

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

مهدی زمانی<sup>۱\*</sup>، مجید شهرپاری<sup>۱</sup>، ایرج شهبابی<sup>۲</sup>

۱- دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هسته ای

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

### چکیده

یکی از روش های بدست آوردن طیف انرژی نوترونی راکتورها، فعال سازی پولک با شار نوترونی راکتور می باشد. بدین منظور برای دست یابی به طیف انرژی نوترونی راکتور مینیاتوری اصفهان (MNSR)، با انتخاب پولک های مناسب که بتواند تمامی طیف انرژی نوترونی را پوشش دهد، اقدام گردید. بازایی طیف، توسط کد SAND(II) که دارای کتابخانه سطح مقطع در ۶۲۱ گروه انرژی (به روز شده سال ۱۹۹۲ از منبع RSICC) می باشد، انجام پذیرفت. برای ارزیابی و مقایسه کار تجربی و عملکرد کد بازایی، راکتور مورد نظر، با تمام ویژگی های 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 انرژی، شبیه سازی گردید، که با نتایج آزمایش ها تطابق خوبی مخصوصاً در قسمت حرارتی طیف داشت.

واژه های کلیدی: کد MCNP-4C، فعال سازی پولک، راکتور MNSR، بازایی 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 فعال سازی نوترونی و تولید ایزوتوپ های رادیاب 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 ساختمانی راکتور تشکیل می گردد. برای نشان دادن یک چشمه پیوسته از نوترون های شکافت در راکتور، کل طیف را می توان به سه توزیع انرژی مختلف در یک زمان بیان کرد. اول طیف نوترونی شکافت،  $\chi(E)$ ، که برای انرژی های بالای ۰/۵ MeV به توزیع وات یا ماکسول بسیار نزدیک است. دوم طیف کاهش یافته<sup>۱</sup>، برای انرژی های بین ۰/۶۲۵ eV و ۰/۵ MeV که با توزیع  $1/E^{(1+\alpha)}$  (پارامتر شکل [1]) مشخص شده است و سوم طیف نوترون های حرارتی برای انرژی های زیر ۰/۶۲۵ eV با توزیع ماکسولی در دمای محیط تطابق خوبی دارد [2].

<sup>1</sup> Slowing down spectrum

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 اورانیوم 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  $90/2\%$  و یک میله کنترل از جنس کادمیم می باشد. ماکزیمم شار حرارتی در توان  $30 \text{ kW}$  به ترتیب در سایت های پرتودهی داخلی و خارجی برابر با  $10^{12}$  و  $5 \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  می باشد [3].

