



بررسی بیشینه کار آیی با تعیین مواد در رآکتورهای ترکیبی شکافت-همجوشی با استفاده از کد محاسباتی MCNPX ۲,۶,۰

سید مهدی، تیموری سندسی؛ عباس، قاسمی زاد*؛ مصطفی، کبیر؛ محمد، صادق عباسی شنبه بازاری
دانشگاه گیلان، دانشکده علوم پایه

چکیده

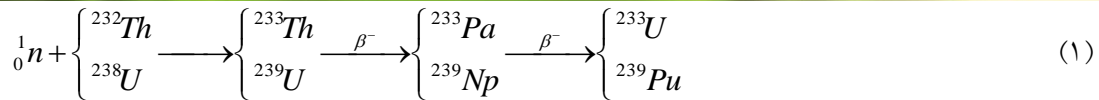
در این کار، کند کننده های مختلف آب سبک، آب سنگین، برلیوم و اکسید برلیوم را در حضور زاینده های مختلف تریتیوم؛ لیتیوم طبیعی، اکسید لیتیوم، لیتیوم-۶ و لیتیوم-۷ برای دو فاکتور مهم، تولید تریتیوم و تولید انرژی ناشی از واکنش های غیر از شکافت برای یک رآکتور ترکیبی شکافت-همجوشی مورد بررسی قرار دادیم. همچنین این موارد بدون حضور کند کننده نیز بررسی شد. بر اساس نتایج به دست آمده، برای زایش تریتیوم و انرژی ناشی از واکنش های غیر از شکافت، بهترین عملکرد را لیتیوم-۶ دارد و بیشترین مقدار نیز زمانی به دست آمد که لیتیوم-۶ بدون حضور خنک کننده بررسی گردید. گزینه دوم بهترین کار آیی برای لیتیوم-۷ ثبت شد.
کلیدواژه: لیتیوم-۶، تریتیوم، رآکتور هیبرید، کد MCNPX ۲,۶,۰.

مقدمه

استفاده از انرژی هسته ای که در سال ۱۹۳۸، با کشف شکافت هسته ای توسط هان و استراسمن آغاز گردید و از حدود ۵۰ سال پیش، با راه اندازی نیروگاه های قدرت تولید برق هسته ای نمود بیشتری یافت میتواند راه حل مناسبی برای معضل کمبود انرژی جمعیت روزافزون بشر باشد، اما مشکلات ناشی از غنی سازی و تهیه سوخت و نیز موارد مربوط به ایمنی هسته ای از جمله پسمانداری هسته ای و حفاظت در برابر اشعه، معضلاتی بزرگ در استفاده از این کشف شگرف بودند.

ایده گداخت هسته ای نیز به دلیل انرژی نسبتاً اندک ناشی از واکنش های گداخت و محدودیتی به نام معیار لاوسون، رسیدن به همجوشی اقتصادی و پایدار را تا حدی دور از تصور کرده است. از این رو دانشمندان بر آن شدند تا با ترکیب واکنش شکافت با گداخت، علاوه بر برآوردن معیار لاوسون، به بازده اقتصادی مثبت دست یابند. این ایده، اساس طراحی رآکتور ترکیبی شکافت-همجوشی بود.

رآکتور ترکیبی شکافت - همجوشی، با استفاده از نوترون های تولیدی از فرآیند همجوشی، سوخت شکافتا تولید میکند. به دلیل اینکه این نوترون ها، به واسطه تولید توسط همجوشی هسته ای، 14.1 MeV ، انرژی دارند و در دسته نوترون های سریع، دسته بندی می گردند و به دلیل اینکه آستانه انرژی شکافت اورانیوم- 238 MeV ، 0.8 می باشد، لذا توانایی شکافت ^{238}U و ^{232}Th را دارند. همچنین با توجه به معادله های (۱)، قادر به تولید ^{239}Pu و ^{233}U می باشند که هر دو سوخت های شکافت پذیرند.

