

امکان سنجی استفاده از سوخت توربومی به عنوان بخشی از سوخت راکتور تحقیقاتی تهران

غلامزاده، زهره* - میروکیلی، سید محمد

سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

چکیده:

فراوانی بیشتر منابع توربوم نسبت به اورانیوم در طبیعت به ویژه برخی از کشورها نظیر هند باعث گردیده است توجه زیادی به ورود سوخت توربوم به چرخه سوخت هسته‌ای در بسیاری از کشورها صورت پذیرد. لذا در مطالعه انجام شده در این پژوهش، امکان سنجی اولیه استفاده از سوخت توربوم به صورت یک یا چند دسته سوخت در راکتور تحقیقاتی تهران انجام شده است. در صورتیکه میزان تجمع اورانیوم-۲۳۳ در دسته سوخت توربومی ضمن روشن بودن راکتور مطلوب باشد، می‌تواند مدیریت سوخت توربوم در راکتور تحقیقاتی تهران برنامه ریزی گردد. لذا در این کار، با استفاده از کارت برن آپ کد MCNPX میزان تجمع اورانیوم-۲۳۳ در دسته‌های سوخت توربومی در موقعیت‌های مختلف قلب راکتور تهران و نیز آرایش مختلف قلب راکتور محاسبه و بررسی شده است. محاسبات این کد نشان می‌دهد استفاده از سوخت توربوم در کنار سوخت راکتور تهران می‌تواند مفید و به صرفه باشد و می‌تواند پس از ۲ الی ۳ سال پرتودهی در قلب راکتور تحقیقاتی تهران به دلیل تجمع میزان مناسب اورانیوم-۲۳۳ در دسته سوخت بجای یک دسته سوخت تازه قلب راکتور تهران که دارای سوخت اورانیوم-۲۳۵ با غنی ۲۰٪ است، جایگزین گردد.

کلمات کلیدی: راکتور تحقیقاتی تهران، سوخت توربومی، تجمع اورانیوم-۲۳۳، کد MCNPX

Feasibility study of using thorium fuel as part of fuel for Tehran research reactor

Z. Gholamzadeh*, S.M. Mirvakili

Abstract

The greater abundance of thorium sources than uranium in nature, especially in some countries such as India, has led to much attention being paid to the entry of thorium fuel into the nuclear fuel cycle in many countries. Therefore, in the study conducted in this research, the initial feasibility study of using thorium fuel as one or more fuel assemblies in Tehran research reactor has been done. If the accumulation of uranium-233 in the thorium fuel assembly while the reactor is operating is desirable, thorium fuel management can be planned in the Tehran research reactor. Therefore, in this work, by using the burn-up card of MCNPX code, the amount of uranium-233 accumulation in thorium fuel assemblies in different positions of Tehran reactor core and different arrangement of reactor core has been calculated and investigated. Calculations of this code show that using thorium fuel along with Tehran reactor fuel can be useful and economical. So after 2 to 3 years of irradiation in the core of the Tehran research reactor, due to the accumulation of the appropriate amount of uranium-233 in the fuel assembly, it could be replaced instead of a fresh fuel assembly of the Tehran reactor core, which has uranium-235 fuel with 20% enrichment.

