش های هدف مند تولید تریتیوم برای استفاده در کشف یا تسلیحات نگریسته شود .

4-2 تری تیوم در راکتور های GANDU

1-4-2 بازنگری تری تیوم در راکتور های CANDU

راکتور های اورانیومی دیتریوم کانادا (CANDU) از توجه زیادی برخوردارند چون این راکتور ها از آب سنگین به عنوان ماده خنک کننده اولیه و معتدل کننده اشان با تولید تری تیوم چشمگیر استفاده می کنند . تری تیوم عمدتا از طریق فعال سازی نوترونی دیتریوم همانند MITR تولید می گردد . نرخ تولید نمونه نوعی برای راکتور 1000 مگاواتی CANDU معادل Ci2740 در روز و عمدتا در شکل آب سنگین دارای تری تیوم می باشد [29] [8] . میانگین نوعی غلظت تری تیوم در معتدل کننده ها به 16 Ci بر کیلو گرم و در ماده های خنک کننده تا 0.5Ci بر کیلو گرم رسیده بود [28] . نرخ تولید بالا و فعالیت خاص مستلزم کنترل های گسترده مدیریت تری تیوم می باشند .

در نتیجه نیاز به به ایجاد فناوری هایی که مقادیر زیاد تری تیوم را کنترل می کنند ، کانادا لابراتوار هایی را با قابلیت های تحقیق و توسعه چشمگیر و بویژه در لابراتوار های کینتریکس و چالک ریور ساخته بود . تاسیسات تری تیوم چالک ریور را می توان تا حدود 1E6 Ci برای پخش عملیات ها و فعالیت های تحقیق و توسعه هندل نمود .

تحقیق در مورد دیتریوم افزایی با طراحی ، ساخت و هدایت تاسیسات حذف تری تیوم ولسونگ کره جنوبی (WTRF) با فعالیت چشمگیری مشاهده شده بود . WTRF از فرآیند تبادل کاتالیتیک مایع استفاده می کند . شرکت انرژی اتمی با مسئولیت محدود کانادا (AECL) در واقع فرآیند مبادله کاتالیتیک و الکترولیز ترکیبی (CECE) را برای به روز رسانی آب سنگین و دی تریوم افزایی مقیاس نیمه صنعتی به طور موفقیت آمیزی ثابت کرده است [28] .

راکتور CANDU بعد از 60 سال فعالیت بدون دی تریوم افزایی به غلظت تری تیوم یکنواخت 84 و 2 Ci در کیلو گرم در معتدل کننده و سیستم انتقال حرارت (HTS) خواهد رسید [28] . سه روش اصلی برای جلوگیری از انتشارات زیست محیطی عبارتند از : دی تریوم افزایی برای به حداقل رساندن تری تیوم در آب سنگین ،

کنترل نشت های آب سنگین و ریکاوی آب سنگین که از سیستم نشت می کند . اخیرا راکتور های CANDU از ابزار دی تریوم افزایی به عنوان روش الویه جلوگیری از ساختار بزرگ تری تیوم در سیستم هایشان استفاده می کنند .

2-4-2 فرآیند های دی تریوم افزایی

هر چند فناوری های دی تریوم افزایی در خود تاسیسات راکتور نیروگاه اجراء شده اند، برداشتن خود تری تیوم دارای پتانسیلی برای انتشار تری تیوم اصلی و بخار آب دارای تری تیوم در طول عملیات بوده است . ایستگاه های تولید برق هسته ای دارلینگتون (DNGS) دارای تاسیسات دی تریوم افزایی خودشان می باشند که در نوع خود بزرگ ترین نمونه در جهان است و مسئولیت 30 تا 35 درصد کل انتشارات آب سنگین داریا تری تیوم از DNGS را برعهده دارد [29] .