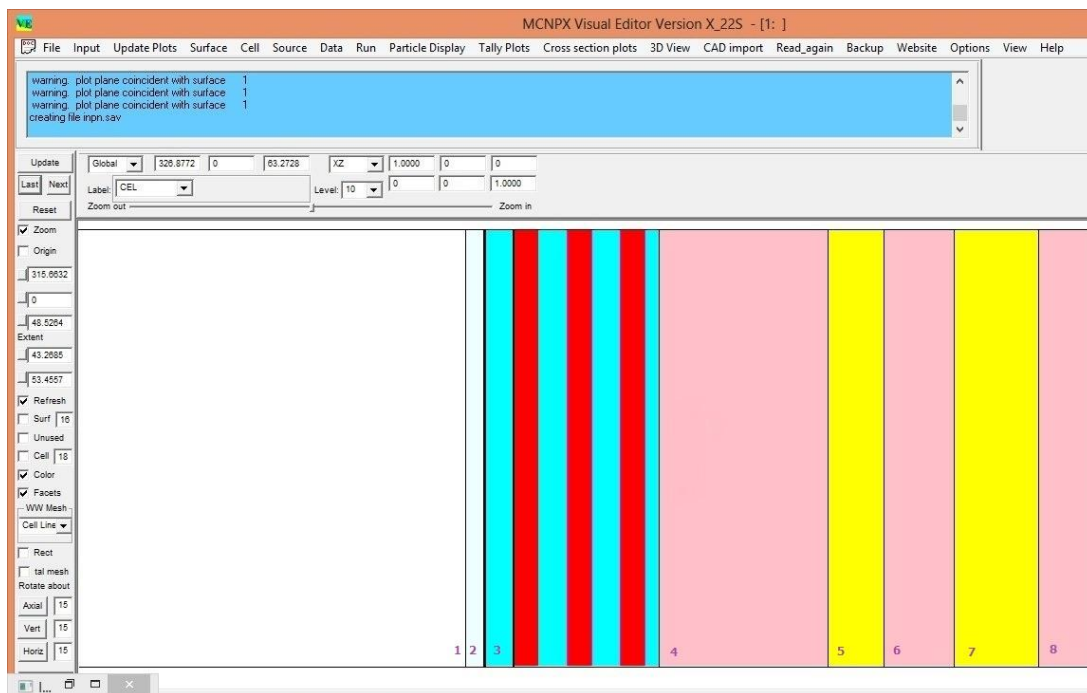


در این کار، با استفاده از نسخه ۲,۶,۰ کد محاسباتی شبیه ساز **MCNPX** [۱]، این رآکتور را طراحی کرده و پس از اجرای برنامه، داده های مورد نیاز را بدست آوردیم. نسخه ۲,۶,۰ این کد که از ترکیب نسخه ۲,۵,۰ **CINDER۹۰** و [۲] به وجود آمده، امکان ترابرد تمام ذرات بنیادی و پادذرات و نیز باریکه های یونی را فراهم آورده است [۳].

روش کار

۱- ساختمان فیزیکی

طراحی های بسیاری برای این رآکتور پیشنهاد شده که طراحی استفاده شده در این کار، برگرفته از طراحی پیشنهادی محققین کشور ترکیه [۴] بوده و به کرات در مقاله های مختلف استفاده شده است [۵] [۶] و در مجموع، این طراحی دارای ده سلول مختلف می باشد که هر یک عمل خاص خود را انجام می دهد. شکل ۱، طراحی صورت گرفته برای این کار پژوهشی را با استفاده از مبدل گرافیکی **MCNPX VISUAL EDITOR** [۷] نشان می دهد.



شکل - ۱: طراحی رآکتور هیبرید با استفاده از **MCNPX VISUAL EDITOR**

محفظه ابتدایی این رآکتور، شماره ۱، اتاقک همجوشی است که در آن با استفاده از همجوشی محصورشدگی لختی؛ قرص **ICF** منفجر شده و نوترون های خود را آزاد می کند. اتاقک همجوشی فقط شامل قرص همجوشی می باشد که به وسیله لیزر یا شتاب دهنده مشتعل می گردد [۸] و در آن هیچ ماده دیگری به کار نرفته است.