Keywords: Tehran Research Reactor, Thorium fuel, ²³³U buildup, MCNPX Code

Email: cadmium_109@yahoo.com

۱. مقدمه

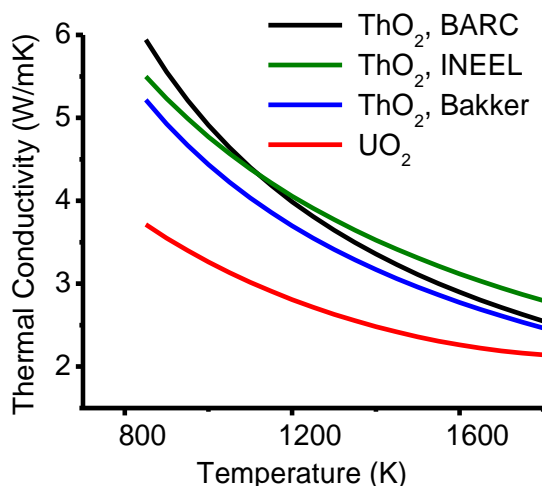
چرخه سوخت توریم- اورانیوم ویژگی‌های جذابی را به نمایش می‌گذارند، که از آن جمله می‌توان به قابلیت زاینده‌گی بهتر در راکتورهای حرارتی و آلودگی رادیویولوژیکی کمتر پسمان هسته‌ای آن اشاره کرد. توریم یک سوخت بارور است، که فراوانی آن در پوسته زمین ۳ تا ۴ برابر از اورانیوم بیشتر است. پتانسیل استفاده از سوخت دی‌اکسیدتوریم- اورانیوم در LWRs^۱ با بررسی جزئیات تاثیر استفاده سوخت بر پارامترهای نوترونیک، چرخه سوخت و اقتصاد در پروژه NERI^۲ ایالات متحده مورد بررسی قرار گرفته است [۱]. این مطالعات نشان می‌دهد نسبت شکافت به جذب ۲ برابری اورانیوم-۲۳۳ نسبت به اورانیوم-۲۳۵ باعث می‌گردد بارگذاری ماده شکافا در سیکل‌های مثلاً ^{233}U - ^{238}U کاهش قابل توجهی داشته باشد. و نیز قابل ذکر است که این سوخت در تمامی طیف حرارتی و فوق حرارتی قابلیت زاینده‌گی دارد. استفاده از سوخت اکسید توریم طبیعی در راکتور باعث تولید شکافا ^{233}U برای کارکرد پایدار با استفاده از سیکل ^{233}U - ^{232}Th می‌گردد. مخلوط دی‌اکسیدتوریم- اورانیوم، پسمان آلفازای کمتری نسبت به سوخت اکسید اورانیوم تولید می‌کند. با این حال، لازم به ذکر است که نیاز به غنی‌سازی بیشتر اورانیوم در مخلوط توریم- اورانیوم تأثیر منفی بر اقتصاد چرخه سوخت توریمی در ابتدای سیکل کاری استفاده از این مخلوط سوخت دارد [۲-۳]. در واقع جذب نوترون توسط توریم-۲۳۳ باعث می‌گردد جهت حفظ راکتیویته اضافه در قلب همانند قبل از حضور یک دسته سوخت توریمی در قلب راکتور، غنی دسته‌های سوخت یا به عبارتی موجودی اورانیوم-۲۳۵ قلب راکتور افزایش داده شود.

^{232}Th با جذب نوترون به ^{233}Th تبدیل شده و بلافاصله به ^{233}Pa واپاشی می‌کند. این هسته دختر به آرامی با نیمه عمر ۲۷ روز به ^{233}U واپاشی می‌کند. لازم به ذکر است که اگر ^{233}Pa تولید شده نوترون جذب کند، آهنگ تبدیل و به اورانیوم-۲۳۳ که ماده شکافا و تولید کننده نوترون است کاهش می‌یابد [۴]. بنابراین میزان بهره‌وری و زاینده‌گی سوخت‌های توریمی به شدت به آرایش قلب راکتور مورد استفاده وابسته است. پلوتونیوم-۲۳۹ در طیف نوترون سریع تعداد نوترون حاصل از شکافت نسبت به جذب بزرگتر از ۲ دارد ($\eta > 2$) این موضوع به این معنی است که سوخت‌های اورانیوم-۲۳۸ فقط می‌توانند در راکتورهای سریع قابلیت زاینده‌گی داشته باشند زیرا این سوخت به واسطه جذب نوترون ضمن کارکرد راکتور تولید پلوتونیوم-۲۳۹ می‌نماید. حال آنکه سوخت‌های برمبنای سوخت توریم در هر دو راکتور حرارتی و سریع قابلیت زاینده‌گی خواهند داشت [۵]. سوخت توریمی می‌تواند سیکل‌های طولانی‌تر داشته باشد و همچنین در پایان سیکل قبل از سپردن سوخت به پسمان دائمی، مصرف سوخت بیشتری خواهد داشت [۶].

¹ Light Water Reactor

² Nuclear Energy Research Initiative

بررسی سوخت های اکسید توریومی و مقایسه آن با اکسید اورانیوم نشان می دهد هدایت حرارتی ThO_2 بالاتر از UO_2 است و ضریب انبساط حرارتی ThO_2 کمتر از UO_2 است، در نتیجه دمای سوخت پایین تر و لکه (نقص) کمتری روی روکش ایجاد می شود، که به نوبه خود باعث دستیابی به برن آپ بالاتر می شود. در شکل ۱ این موضوع به خوبی نشان داده شده است. لذا مشخصات فیزیکی دسته های سوخت توریومی و نیز نقطه ذوب آنها بالاتر است و این مسئله بسیار مطلوب تر از سوخت های اکسید اورانیوم است [۷].



شکل ۱. مقایسه تغییر هدایت حرارتی سوخت های اکسید توریوم و اکسید اورانیوم در دماهای مختلف [۷].