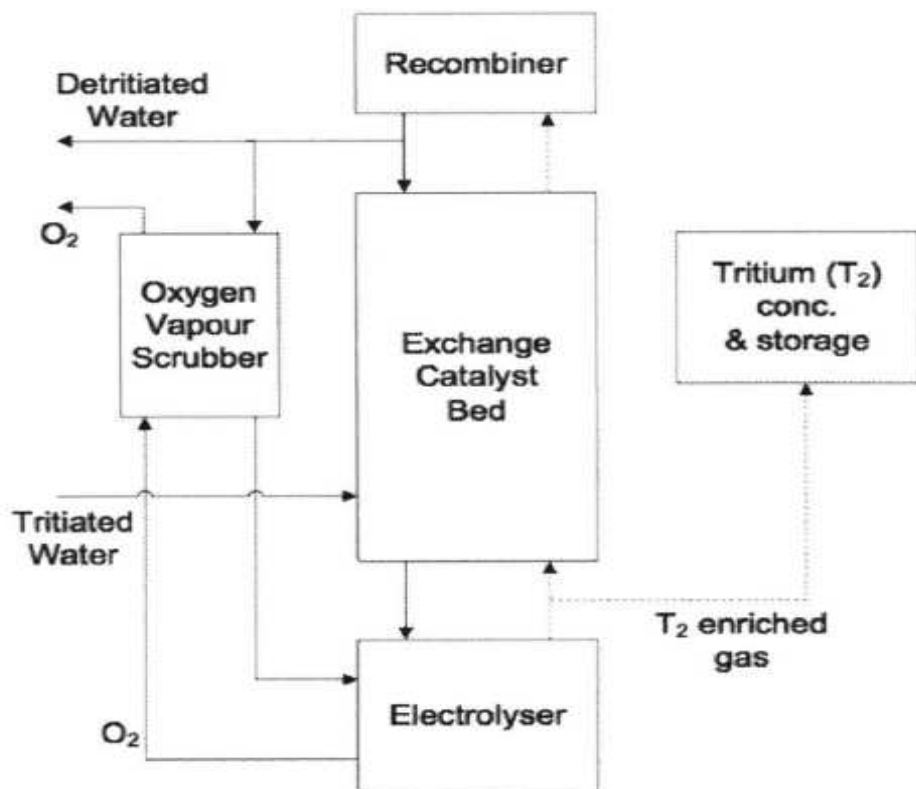
تاسیسات WTRF و DTRF یک نوع دی تریوم افزایی معتد کننده را برای حفظ سطح تری تیوم یکنواخت کمتر از 10 Ci/Kg D2O فراهم می کنند . DTRF از مبادله کاتالیتیک فاز گازی برای تبدیل تری تیوم از D2O کاملا بخار شده به دی تریوم گازی استفاده می کند در حالی که WTRF از فرآیند مبادله کاتالیتیک مایع (LPCE) استفاده می کند که گاز دی تریوم در این فرآیند در بخش های انتقال جرم مجزاء مرطوب شده یا موازنه می گردد و سپس از طریق بخش های کاتالیست برای انتقال واقعی تری تیوم از D2O مایع به گاز دی تریوم عبور داده می شود [29] . تقطیر برودتی در هر دو تاسیسات برای تفکیک نهایی تری تیوم اصلی از دی تریوم برای ذخیره سازی نهایی تری تیوم در شکل گاز استفاده می گردد . پارامتر های عمومی WTRF در جدول 7 فهرست می گردند .

جدول 7 : پارامتر های عمومی برای طراحی WTRF

AECL به بررسی فرآیند CECE به عنوان روش ساده حذف تری تیوم پرداخته است در حالی که به طور همزمان بر تری تیوم تمرکز می کند . شکل 3 یک نوع پیکر بندی ساده شده را برای فرآیند CECE نشان می دهد . فرآیند CECE از مبادله ایزوتوپی و کاتالیست ترکیب کننده مجدد بستر چکانیدن برای مبادله ایزو توپ ها و ترکیب مجدد دی تریوم به D2O2 و سلول الکترولیز صنعتی برای ریختن آب سنگین درون دی تریوم و اکسیژن استفاده می کند .