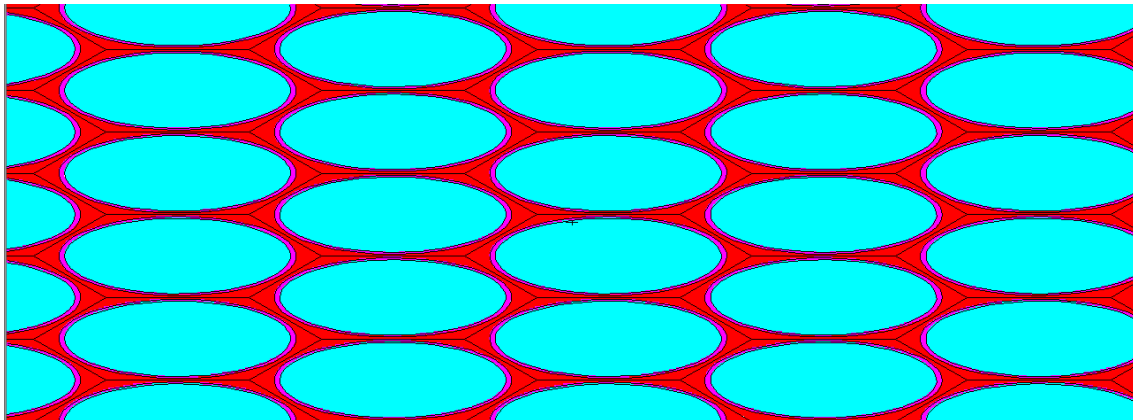
۲- جداره آغازین

لایه دیگری که در این رآکتور استفاده شده و در شکل با شماره ۲ نشان داده شده است، جداره اولیه است که باید در برابر انواع تنش های سطحی و مکانیکی و خوردگی ناشی از برخورد نوترون با آن و نیز گرما و دمای بالای ناشی از واکنش های مختلف و موارد دیگر از این دست مقاومت کند. جنس این جداره، به توصیه کارهای دیگر صورت گرفته در این باره [۹]، فولاد ضد زنگ می باشد که از میان انواع مختلف، نوع ۳۱۶ آن استفاده شده است [۱۰]. چگالی فولاد ضد زنگ استفاده شده $\frac{8}{cm^3} g$ می باشد...

۳- اتاقک شکافت

سومین سلول تعریف شده در کد که پس از جداره آغازین قرار دارد، اتاقک شکافت است. در این اتاقک میله های سوخت قرار داده می شود و اطراف آن را غلاف احاطه می کند. قسمت های خالی اتاقک را نیز کند کننده در بر می گیرد.

شکل ۲-۲، نمایی از سوخت به کار رفته در اتاقک همجوشی را نشان می دهد. سوخت و غلاف دور آن در استوانه های با سطح مقطع دایره ای قرار دارند. این استوانه ها به همراه کند کننده، خود در داخل استوانه های با سطح مقطع شش وجهی قرار میگیرند و یک سلول شبکه ای را تشکیل می دهند.



شعاع سطح مقطع استوانه سوخت، 0.425 سانتی متر و شعاع قسمت غلاف 0.4 میلی متر در نظر گرفته شده است. در داخل این استوانه های شش وجهی، استوانه های محتوی سوخت قرار دارد. سوخت رآکتور می تواند ^{238}U یا ^{233}Th باشد که به صورت اکسید اورانیوم، UO_2 و یا اکسید توریوم، ThO_2 قرار داده می شود. سوخت استفاده شده در این کار، برگرفته از پژوهش پژوهشگران بر روی رآکتورهای CANDU کانادا می باشد [۱۱]. چگالی آن بر اساس تعریف متداول برای رآکتورهای هسته ای شکافت، $\frac{10.41}{cm^3} g$ گرم بر سانتی متر مکعب قرار داده شد.

اطراف میله سوخت را، آلیاژ زیرکالوی تشکیل داده است. آلیاژ زیرکالوی، از ترکیب چند فلز قلع، کروم، آهن و هافنیوم با فلز زیرکانیوم است. زیرکانیوم به دلیل خواص هسته ای خود، دارای پایداری بالایی می باشد. لذا گزینه مناسبی برای غلاف دور سوخت می باشد. چگالی غلاف نیز بر اساس تعریف متداول برای رآکتورهای هسته ای $\frac{8}{cm^3} g$ $6/55$ گرم بر سانتی متر مکعب در نظر گرفته شد.



۴- کند کننده

مواد مختلفی را می توان به عنوان کند کننده استفاده کرد. بنابر طراحی های صورت گرفته توسط محققین ، از لیتیوم نیز به عنوان کند کننده می توان استفاده کرد [۱۲].

کندکننده رآکتور باید قابلیت تولید نوترون های اضافی برای جبران کمبود نوترون در لایه های دیگر را نیز داشته باشد . با توجه به واکنش (۲) ، برلیوم می تواند با واکنش با نوترون ، دو نوترون ایجاد کرده و این کمبود را جبران کند:



برای کند کنندگی، چهار کندکننده آب سبک، آب سنگین، برلیوم و اکسید برلیوم در نظر گرفته شد. چگالی تمام کندکننده های به کار رفته، ۰/۶ گرم بر سانتی متر مکعب در نظر گرفته شده است. همچنین حالت بدون کندکننده هم مورد بررسی قرار گرفت.