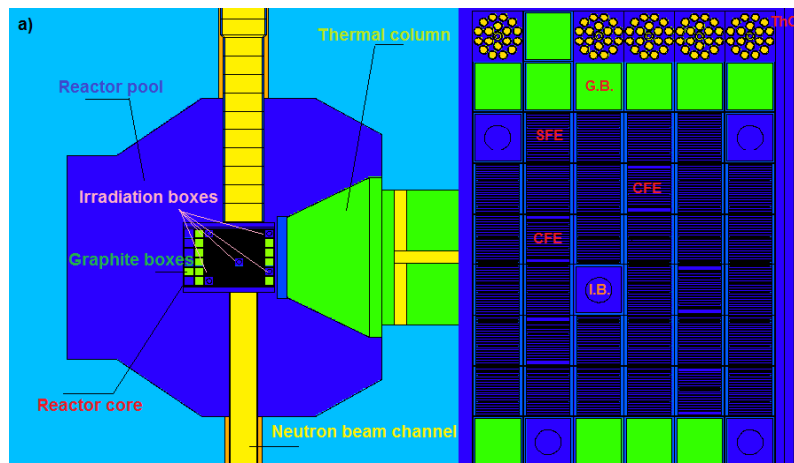
از آنجائیکه استفاده از سوخت توریوم در راکتورهای مختلف توسط مراکز تحقیقاتی دنیا در حال بررسی است، در این کار امکان سنجی استفاده از سوخت توریوم به عنوان بخشی از سوخت راکتور تهران هدف قرار گرفته است.

۲. روش کار

کد محاسباتی MCNPX^1 قادر به ترابرد ۳۴ نوع ذره از جمله ذرات نوترون و فوتون است. این کد محاسباتی قادر است انواع مسائل راکتور و شتابدهنده‌ها را مدل‌سازی کرده و با همخوانی خوبی نسبت به اندازه گیری های تجربی رفتار نوترونیک و یا پرتوزایی آنها را مشخص نماید [۸].

لذا در این کار از کد MCNPX2.7.0 برای مدلسازی قلب راکتور تحقیقاتی تهران استفاده شده است. راکتور تحقیقاتی تهران یک راکتور ۵ MW است که مطابق شکل ۱ توسط این کد محاسباتی شبیه سازی شده است.

¹General Monte Carlo N-Particle, version X



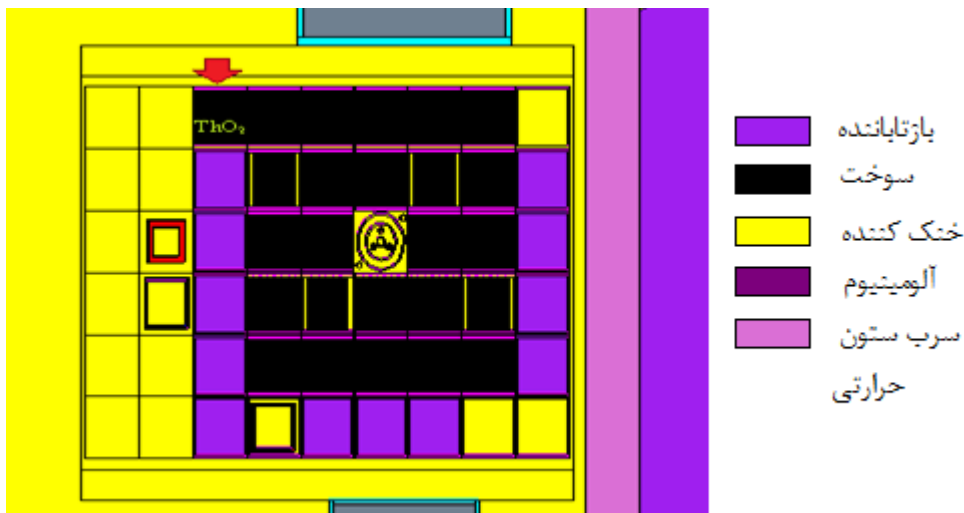
شکل ۲. شبیه سازی دسته های سوخت توربومی پشت بازتابنده های گرافیتی قلب ۳۳ تایی G. Graphite box . Standard SFE. I.B. Irradiation Box .CFE. Control Fuel Element .Fuel Element

در واقع کد محاسباتی MCNPX با در دست داشتن کتابخانه سطح مقطع برهمکنش های مختلف نوترون با مواد مختلف در انرژی های مختلف نوترون و نیز کتابخانه واپاشی ایزوتوپها، نیمه عمر رادیوایزوتوپهای مختلف، ثوابت واپاشی، ماتریس های رزنانس و غیره با روش مونت کارلو به محاسبه احتمال برخورد، نشت و یا جذب یک نوترون ضمن ترابرد آن در محیط هندسه شبیه سازی شده می پردازد و به صورت آماری پس از محاسبات فوق با توجه به روابط و فرمول هایی که در برنامه خود دارد شار نوترون و یا گرمای بجای مانده را در هر بخش از ماده و هندسه قلب مدل سازی شده محاسبه می کند. در محاسبات، از کتابخانه های ENDF که اولین پیش فرض کد محاسباتی MCNPX است برای محاسبات نوترونیک قلب استفاده می شود.