جلوگیری از انتشار در محیط زیست شامل رویکرد مانع چند تایی می باشد که عبارتست از : بررسی دقیق فشار و دمای طراحی سیستم برای محدود کردن نشت ، به حداقل رساندن فهرست موجودی تری تیوم در سیستم برای محدود کردن انتشار در مورد نشت ، استفاده از تجهیزات دسته کد خاص و یا محدودیت های ثانویه که در آنجا به بهبود قابلیت اطمینان و استحکام موانع برای نشت نیاز بود ، یکی سازی چیلر ها و جذب کننده ها برای متمراکم سازی و یا جذب آب دارای تری تیوم از جریان ها بیرون داده شده تا نشت و انتشارات مزمن گرفته شوند و استفاده از سیستم پاکسازی هوا (ACM) برای ریکاوری تری تیوم نشت شده و ریخته شده . این روش ها در هر دو تاسیسات WTRF و DTRF بکار گرفته می شوند .

شکل 3 : نمودار شماتیک فرآیند CECE ساده شده که از طریق AECL توسعه یافته اند



3- تجزیه و تحلیل Origen-S از اصطلاح منبع تری تیوم در FHTR

3-1 تخمین تولید تری تیوم

MIT FHTR برای عملیات در 100 مگاوات با شار نوترونی تقریباً پنج برابر بیشتر از طراحی تجاری FHR طراحی شده بود تا تست شتاب تدارک دیده شود . در این محاسبات به دلیل هزینه ها و محدودیت های صدور

مجموعه مورد انتظار این گونه فرض می گردد که راکتور در نیروگاه 20 مگاواتی فعالیت خواهد کرد. محاسبه ساده نرخ تولید تری تیوم بر حسب Ci بر روی MIT FHTR را می توان انجام داد و فرض بر این است که واکنش اولیه تولید کننده تری تیوم معادل گرفتن نوترون حرارتی لیتیوم می باشد. معادلات زیر برای محاسبه نرخ تولید تری تیوم استفاده می گردند:

$$\text{Target } {}^6_3\text{Li atoms} = n = \frac{N_A m_{Li}}{M_{Li}}$$

$$\text{Production Rate } \left(\frac{\text{atoms}}{s} \right) = R_T = \phi \sigma n$$

$$\text{Activity Rate } \left(\frac{\text{Ci}}{\text{day}} \right) = \frac{R_T \lambda_T (86400 \frac{s}{\text{day}})}{3.7E10 \frac{Bq}{\text{Ci}}}$$

که N_A ، m_{Li} ، M_{Li} ، ϕ ، σ و λ_T به ترتیب عبارتند از تعداد آووگادرو، جرم لیتیوم در هسته، جرم مولی لیتیوم، شار حرارتی، سطح مقطع دریافت حرارت لیتیوم و ثابت تحلیل تری تیوم. مقادیر بکار رفته برای این متغیرها در جدول 8 فهرست می گردند. یادآوری می گردد که شار نوترون گرمایی معادل شار نوترون میانگین هسته MIT FHTR در 20 مگاوات می باشد و جرم لیتیوم در هسته با استفاده از مقادیر هندسی محاسبه شده بود که در جدول یک به طور دقیق ارائه گردید. کسر جرمی لیتیوم معادل flibe لیتیوم با غنی سازی 99.99 درصد برای FHTR فرض می گردد نظر به این که دیگر طراحی های FHR معادل flibe لیتیوم م غنی شده 99.995 درصد در نظر گرفته می شود که تولید تری تیوم را بیشتر محدود می باشد.