۵- زایش تریتیوم

تریتیوم، ایزوتوپ هیدروژن با عدد جرمی ۳ است که با توجه به مقدار ناچیز آن در طبیعت، به صورت مصنوعی تولید می گردد. تولید تریتیوم، لازمه یک رآکتور خودکفای همجوشی است. لیتیوم با توجه به واکنش های (۳) ، می تواند تولید تریتیوم کند.



سلول های شماره ۴ و ۶ و ۸، اتافک های تولید تریتیوم می باشند.

در پژوهش های صورت گرفته، برای این قسمت معمولا از اکسید لیتیوم (Li_2O) استفاده می شود [۱۳، ۱۴، ۱۵]. لیتیوم طبیعی غالبا دارای ایزوتوپ ۷ و مقدار کمی نیز ایزوتوپ ۶ می باشد که ایزوتوپ ۷ با نوترون های سریع و ایزوتوپ ۶ با نوترون های حرارتی وارد واکنش می شود.

برای بررسی بیشتر و مقایسه برای یافتن حداکثر کارایی، علاوه بر اکسید لیتیوم، از لیتیوم طبیعی به صورت عنصر آن و در حالت طبیعی (وجود هر دو ایزوتوپ) و ایزوتوپ های لیتیوم-۶ و لیتیوم-۷ نیز استفاده شد. چگالی تمام مواد به کار رفته در زایش تریتیوم در هر سه سلول آن ۲/۰۱ گرم بر سانتی متر مکعب در نظر گرفته شده است.

۶- جبران کاهش نوترون

نوترون در لایه های مختلف در واکنش های مختلفی شرکت کرده و در نتیجه در لایه های آخر رآکتور احتمالا کمبود شار نوترونی مشاهده خواهد شد. برای رفع این مشکل، از موادی استفاده می شود که با شرکت در واکنش های (n, xn) ، کاهش نوترون را جبران کند.

ماده مورد استفاده در غالب پژوهش های صورت گرفته، گرافیت می باشد [۱۶، ۱۷]. ما در این پژوهش از برلیوم استفاده کردیم که می تواند با توجه به واکنش (۲) ، با واکنش با نوترون ، دو نوترون ایجاد کرده و این کمبود را جبران



کند و نقش کندکنندگی نیز داشته باشد.

نتایج

کل نتایج به دست آمده، در جداول زیر به تفکیک قرار داده شد:

زایش تریتیوم

جدول-۱: مقادیر حاصل برای زایش تریتیوم بر حسب $\frac{\#}{CM^2}$

	آب سبک	آب سنگین	برلیوم	اکسید برلیوم	بدون خنک کننده
اکسید لیتیوم	$8,26771 \times 10^{-47}$	$8,39307 \times 10^{-47}$	$8,85456 \times 10^{-47}$	$8,91270 \times 10^{-47}$	$9,82157 \times 10^{-47}$
لیتیوم-۶	$5,42264 \times 10^{-8}$	$5,97935 \times 10^{-8}$	$6,421376 \times 10^{-8}$	$6,28570 \times 10^{-8}$	$6,63169 \times 10^{-8}$
لیتیوم-۷	$1,66780 \times 10^{-8}$	$1,68148 \times 10^{-8}$	$1,76552 \times 10^{-8}$	$1,7758117 \times 10^{-8}$	$1,989767 \times 10^{-8}$

انرژی ناشی از واکنش های غیر از شکافت

جدول-۲: مقادیر انرژی بر حسب 10^{-2} مگا الکترون ولت

	آب سبک	آب سنگین	برلیوم	اکسید برلیوم	بدون خنک کننده
لیتیوم طبیعی	۴۵,۸۰۳۹۶	۴۶,۱۲۳۳۲	۴۸,۷۷۶۸۰	۴۹,۷۶۲۷۴	۵۳,۵۰۱۹۲
اکسید لیتیوم	۴۷,۸۲۸۲۰	۴۲,۰۲۷۷۱	۴۴,۷۳۴۸۴	۴۵,۳۰۴۷۵	۴۹,۳۲۹۹۵
لیتیوم-۶	۱۱۶,۲۹۳۹۰	۱۲۵,۸۲۰۰۸	۱۳۳,۸۴۳۰۳	۱۳۱,۲۷۵۲۷	۱۴۰,۲۸۲۶۱
لیتیوم-۷	۵۶,۲۸۸۷۸	۷۴,۳۶۰۱۲	۶۰,۴۱۱۶۷	۶۱,۳۲۵۴۴	۶۶,۸۷۵۴۸

بحث و نتیجه گیری

بررسی کلی اعداد به دست آمده بیانگر این است که استفاده از لیتیوم-۶، مخصوصاً بدون حضور کند کننده، بهترین کارایی را خواهد داشت. نیز استفاده از لیتیوم-۷، به علت فراوانی بیشتر و عدم نیاز به غنی سازی، به همراه هر کدام از کند کننده ها علی الخصوص آب سبک و نیز حتی بدون حضور کند کننده می تواند نتایج مطلوب دیگری را به همراه داشته باشد. بررسی اقتصادی استفاده از هر کدام از گزینه های موجود، می تواند به عنوان موضوعی برای ادامه کار، مطرح باشد.