لازم به ذکر است در این کار، قلب ۳۳ تایی مربوط به قبل حضور لوپ و قلب ۲۸ تایی با حضور لوپ مدل سازی شده است که هر دو چیدمان در راکتور تهران وجود داشته و یا در حال حاضر وجود دارد و هر دو با توجه به اهداف تعیین شده پژوهشگر قابل اجرا هستند. آرایش قلب نیز برای توربوم روش seed-blanket است یعنی می توان برای جلوگیری از کاهش راکتیویته دسته توربومی را پشت باکس بازتابنده تابش دهی کرد تا به میزان تجمع اورانیوم-۲۳۳ دست یابد و سپس با مدیریت سوخت مناسب این دسته توربومی در قلب ورود پیدا کند و یا اینکه از ابتدا دسته سوخت توربومی وارد قلب گردد که هر دو مورد در این کار بررسی خواهد شد.

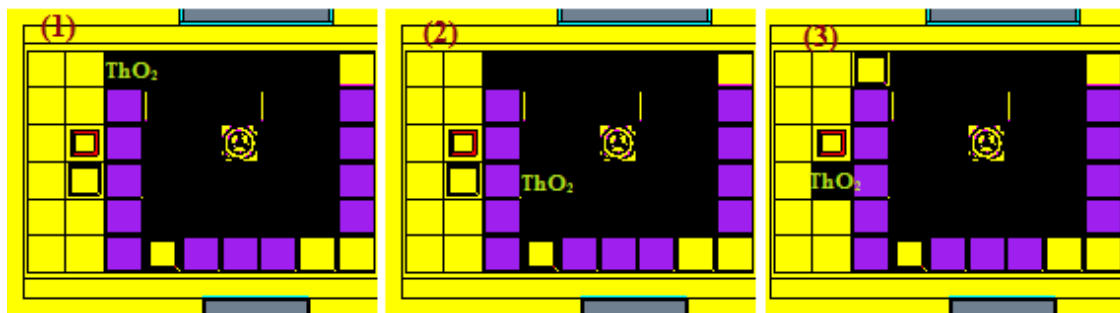
در آرایش قلب ۳۳ تایی، سوخت اکسید توربوم (ThO_2) به شکل دسته های سوخت میله ای و صفحه ای به ترتیب به منظور بررسی میزان تجمع اورانیوم-۲۳۳ ضمن روشن بودن راکتور مطابق شکل ۲ بررسی شد. برای محاسبات میزان تجمع اورانیوم-۲۳۳ از کارت burn کد محاسباتی استفاده شد.

با توجه به تغییر آرایش قلب به ۲۸ تایی به دلیل حضور لوپ تست سوخت در سال ۹۹، دسته سوخت توربومی صفحه ای با دو ترکیب ThO_2 و ThO_2-Al به ترتیب مورد بحث و بررسی قرار گرفت. دسته های سوخت راکتور تهران در حالت معمولی U_3O_8-Al صفحه ای با غنای ۲۰٪ است و به همین دلیل در ادامه دسته های سوخت صفحه ای با دو ترکیب فوق در قلب جدید (شکل ۳) مورد بحث و بررسی قرار گرفته است.



شکل ۳. شبیه سازی قلب ۲۸ تایی با حضور لوپ تست سوخت

گرمای بجای مانده درون دسته های سوخت اکسید توریوم صفحه ای که در سه موقعیت متفاوت قلب ۲۸ تایی مطابق شکل ۴ قرار گرفته اند با استفاده از تالی F6 و نیز قابلیت مش تالی کد MCNPX محاسبه گردید.



شکل ۴. بررسی جابجایی دسته سوخت اکسید توریومی صفحه ای در موقعیت های مختلف قلب ۲۸ تایی به منظور تعیین مکان بهینه به لحاظ تجمع بیشینه اورانیوم-۲۳۳

برای محاسبات گرمای بجای مانده، کد MCNPX از تالی F6 استفاده می کند که تمام انرژی بجای مانده ناشی از ذرات اولیه مختلف در زمان واکنش هسته ای محاسبه می شود و انرژی ذرات ثانویه، اگر قرار نباشد ردیابی شوند (یعنی روی کارت MODE موجود نباشند) در نقطه برهم کنش ذخیره می شود. انرژی پس زنی هسته ای نیز در نقطه برهمکنش ذخیره می شود، مگر اینکه تراپرد یون سنگین مشخص شود. برای بدست آوردن دقیق ترین میزان انرژی بجای مانده، کاربر باید تمام ذرات ثانویه ممکن (آنهايي که احتمال تولید آنها در برهمکنش وجود دارد) را در کارت MODE در نظر بگیرد. در کد MCNPX از روابط زیر برای محاسبه گرمای بجای مانده استفاده می شود.