جدول 8: مقادیر متغیرهای بکار رفته برای تخمین نرخ تولید تری تیوم MIT FHTR

Variable	Value
N_A	6.022E23 atoms/mol
m_{Li}	8.85 g
M_{Li}	6.015 g/mol
ϕ	4.56E12 n/cm ² -s
σ	940E-24 cm ²
λ_T	1.786E-9 /s

فرضیات زیر برای این محاسبه مطرح گردیدند:

(1) مقدار اتم های هدف لیتیوم در هسته برای دوره پرتو افکنی کل ثابت باقی می ماند

(2) خرابی تریتیوم تاثیری بر نرخ تولید اش ندارد

(3) کل حجم ماده خنک کننده flibe مشاهده شده از طری هسته معادل $4.56E5$ سانتی متر مکعب و کسر جرم لیتیوم در flibe معادل $1E-5$ می باشد [30] .

(4) سطح مقطع حرارتی جذب نوترون معادل انرژی تکی برای $K 290$ نوترون می باشد .

تخمین حاصله برای تولید تریتیوم در FHTR معادل $15.8 Ci$ در روز می باشد . این نرخ تولید را می توان برای تایی محاسبات صورت گرفته در تحلیل ORIGEN-S استفاده نمود .

2-3 تحلیل ORIGEN-S

1-2-3 توصیف ORIGEN-S

سیستم تجزیه و تحلیل تهی سازی و خرابی ایزوتوپیک ORIGEN-S استفاده گردید تا تولید تری تیوم در FHTR مشخص گردد . ORIGEN-S در واقع بخشی از مجموعه برنامه های SCALE می باشد که توسط لابراتوار ملی Oak Ridge توسعه یافته پشتیبانی گردید . ORIGEN-S از روش نمایی ماتریس برای حل معادلات نرخ استفاده می کند که تولید نوکلئید ، تهی سازی ، و فرآیند های فاسد شدن را توصیف می کنند . ORIGEN-S حاوی کتابخانه های سطح مقطع برای چندین نوع راکتور می باشد که عبارتند از LWR ، MSBR و HTGR . ORIGEN-S دارای قابلیت استفاده از داده سطح مقطعی چند گروهی وابسته به مسئله برای فرآیند شبیه سازی سوزاندن بود که از شرایط عملیاتی راکتور که توسط کاربر مشخص شده است ، استفاده می کند . محاسبه ای که ر اینجا توصیف شده است از برنامه ORIGEN-S مرتبط با نسخه SCALE 5.1 استفاده کرده بود .

سه گروه انرژی نوترونی در محاسبات ORIGEN-3 استفاده گردیدند که عبارتند از : گروه گرمایی زیر $0.625Ev$ ، گروه انرژی رزنانس توسعه یابنده تا حدود یک MeV و گروه انرژی سریع بالای یک MeV . فاکتور های وزن کشی سطح مقطع THERM ، RES و FAST توسط کاربر مشخص می گردد . THERM برای تنظیم سطح مقطع های 2200 متر بر ثانیه در کتابخانه برای سیستم طیف نوترون حرارتی استفاده می گردد و می تواند با استفاده از دمای تعدیل کننده مشخص گردد . RES و FAST مورد استفاده قرار می گیرند تا رزنانس و

سطح مقطع های گروه سریع را با توجه به سطح مقطع گروه حرارتی در شکل دهی مقادیر یک گروه موثر وزن نمایند .

شار حرارتی در امتداد با فواصل زمانی تهیه می گردد تا دوره های پرتو افکنی مشخص گردد . کاربر می تواند مشخص نماید تا از کتابخانه اصلی استفاده نماید که فراوانی ایزوتوپیک طبیعی را برای محاسبات یا کتابخانه ویژه ایزوتوپ اعمال نمود . برنامه می تواند ایزوتوپ های چند گانه یا اجزاء را در طول دوره پرتو افکنی یکسان تجزیه و تحلیل نماید و واکنش های ثانویه را به حساب آورد . جرم ایزوتوپ ها از طریق خروجی ارائه می گردد که در ابتدا بارگذاری می گردند یا در هسته تولید می شوند . همچنین این امکان وجود دارد تا فعالیت در $Curies$ مشخص گردد و خرابی این فعالیت بعد از هر نوع وقفه زمانی مشخص شده پرتو افکنی مدل سازی گردد .