مراجع

- [۱] D. B. Pelowitz, MCNPX USER'S MANUAL, Version ۲,۶,۰, Los Alamos National Laboratory, LA-CP-۰۰۷-۱۴۷۳, (۲۰۰۸).
- [۲] MCNPXTM User's Manual Version ۲,۵,۰, *Los Alamos National Laboratory Report*, LA-CP-۰۵-۰۳۶۹, (۲۰۰۵).
- [۳] J. S. Hendricks et al. , *MCNPX ۲,۶,۰ Extensions, Los Alamos National Laboratory report*, LA-UR-۰۰۸-۲۲۱۶, (۲۰۰۸).
- [۴] S. sahin, et al. , *A hybrid reactor design concept driven by cold d-t fusion neutrons and fueled with methalic thorium*, International journal of Energy, Environment, Economics, vol.۱, No.۲, ۱۶۷-۱۷۳, (۱۹۹۱).
- [۵] Kadir. Yildiz, *An investigation of the effects of neutron energy-group structures and resonance treatment in a fusion-fission hybrid reactor fuelling with Tho_۲* , Annals of Nuclear Energy vol. ۳۲, ۱۰۱-۱۱۸, (۲۰۰۵).
- [۶] S. sahin, et al. , *fusion breeder with enhanced safeguarding capabilities against nuclear weapon proliferation*, Energy Convers. Mgmt, Vol. ۳۹, No. ۹, ۸۹۹-۹۰۹, (۱۹۹۸).
- [۷] A.L. Schwarz , R.A. Schwarz, and L.L. Carter, MCNP/MCNPX Visual Editor Computer Code Manual, (۲۰۰۸).
- [۸] D.V. Rose, et al. , *Ballistic-neutralized chamber transport of intense heavy ion beams*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, vol. ۴۶۴, ۲۹۹-۳۰۴, (۲۰۰۱).
- [۹] Moir , et al. , *HYLIFE-II. a molten-salt inertial fusion energy power plant designing*, Final Report, Fusion Technology, vol. ۲۶, ۵-۲۳, (۱۹۹۴).
- [۱۰] ۳۱۶/۳۱۶L stainless steel data sheet, AK Steel Corporation, www.aksteel.com, (۲۰۰۷).
- [۱۱] S. Sahin, K. Yildiz, A. Acir, *Power flattening in the fuel bundle of a CANDU reactor*, Nuclear Engineering and Design, vol. ۲۳۲, ۷-۱۸, (۲۰۰۴).
- [۱۲] H. M. Sahin, et al. , *Monte Carlo calculation for various enrichment lithium coolant using different data libraries in a hybrid reactor*, Energy Conversion and Management, vol. ۴۹, ۱۹۶۰-۱۹۶۵, (۲۰۰۸).
- [۱۳] S. Sahin, H. Yapici, N. Sahin, *Neutronic performance of proliferation hardened thorium fusion breeders*, Fusion Engineering and Design, vol. ۵۴, ۶۳-۷۷, (۲۰۰۱).
- [۱۴] S. Yalcin, M. Ubeyli, A. Acir, *Neutronic analysis of a high power density hybrid reactor*



- using innovative coolants*, Sadhana, Vol. ۳۰, Part ۴, ۵۸۵-۶۰۰, (۲۰۰۵).
- [۱۵] H. M. Sahin, *Monte Carlo calculation of radiation damage in first wall of an experimental hybrid reactor*, Annals of Nuclear Energy, vol. ۳۴, ۸۶۱-۸۷۰, (۲۰۰۷).
- [۱۶] S. Sahin, H. M. Sahin, K. Yildiz, *Investigation of the effects of the resonance absorption in a fusion breeder blanket*, Annals of Nuclear Energy, vol. ۲۹, ۱۶۴۱-۱۶۶۰, (۲۰۰۲).
- [۱۷] H. Yapici, M. Bayrak, *Neutronic analysis of denaturing plutonium in a thorium fusion breeder and power flattening*, Energy Conversion and Management, vol. ۴۶, ۱۲۰۹-۱۲۲۸, (۲۰۰۵).