$$F_6 = \frac{\rho_a}{\rho_g} \int_v \int_t \int_E H(E) \phi(r, E, t) dE dt \frac{dV}{V} \left(\frac{\text{MeV}}{g \cdot (\text{Source particle})} \right) \quad (1)$$

که ρ_a چگالی اتمی است (سانتی مترمکعب/اتم)، ρ_g چگالی جرمی است (سانتی مترمکعب/گرم) و $H(E)$ پاسخ گرما است (که به نوکلیدها در یک ماده اضافه می شود). پاسخ گرما در تالی F6 برای نوترونها از طریق رابطه ۲ محاسبه می شود:

$$H(E) = \sigma_T(E) H_{ave}(E) \quad (2)$$

که

$$H_{ave}(E) = E - \sum_i P_i(E) [E_{out_i}(E) - Q_i + E_{\gamma_i}(E)] \quad (3)$$

9

σ_T = سطح مقطع کل نوترون

E = انرژی نوترون تابشی

$P_i(E)$ = احتمال واکنش i ام

$E_{(out)i}$ = میانگین انرژی نوترون خروجی برای واکنش i ام

Q_i = مقدار Q واکنش i ام

E_{γ_i} = انرژی متوسط گاماها برای واکنش i ام

پاسخ گرما در تالی F6 برای فوتونها از طریق رابطه ۶ محاسبه می شود:

$$H(E) = \sigma_T(E) H_{ave}(E) \quad (6)$$

$$H_{ave}(E) = \sum_{i=1}^3 P_i(E) * (E - \bar{E}_{out}) \quad (7)$$

که

$i = 1$ پراکندگی ناهمسان (کامپتون) با فاکتورهای شکل

$i = 2$ تولید زوج الکترون/پوزیترون

$i = 3$ فوتوالکتریک [۹-۱۰].

جهت انجام مصرف سوخت از معادلات کد cinder-90 که یک قابلیت جانبی کد MCNPX است استفاده می شود. در این محاسبات، با فعال کردن کارت BURN در کد MCNPX پس از پایان سیکل محاسبات KCODE شار نوترون میانگین محاسباتی به عنوان ورودی به کد cinder-90 داده می شود و معادلات بتمن به شرح زیر تحت ماتریس های ضرایب حل شده و موجودی هر ایزوتوپ محاسبه می گردد.

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \gamma_{ij} \sigma_{f,j} N_j \phi + \sum_k \sigma_{c,k \rightarrow i} N_k \phi + \sum_l \lambda_{l \rightarrow i} N_l - (\sigma_{f,i} N_i \phi + \sigma_{a,i} N_i \phi + \lambda_i N_i) \quad (4)$$

که

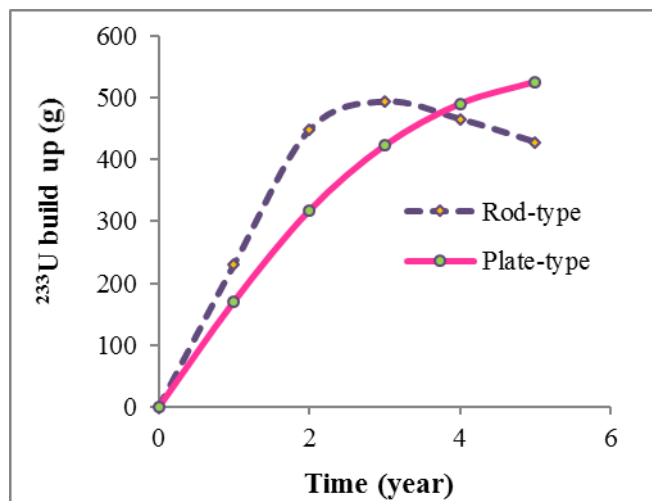
$\frac{dN_i}{dt}$ = آهنگ تغییر غلظت ایزوتوپ i ام، $\sum_j \gamma_{ij} \sigma_{f,j} N_j \phi$ = نرخ تولید در واحد حجم ایزوتوپ i ام ناشی از شکافتن تمام هسته های شکافت پذیر،

$\sum_k \sigma_{c,k \rightarrow i} N_k \phi$ = میزان تولید در واحد حجم ایزوتوپ i ام از تبدیل نوترون در همه ایزوتوپها از جمله (n, γ) ، $(n, 2n)$ ، و غیره $= \sum_l \lambda_{l \rightarrow i} N_l$ = میزان تولید در واحد حجم ایزوتوپ i ام از واپاشی تمام ایزوتوپها از جمله β^- ، β^+ ، α ، γ ، و غیره، $\sigma_{f,i} N_i \phi$ = سرعت حذف در واحد حجم ایزوتوپ i ام با شکافت، $\sigma_{a,i} N_i \phi$ = سرعت حذف در واحد حجم ایزوتوپ i ام با جذب نوترون (به استثنای شکافت)، و $\lambda_i N_i$ = سرعت حذف در واحد حجم ایزوتوپ i ام توسط واپاشی است [۱۱].