2-2-3 مشکل FHTR

مشکل پرتو افکنی FHTR با استفاده از غلظت های نوکلئید اولیه برای هر ایزوتوپ در 1000 گرم flibe حل می گردد . کسر های جرم و دانسیته ها برای هر ماده تشکیل دهنده 99.99 درصد flibe غنی شده با لیتیوم در شکل 9 نشان داده می شود . سپس نتایج را می توان برای فهرست موجودی راکتور از قراین پیش بینی نمود و برای مقدار مشاهده شده از طریق هسته تنظیم گردید ($8.85E5 \text{ g flibe}$ که شامل flibe از طریق کانال های جریان سوخت و شکاف ها بین اجزای سوخت بلوک منشوری می باشد) . نسبت های خاص RES ، THERM و FAST معادل ورودی هستند . اصطلاح THERM از میانگین دمای عملیاتی منور انتظار در هسته یعنی 956.15 K (683 درجه) [30] . شار Epithermal فرض می گردد تا پنج برابر بیشتر از شار حرارتی باشد و شار سریع به نحوی تنظیم می گردد که کل شار یکسان باقی می ماند . مقادیر شار 20 مگا واتی در شکل ده نشان داده می شوند که از مقادیر 100 مگاواتی MIT FHTR در مقاله روماتوسکی و همکارانش و فاکتور های حاصله RES ، THERM و FAST به طور تقریبی حدس زده می شوند [4] .

جدول 9: کسر های جرمی و دانسیته های اجزای تشکیل دهنده 99.99 درصد flibe غنی شده لیتیوم

Isotope in flibe	Mass Fraction	Density (g/cm ³)
⁶ Li	1E-5	1.94E-5
⁷ Li	1.417E-1	2.74E-2
⁹ Be	9.1E-2	1.77E-1
¹⁹ F	7.673E-1	1.49

جدول 10 : مقادیر شار MIT تنظیم شده برای 20 مگاوات و ورودی مقادیر پارامتر THERM ، RES و FLUX درون ORIGEN-S

