



شرکت فرآوری اورانیوم و تولید سوخت هسته ای ایران ( فاتسا )

**۴ و ۵ اسفند ماه ۱۳۸۹** منطقه هسته ای اصفهان

17<sub>th</sub>Iranian Nuclear Conference

## تعیین و محاسبه طیف شار انرژی نوترونی راکتور مینیاتوری اصفهان (MNSR)

## مهدی زمانی\*۱، مجید شهریاری۱، ایرج شهابی۲

دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هستهای

۲- سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم وفنون هسته ای، پژوهشکده تحقیقات و توسعه راکتورها و شتابدهنده ها

#### چکیدہ

یکی از روش های بدست آوردن طیف انرژی نوترونی راکتورها، فعال سازی پولک با شار نوترونی راکتور میباشد. بدین منظور برای دست یابی به طیف انرژی نوترونی راکتـور مینیـاتوری اصـفهان ( MNSR)، بـا انتخـاب پولـکهـای مناسب که بتواند تمامی طیف انرژی نوترونی را پوشش دهد، اقدام گردید.

بازیابی طیف، توسط که (II)SAND که دارای کتابخانه سطح مقطع در ۶۲۱ گروه انرژی (به روز شده سال ۱۹۹۲ از منبع RSICC) میباشد، انجام پذیرفت. برای ارزیابی و مقایسه کار تجربی و عملکرد کد بازیابی، راکتور مورد نظر، با تمام ویژگیهای ساختمانی و موادی توسط کد MCNP-4C مدل سازی گردید. این کد توسط کتابخانه سطح مقطع ENDF/B-VI پشتیبانی می گردد.

در ادامه طیف انرژی نوترونی راکتور در چندین گروه بندی متفاوت از انــرژی، شــبیه سـازی گردیـد، کــه بـا نتـایج آزمایشها تطابق خوبی مخصوصاً در قسمت حرارتی طیف داشت.

واژه های کلیدی: کد MCNP-4C، فعال سازی پولک، راکتور MNSR بازیابی طیف، کد (SAND(II

#### ۱. مقدمه

توزیع طیف شار انرژی نوترونی راکتور در مواردی همچون محاسبه آسیب تابش، فیزیک نوترون های سریع، دزیمتری نوترون، آنالیز به روش فعالسازی نوترونی و تولید ایزوتوپهای ردیاب و یا با نیمه عمر پایین بسیار مهم می باشد. این توزیع طیف از طیف نوترونی شکافت که از کند شدن نوترون در برخورد های الاستیک و غیر الاستیک با سوخت، کند کننده، خنک کننده و مواد ساختمان راکتور تشکیل می گردد.

برای نشان دادن یک چشمه پیوسته از نوترونهای شکافت در راکتور، کل طیف را می توان به سه توزیع انرژی مختلف در یک زمان بیان کرد. اول طیف نوترونی شکافت، (χ(E)، که برای انرژیهای بالای ۸eV ۵/۰ به توزیع وات یا ماکسول بسیار نزدیک است. دوم طیف کاهش یافته ، برای انرژی های بین eV ۶۲۵۰ و به موزیع وات یا ماکسول بسیار نزدیک است. دوم طیف کاهش یافته ، برای انرژی های بازی دو برای انرژی های زیر ΔeV ۱/E<sup>(۱+α)</sup> با توزیع ماکسولی در دمای محیط تطابق خوبی دارد[2].

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Slowing down spectrum





نجمن هسته ای ایران گ

شرکت فرآوری اورانیوم و تولید سوخت هسته ای ایران ( فاتسا )

#### 17<sub>th</sub>Iranian Nuclear Conference

راکتور MNSR، از جمله راکتورهای مناسب برای آنالیز به روش فعال سازی نوترونی می باشد که از نوع تانک-استخری بوده و در آن از اورانیم غنی شده به عنوان سوخت، آب سبک به عنوان کندکننده، فلز بریلیوم به عنوان بازتابنده و از گردش طبیعی آب برای خنک کردن، استفاده می شود. این راکتور دارای پنج سایت کوچک پرتودهی در داخل، سه سایت کوچک و دو سایت بزرگ پرتودهی در خارج برلیم محاط کننده قلب قرار دارند. این راکتور دارای ۳۴۳ میله سوخت با غنای ٪ ۹۰/۲ و یک میله کنترل از جنس کادمیم می باشد.ماکزیمم شار حرارتی در توان ۲۰ kW به ترتیب درسایتهای پرتودهی داخلی و خارجی برابر با <sup>۱۰</sup>

# ۲. روش کار ۲–۱. شبیه سازی

برای شبیه سازی طیف شار انرژی نوترونی راکتور مینیاتوری اصفهان از روش مونت کارلو بهره گرفتیم که این روش با طراحی سه بعدی هندسه راکتور در کد MCNP-4C به دقت بالا انجام پذیرفت. کلیـه اطلاعـات ساختمان راکتور از مرکز تحقیقات هسته ای اصفهان در طراحی راکتور به کار رفته است. در شـکل(۱) نمـای برش صفحه z از هندسه مدل شده راکتور را نشان می دهد.