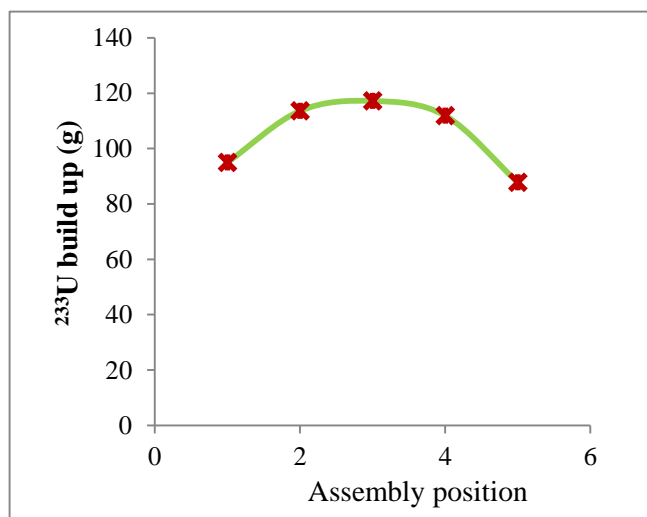
۳. نتایج

بررسی ها نشان می داد با بارگذاری دسته های سوخت توریومی صفحه ای در پشت باکس های بازتاباننده در قلب ۳۳ تایی، پس از ۵ سال این دسته ها هر یک می توانند جایگزین یک دسته سوخت تازه U_3O_8-Al با غنای ۲۰٪ شوند. همچنین مطابق شکل ۱، به دلیل گام شبکه نوع میله ای، میزان تجمع اورانیوم-۲۳۳ بعد از ۲/۵ سال بیشینه می شود و عملکرد آن بهتر از نوع صفحه ای است. زیرا گام شبکه سوخت میله ای بیشتر از نوع صفحه ای است و باعث می

گردید نوترون حاصل از شکافت تا انرژی جذب توربوم-۲۳۳ به سرعت حرارتی گردد و در میله های سوخت توربیومی جذب گردد. در هر دسته حدود ۱۰۰ گرم اورانیوم-۲۳۳ در حالت بیشینه تولید شده است که در شکل ۵ این موضوع به خوبی قابل مشاهده است. در شکل ۶، توزیع اورانیوم-۲۳۳ تولید شده در هر یک از دسته های صفحه ای پس از ۵ سال از تابش دهی در پشت باکس های گرافیتی نشان داده شده است. همچنانکه شکل نشان می دهد، در هر یک از دسته های سوخت حدود ۱۲۰ - ۸۰ گرم اورانیوم-۲۳۳ تولید شده است که بیشینه آن درون دسته سوخت میانی است.



شکل ۵. مقایسه تجمع اورانیوم-۲۳۳ در دسته سوخت اکسیدتوربیوم صفحه ای و میله ای



شکل ۶. مقایسه تجمع اورانیوم-۲۳۳ در مجتمع های سوخت صفحه ای

در جدول ۱ تجمع اورانیوم-۲۳۳ پس از ۲ سال کار راکتور در توان ۵ MW در دو حالت قلب ۳۳ تایی و ۲۸ تایی برای دسته های سوخت توربیومی صفحه ای مقایسه شده است. محاسبات نشان می دهد تجمع اورانیوم-۲۳۳ درون دسته سوخت میانی که پشت باکس های بازتاباننده قرار گرفته است در مقایسه با قلب ۲۸ تایی در همان موقعیت (مدل شماره ۳ طبق شکل ۳) حدود ۴/۷۵ برابر است و این موضوع به دلیل کاهش شار نوترون حرارتی در اطراف قلب ۲۸ تایی در مقایسه با قلب ۳۳ تایی رخ می دهد. همچنین پر واضح است که استفاده از صفحات اکسید توربیوم در مقایسه

با نوع آلیاژی آلومینیومی آن به دلیل چگالی بیشتر، تجمع اورانیوم-۲۳۳ حدود ۲ برابر است. بهترین مکان میان ۳ مورد بررسی شده در قلب ۲۸ تایی مکان شماره ۲ (داخل قلب) می باشد که باز هم در این مکان نسبت به قلب ۳۳ تایی، تجمع اورانیوم-۲۳۳ پس از ۲ سال حدود ۲ برابر کمتر است و میزان آن ۳۶ گرم می باشد.