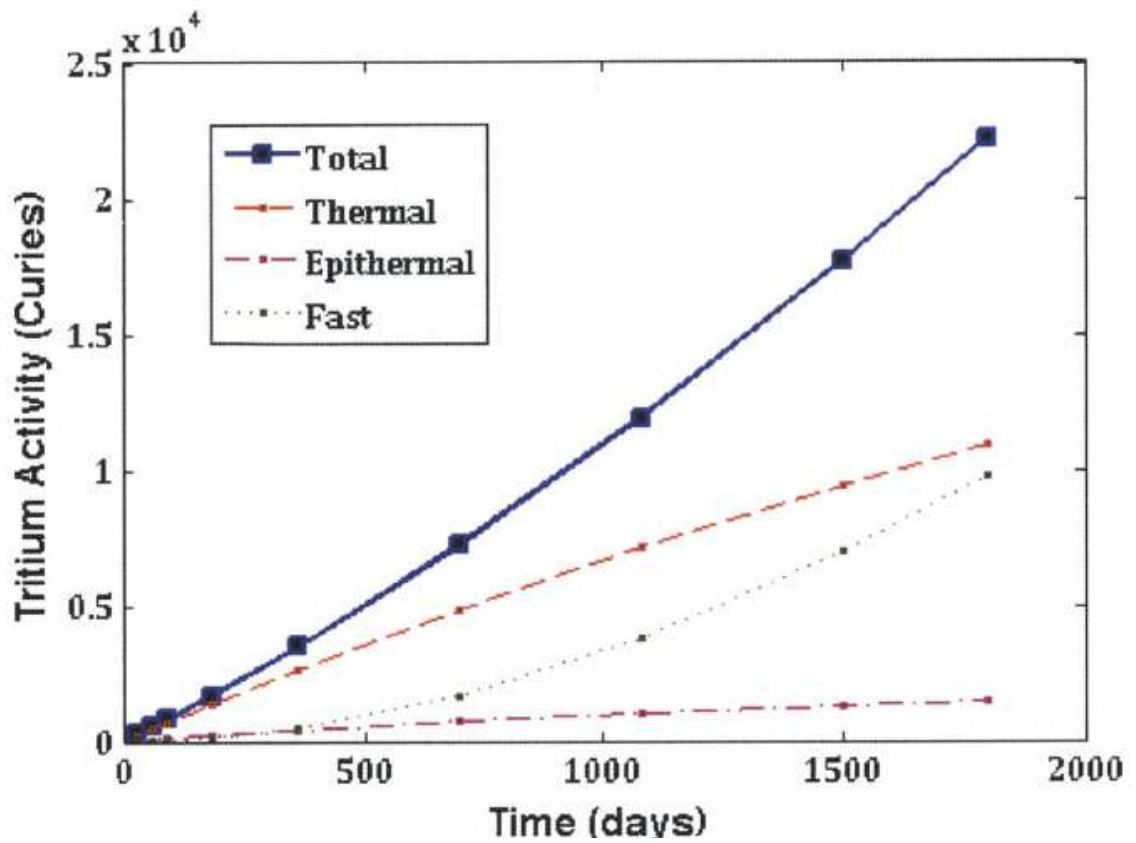
پارامتر	مقدار
شار حرارتی	4.56E12 n/cm ² -s
شار Epithermal	2.28E13 n/cm ² -s
شار سریع	2.96E13 n/cm ² -s
THERM	0.489
RES	5
FAST	6.5

سهام هر انرژی شار را می توان از طریق تنظیم شرایط FAST و RES با صفر مشخص نمود تا سهم شار حرارتی تعیین گردد و سپس تنظیم FAST با صفر تا سهم شار epithermal به صورت تفاوت بین سهم شار حرارتی و نتیجه مشخص گردد . به طور مشابه ، سهم شار سریع را می توان از طریق تفاوت بین نرخ تولید کل و نرخ تولید شار های گرمایی و epithermal تعیین نمود . پرتو افکنی در بیش از 9 وقفه زوانی 30 ، 60 ، 90 ، 180 ، 360 ، 700 ، 1080 ، 1500 و 1800 روز تکرار می گردد تا تضمین نماید که رفتار به طور دقیق مدل سازی می گردد . ورودی و خروجی های ORIGEN-S در ضمیمه های A و B نشان داده می شوند .

نتایج تجزیه و تحلیل ORIGEN-S در شکل 4 و جزییات در جدول 11 نمایش داده می شوند . گراف نشان می دهد که اگر تری تیوم مجاز گردد تا با گذشت دوره طولانی بدون حذف شدن به تدریج افزایش یابد ، این ماده تقریباً به صورت خطی با زمان افزایش خواهد یافت . میانگین فعالیت تری تیوم بر اساس نتایج ORIGEN-S معادل 10.2 Ci در روز می باشد . این فعالیت کمتر از تخمین تولید در بخش 3-1 می باشد چون تغییر جهت

در سطح مقطع های حرارتی به دلیل دمای عملیاتی بالاتر FHTR می باشد . این موضوع مهم است تا یادآوری گردد که طیف هسته تا حد زیادی سریع می باشد و به افزایش آرام تولید تریتیوم منجر می گردد چون تولید به دلیل شار سریع با گذشت زمان افزایش می یابد . افزایش تولید تری تیوم از گستره سریع ممکن است به دلیل زیاد شدن مقادیر O و F در سیستم باشد ؛ این نوکلئید ها دارای سطوح مقطع جذب سریع می باشند [32] . این نتایج نشان می دهند که تولید تری تیوم برای تضمین حفظ جدی و استراتژی های حذف به اندازه کافی بالا می باشد .