لازم به ذکر است کلیه داده ها مربوط به یکی از سایت های پرتودهی داخلی راکتور میباشـد. (باتوجـه بـه مرجع [4] توزیع طیف انرژی نوترونی در سایتهای داخلی راکتور MNSR بسیار به هم نزدیک هستند.)

در فایل ورودی کد MCNP-4C برای فعال شدن راکتور از ۴۰۰ حلقه (۵ حلقه غیر فعال) و ۲۰۰۰ تاریخچه در هر حلقه استفاده کردیم. مقدار رکتیویته بدست آمده در شبیه سازی برابر با ۰/۳۴ ± ۳/۵۴ بدست آمد که با مقدار عنوان شده در SAR راکتور (۳/۵ ~ ۴ mk) تطابق خوبی نشان میدهد.



شکل(۱). نمایی از راکتور MNSR مدل شده در کد MCNP-4C





#### ۳. نتايج

در شکل(۲) نمودار شار انرژی نوترونی راکتور MNSR در ۶۲۱ گروه انرژی (مطابق بـا تفکیـک انـرژی در کد (SAND(II) نشان داده شده است. شکل طیف و روند آن با توزیـع طیـف انـرژی نـوترون ذکـر شـده در مقدمه تطابق خوبی دارد.

نسبت شار حرارتی به سریع با توجه به بازه بندیهای عنوان شده در مقاله برابر با ۳/۶۴۵ بوده که با نتایجی مشابه از راکتور MNSR سوریه ( ۳/۴۲۴ ) بسیار نزدیک است [4]. علت این اختلاف ناچیز به تعداد متف اوت میلهها سوخت و بعضی جزئیات در مدل سازی می باشد. با توجه به این موارد نتایج شبیه سازی در حد قابل قبول و معتبر می باشد.

برای بازیابی طیف انرژی نوترونی راکتور از کد (SAND(II استفاده می شود. این کد با توجه بـه یـک شـار حدسی که می تواند همان مقدار شار خروجی کد MCNP-4C باشد، اکتیویته پولکها را به عنوان یـک عامـل وزنی در جهت رسیدن به یک طیف مطلوب پیگیری میکند.

سطح مقطح های واکنش هر پولک توسط کد CSTAPE که جزء خانواده کد (II)SAND می باشد، داده می شود. این کد پس از ۲۷ بار تکرار الگوریتم خود، شار دیفرانسیلی با خطای ٪ ۲/۷۴ را در خروجی نمایش داد. درشکل(۳) با مقایسه ای بین داده های آزمایش و شبیه سازی دیده می شود که در قسمت حرارتی، هر دو طیف به بسیار نزدیک می باشند.





### ٤. بحث و نتیجه گیری

نسبت شار حرارتی آزمایش به شبیه سازی برابر با ۹۴/۰ درصد می باشد که نشان دهنده مطلوب بودن نتایج بدست آمده است (در کاری مشابه در راکتور MNSR پاکستان مقدار تعیین شده ٪ ۹۵/۰ برآورد شده است [7]).در بازه انرژی رزنانس و سریع طیف، مقداری افت را شاهد هستیم که این امر به عدم به روز بودن کتابخانه داخلی کد (SAND(II می باشد.

با توجه به شکل(۴) که نمودار سطح مقطح یک واکنش در دو کد MCNP-4C و SAND(II) مقایسه کرده است، مشاهده می گردد که در قسمت حرارتی سطح مقطع ها در هم پوشانی بوده ولی در قسمت رزنانس دارای یک جهش ناهنگام در سطح مقطعهای کد SAND(II) میباشد که این امر باعث شده است که شار بدست آمده از بازیابی طیف نوترونی با کاهش مقدار نسبت به طیف خروجی از کد MCNP-4C می باشد.







در پیکیری هدف رسیدن به توزیع طیف انرژی نوترونی راکتور مینیاتوری اصفهان تفاوت بین کتابخانههای به کار گرفته شده در این دو کد هم، مقایسه گردید.

٥. مراجع

[1] Yucel, H., Karadag, M. Experimental determination of the a shape factor in the  $1/E^{(1+\alpha)}$  epithermal-isotopic neutron source spectrum by dual monitormethod. Annals of Nuclear Energy 31, 681–695, 2004.

[2] Duderstadt, J., Hamilton, Nuclear Reactor Analysis. John Wiley & Sons Inc, U.S.A. 1976

[3] China Institute of Atomic Energy, Safety Analysis Report of the MNSR Reactor China, 1993

[4] Khattab K., Sulieman I., Calculation and comparison of the neutron energy flux spectra in the Syrian MNSR irradiation sites using the MCNP-4C code. Progress in Nuclear Energy 52, 307-314 ,2010.

[5] Soulfanidis N., Measurement and Detection of Radiation, 1983[6] Knoll, Glenn F., Radiation detection and measurement, 1999

[7] Masood Iqbal, Atta Muhammad, Tayyab Mahmood, Naseer Ahmed On comparison of experimental and calculated neutron energy flux spectra atminiature neutron source reactor (MNSR), 2007