جدول ۱. مقایسه میزان تجمع اورانیوم-۲۳۳ درون دسته سوخت میانی در قلب ۳۳ تایی و دسته های سوخت مکانهای مختلف قلب ۲۸ تایی

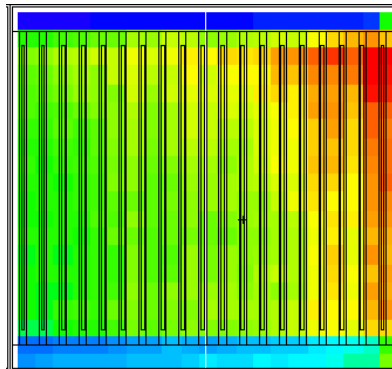
نوع سوخت	ThO ₂ -Al	ThO ₂
چگالی g/cm ³	۵/۶۵	۹/۵
جرم کل توریوم موجود در دسته (Kg)	۱/۷۷۹	۴/۰۹
تجمع اورانیوم-۲۳۳ پس از ۲ سال در قلب ۳۳ تایی دسته مرکزی (g)	۷۶/۱	
تجمع اورانیوم-۲۳۳ پس از ۲ سال در قلب ۲۸ تایی مطابق شماره ۱ (g)	۱۳/۵	۲۵/۵
تجمع اورانیوم-۲۳۳ پس از ۲ سال در قلب ۲۸ تایی مطابق شماره ۲ (g)	۳۶/۵	
تجمع اورانیوم-۲۳۳ پس از ۲ سال در قلب ۲۸ تایی مطابق شماره ۳ (g)	۱۶/۸	

در جدول ۲ گرمای بجای مانده در داغ ترین صفحه دسته سوخت اکسید توریوم برای ۳ مدل بررسی شده و نیز افزایش راکتیویته قلب به واسطه بارگذاری هر یک از موارد فوق در ابتدا و انتهای سیکل ۵ ساله راکتور در توان ۵ MW مقایسه شده است. جدول ۲ نشان می دهد، بارگذاری دسته سوخت درون قلب می تواند حدود ۱۵۰۰ pcm راکتیویته قلب را در شروع سیکل کاری راکتور کاهش دهد ولی روند تجمع اورانیوم-۲۳۳ در این مکان (مدل ۲) سریع تر است زیرا شار نوترون حرارتی این مکان بیشتر است. همچنین گرمای بجای مانده این دسته های سوخت توریومی به دلیل آهنگ شکافت کم در ابتدای سیکل ناچیز است و به عنوان مثال در مدل ۲ حدود ۱۷ وات است.

جدول ۲. مقایسه میزان گرمای بجای مانده ناشی از نوترون درون دسته سوخت اکسید توریومی در مکانهای مختلف قلب ۲۸ تایی و نیز تاثیر هر دسته بر راکتیویته قلب راکتور (میله های کنترل داخل قلب فرض شده و در همه مدل ها مکان آن ثابت است)

شماره مدل استفاده شده در قلب ۲۸ تایی	گرمای بجای مانده ناشی از نوترون در داغ ترین صفحه در ابتدای سیکل (W)	ضریب تاکثیر ابتدای سیکل	ضریب تکثیر انتهای سیکل
۱	۶/۵	۰/۹۹۸۴۶	۰/۹۹۹۸۴
۲	۱۶/۹	۰/۹۸۶۵۷	۰/۹۹۰۸۰
۳	۲/۷	۰/۹۹۸۰۵	۰/۹۹۹۴۳

در شکل ۷، توزیع گرمای ناشی از برهمکنش های نوترون در دسته سوخت اکسید توریومی در ابتدای سیکل در قلب ۲۸ تایی مطابق مدل ۲ نشان داده شده است. همچنانکه شکل نشان می دهد به جهت تجمع یکنواخت اورانیوم-۲۳۳ لازم است دسته سوخت توریومی در مکان انتخابی ضمن سیکل های کاری مختلف راکتور چرخانده شود تا تجمع اورانیوم-۲۳۳ درون آن تقریباً یکنواخت گردد.



شکل ۷. توزیع گرمای ناشی از ذرات نوترون درون دسته سوخت اکسید توریوم مدل شماره ۲

در کل، هدف این پژوهش بررسی امکان کاهش بارگذاری سوخت غنی شده راکتور تهران با استفاده از دسته های سوخت توریومی در قلب راکتور تهران است، همچنانکه در قبل در بخش مقدمه ذکر گردید ویژگی فیزیکی سوخت های توریومی بسیار مطلوب تر از سوخت اورانیومی راکتور تحقیقاتی تهران است و نیز در مقدمه اشاره شد که سطح مقطع شکافت ۲/۵ برابری اورانیوم-۲۳۳ نسبت به اورانیوم-۲۳۵ باعث می گردد حدود یک سوم اورانیوم-۲۳۳ در قلب راکتور تهران با موجودی اورانیوم-۲۳۵ یک دسته سوخت اکسید اورانیومی برابری کند (حدود ۱۰۰ گرم اورانیوم-۲۳۳ درون دسته سوخت توریومی می تواند به لحاظ نوترونیک با موجودی ۲۹۰ گرم اورانیوم-۲۳۵ دسته های سوخت راکتور تهران برابری کند). لذا این پژوهش به خوبی نشان داد با انتخاب محل مناسب در قلب راکتور تهران این هدف مهم به خوبی برآورده خواهد شد.