شکل 4 : نتیجه ORIGEN-S . کل فعالیت تری تیوم و سهم ها برای فعالیت کلی از شار سریع ، حرارتی و epithermal



جدول 11 : نتیجه ORIGEN-S . فعالیت تری تیوم برای شار های حرارتی ، epithermal ، سریع و کل بعد از وقفه های زمانی مشخص شده که بر حسب روز اندازه گیری شدند

	30	60	90	180	360	700	1080	1500	1800
Thermal	232	463	688	1356	2637	4883	7165	9461	10965
Epithermal	37	72	108	211	402	724	1030	1310	1496
Fast	4	14	31	118	455	1645	3765	6974	9770
Total	272	549	826	1684	3494	7252	11960	17744	22231

4 - اسراتژی های مدیریت تری تیوم FHTR پیشنهادی

FHTR بر اساس تجزیه و تحلیل ORIGEN در حدود 10 Ci در روز تولید خواهد کرد . FHTR 20 مگاواتی با استفاده از فاکتور ظرفیت 70 درصدی انتظار می رود تا حدود 2600 Ci تری تیوم را در هر سال تولید نماید . فرض می گردد که 40 درصد در سیستم های خنک سازی یا ساختاری حفظ می گردد که در آزمایش MSR نشان داده شد [26] ، نیاز خواهد بود تا 1560 Ci از راکتور حذف گردد . روش های زیر از راهبرد های مدیریت و کنترل تری تیوم که در MITR و دیگر سیستم های هسته ای موجود نشان داده شده اند برای FHTR پیشنهاد می گردند :

(1) سیستم ترکیب کننده مجدد و گاز تخلیه خنثی . پلاتینوم دارای نقطه ذوب بسیار بالا 1773 درجه سانتی گراد بود که معروف است این ماده در سیستم های دیزلی به صورت کاتالیست سه جهتی در دمای 700 تا 800 درجه سانتی گراد عملیات می کند [33] . پلاتینوم در دمای پایین تر در سیستم ترکیب کننده مجدد MITR استفاده می گردد و می توان به طور بالقوه برای سیستم ترکیب کننده مجدد FHTR با راندمان بالاتر تطبیق داد .

(2) گیرنده های جامد که گاز تری تیوم را جذب می کنند [26] . عیب کار در این است که آنها دارای قابلیت بازیابی محدود از راکتور می باشند . آنها بایستی بیرون از هسته برای نداشتن تاثیر بر واکنش قرار داده شوند .

(3) گیرنده های مبتنی بر کربن (20 درصد در معتدل کننده گرافیت در MSRE گیر افتاده بود. نانو ذرات کربنی به گردش در آمده ماده خنک کننده اولیه می توانند تری تیوم را جذب نمایند و سپس فیلتر شده و از هسته جدا می شوند . همچنین آنها می توانند نانو ذرات فلزی خارج از حلقه اولیه را منظور کنند جایی که محدودیت نوترونیک وجود ندارد [26] .

تجربیات عملیاتی MITR و PWR ها نشان داده اند که انتشار ماده پخش شونده گازی تری تیوم به طور نوعی کمتر از 100 Ci در سال می باشد هر چند تاسیسات کمی به میزان 870 Ci بدون زیاد شدن محدودیت دزعمومی انتشار داده اند . نرخ کنار گذاری تری تیوم بیش از 90 درصد با استفاده از این مقادیر به عنوان مرجع بایستی همانند هدف طراحی برای کنترل تری تیوم پیشنهادی و مدیریت FHTR استفاده گردند .