۴. بحث و نتیجه گیری

با توجه به اینکه برنامه های زیادی در دنیا برای افزودن سوخت توریوم به چرخه سوخت هسته ای در حال اجرا شدن است، در این کار به بررسی امکان استفاده از سوخت توریوم به عنوان بخشی از سوخت راکتور تحقیقاتی تهران پرداخته شده است. محاسبات انجام شده توسط کد MCNPX نشان می دهد در آرایش قلب ۳۳ تایی و استفاده از دسته های سوخت میله ای می تواند پس از ۲ سال کار پیوسته قلب در توان ۵ MW منجر به تولید حدود ۱۰۰ گرم اورانیوم-۲۳۳ در دسته سوخت اکسید توریوم میله ای گردد. هرچند میزان اورانیوم-۲۳۵ موجود در دسته های سوخت تازه راکتور تحقیقاتی تهران ۲۹۰ گرم است ولی به دلیل سطح مقطع شکافت بالاتر اورانیوم-۲۳۳ این دسته سوخت به خوبی جایگزین دسته سوخت تازه راکتور تهران خواهد بود. در آرایش قلب ۲۸ تایی به دلیل کاهش شار نوترون در اطراف قلب، تجمع اورانیوم-۲۳۳ در دسته های سوخت توریومی بسیار کمتر است و بهترین حالت مربوط به دسته سوخت اکسید توریوم استفاده شده در داخل قلب است که این مورد هم نسبت به قلب ۳۳ تایی از تجمع اورانیوم-۲۳۳ تقریباً نصف در قلب ۲۸ تایی برخوردار است. در کل، به دلیل عدم نیاز به غنی سازی دسته سوخت توریومی می توان با طراحی نوع سوخت (اکسیدی یا آلیاژ آلومینیوم)، طراحی شکل هندسی دسته سوخت (صفحه ای، میله ای و یا غیره) و مدیریت دسته سوخت در مکانهای مختلف قلب راکتور تهران به خوبی در سالهای مختلف کار راکتور آن را جایگزین یک یا دو دسته سوخت تازه قلب راکتور نمود و بارگذاری دسته سوخت اورانیوم غنی شده را کاهش داد.



مراجع

1. X.X. Li, et al. *Chen Analysis of thorium and uranium based nuclear fuel options in Fluoride salt-cooled High temperature Reactor*, Prog. in Nucl. Energ.78 (2015) 285-290.
2. J. Breza, P. Darčilek, V. Necas, *Study of thorium advanced fuel cycle utilization in light water reactor VVER-440*, Annal. of Nucl. Energ. 37 (2010) 685–690.
3. Philip E. MacDonald, Chan Bock Lee, *Use of Thoria-Urania Fuels in PWRs: A General Review of a NERI Project to Assess Feasible Core Designs, Economics, Fabrication Methods, In-Pile Thermal/Mechanical Behavior, and Waste Form Characteristics*, Nuclear Technology 147 (1) (2004) 1-7.
4. Y. Fukaya, *Development of simple method to incorporate out-of-core cooling effect on thorium conversion in multi-pass fueled reactor and investigation on characteristics of the effect*, Annal. of Nucl. Energ. 81 (2015) 301–305.
5. Joseph Bonometti and Mr. Kirk Liquid Fluoride Thorium Reactor, Thorium Support Group Counselor, Co-Chair of the Compact Power Working Group, (2008).
6. A. Thakur, Advanced Heavy Water Reactor, Reactor Physics Design Division, Bhabha Atomic Research Centre, INDIA
7. P.K. Vijayan, I.V. Dulera, P.D. Krishnani, K.K. Vaze, S. Basu and R.K. Sinha, Overview of the Thorium Programme in India, BARC
8. D.B. Pelowitz, Users' manual version of MCNPX2.6.0, (LANL, LA-CP-07-1473, 2008).
9. J. K. Shultis, R. E. Faw, An MCNP primer Dept. of Mechanical and Nuclear Engineering, (Kansas State University, copyright 2004-2010)
10. J F Briesmeister, MCNP- A General Monte Carlo N-Particle Transport code Version4C, (Los Alamos National Laboratory Report, USA, LA-13709-M 2000)
11. M.L. Fensin, Development of the MCNPX depletion capability: A Monte Carlo linked depletion method that automates the coupling between MCNPX and CINDER90 for high fidelity burnup calculations. (University of Florida. 2008)