5- نتیجه گیری و پیشنهادات برای کار آینده

اهداف رساله فعلی عبارت بودند از بازنگری استراتژی های مدیریت و کنترل تری تیموم از سیستم های راکتور هسته ای موجود تا تولید تری تیموم کل مورد انتظار در FHTR با استفاده از کد کامپیوتری ORIGEN-S تخمین بزنند و استراتژی مدیریت تری تیموم را برای FHTR پیشنهاد دهند . بازنگری راکتور های آب سبک نشان می دهد که تری تیموم معادل یک رادیو نوکلئید اولیه مورد توجه برای مواد پخش شونده گازی و مایع به میزان چند صد کوری در هر سال می باشند . مدیریت تری تیموم در راکتور های آب سبک و دیگر سیستم های هسته ای مسیر را برای تجربه تنظیم هموار کرده اند که ممکن است به خوبی برای FHTR متناسب گردند .

روش های عملی نمونه برداری تری تیموم ، حذف و ذخیره سازی از طریق بررسی مدیریت تری تیموم در دیگر سیستم های راکتور هسته ای بررسی شده اند . روش ها بررسی شده نشان می دهند که این فناوری ها شبیه فناوری ها در تاسیسات تری تیمون زایی برای راکتور های CANADA توسعه یافته اند و برای استفاده راکتور آزمایشی و تجاری اجراء شده اند .

تولید کلی تری تیموم با استفاده از طراحی هسته FHTR 100 مگاواتی دسته طراحی سیستم های هسته ای MIT با شار نوترون تنظیم شده با 20 مگا وات تخمین زده شد . نتیجه برای تولید تری تیموم معادل 2600 ci در سال با فاکتور ظرفیت 70 درصد در نرخ تقریباً 10ci/day می باشد . همچنین نتایج نشان می دهند که لیتیموم مشارکت در بخش عمده تولید تری تیموم داشت که بر حسب انتظار بود . اصطلاح منبع مشخص می کند که اجرای مدیریت و کنترل تری تیموم در FHTR اساسی می باشد . نرخ حذف تری تیموم 90 درصد به عنوان هدف طراحی پیشنهاد می گردد تا انتشار تری تیموم بر طبق محدودیت های راکتور های هسته ای موجود حفظ گردد که کنترل های رادیو لوژیکی مناسب را برای پر تو افکنی کارگران و عموم مردم حفظ می کند . استراتژی مدیریت تری تیموم پیشنهادی شامل گاز پاکسازی خنثی و سیستم ترکیب کننده دوباره ، گیرنده های جامد و گیرنده های کربن پایه می باشند .

کار آینده پیشنهادی برای کنترل تری تیموم در FHTR عبارتند از :

(1) مطالعه و طراحی گاز پاکسازی خنثی و سیستم ترکیب کننده مجدد

(2) تحقیق بیشتر در مورد گیرنده ها و نانوذرات چون این مواد به محیط های نمک ذوب شده دمای بالا ربط دارند

(3) مطالعه روش های برداشتن تری تیوم از نمک ذوب شده و یا گاز بعد از این که فهرست موجودی ترتیم به 10 Ci/kg در معتدل کننده می رسد همانند راکتور های CANDU و فروش بالقوه ان برای اهداف کشف یا تحقیق .

(4) زیاد شدن غنی سازی لیتیوم در flibe

(5) تحقق محدودیت خاص عملیاتی مشابه با MITR برای محدود کردن فهرست موجودی ترتیم در سیستم و

(6) بکار گیری رویکرد مانع چند گانه برای جلوگیری از رها سازی به محیط که به طور دقیق برای راکتور های

CANDU در بخش 2-4-2 توضیح داده شد .



این مقاله، از سری مقالات ترجمه شده رایگان سایت ترجمه فا میباشد که با فرمت PDF در اختیار شما عزیزان قرار گرفته است. در صورت تمایل میتوانید با کلیک بر روی دکمه های زیر از سایر مقالات نیز استفاده نمایید:

لیست مقالات ترجمه شده ✓

لیست مقالات ترجمه شده رایگان ✓

لیست جدیدترین مقالات انگلیسی ISI ✓

سایت ترجمه فا ؛ مرجع جدیدترین مقالات ترجمه شده از نشریات معتبر خارجی