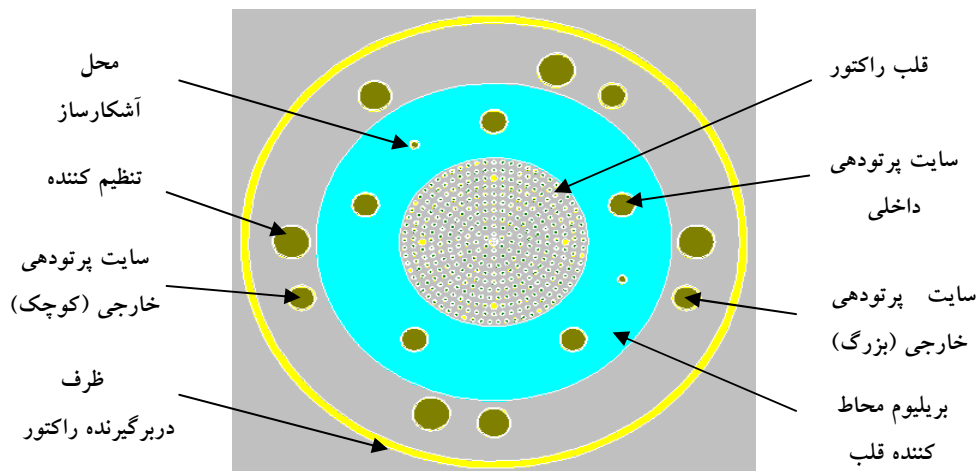
## ۲. روش کار

### 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. کلیه اطلاعات ساختمان راکتور از مرکز تحقیقات هسته ای اصفهان در طراحی راکتور به کار رفته است. در شکل (۱) نمای 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 می باشد. (باتوجه به مرجع [4] توزیع طیف انرژی نوترونی در سایت های 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 ۲۰۰۰۰ تاریخچه در هر حلقه استفاده کردیم. مقدار رکتیویته بدست آمده در شبیه سازی برابر با  $3/54 \pm 0/34$  بدست آمد که با مقدار عنوان شده در SAR راکتور ( $4 \sim 3/5 \text{ mk}$ ) تطابق خوبی نشان می دهد.



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

## ۲-۲ آزمایش

برای رسیدن به توزیع طیف انرژی نوترونی یک راکتور لازم است که از فعال کردن یک سری پولک بسیار خالص استفاده نمود تا هم از بهم خوردگی توزیع شار در راکتور جلوگیری شود و هم به مقدار اکتیویته لازم با خطای بسیار کم برسیم. در جهت این هدف تعداد ۶ پولک انتخاب گردید که بعضی با پوشش کادمیم جهت پرتودهی به داخل راکتور ارسال گردید.

برای آشکارسازی پرتوهای گامای حاصل از فعال شدن پولک ها از یک آشکارساز NaI(Tl) بهره گرفته شد. مقدار بازده آشکارساز در مراجع معتبر قابل استفاده می باشد [5].  
مقدار اکتیویته هر پولک با توجه به معادله زیر قابل بیان است [6]:

$$A_t = \frac{\lambda(\text{count})e^{\lambda T_d}}{N \epsilon \epsilon_k (1 - e^{-\lambda T_{irr}})(1 - e^{-\lambda T_c})} \quad (1)$$

که در آن

$$N = a_i \frac{m}{A_i} N_a \quad (2)$$

$\lambda$ : ضریب واپاشی،  $T_d$ : زمان خنک سازی پولک،  $T_{irr}$ : زمان پرتودهی،  $T_c$ : زمان شمارش،  $\epsilon$ : بازده آشکارساز،  $\epsilon_k$ : احتمال گسیل گاما،  $m$ : جرم پولک،  $A_i$ : جرم ایزوتوپی،  $a_i$ : درصد جرم ایزوتوپی و  $N_a$ : عدد آووگادرو می باشد. در جدول (۱) مشخصات پولک، واکنش مربوط و مقدار اکتیویته نرمال بر هر هسته نشان داده شده است.

جدول (۱). مقادیر بدست آمده از فعال سازی هر پولک

نوع واکنش	انرژی گاما (MeV)	نیمه عمر	$A_t/\text{nuclei}$
$\text{Au}^{197} (n,\gamma) \text{Au}^{198}$	0.411	2.69 d	7.16319E-11
$\text{Au}^{197a} (n,\gamma) \text{Au}^{198}$	0.411	2.69 d	1.07763E-11
$\text{Co}^{59a} (n,\gamma) \text{Co}^{60}$	1.17	5.28 y	6.24616E-13
$\text{Co}^{59} (n,\alpha) \text{Mn}^{56}$	1.81	2.56 h	2.69606E-18
$\text{In}^{115a} (n,\gamma) \text{In}^{116m}$	1.29	54.12 min	4.69736E-12
$\text{Cu}^{63a} (n,\gamma) \text{Cu}^{64}$	0.511	12.87 min	5.48220E-14
$\text{Mg}^{24} (n,p) \text{Na}^{24}$	1.36	15 h	1.54188E-17
$\text{Al}^{27} (n,\alpha) \text{Na}^{24}$	1.36	15 h	5.02410E-17

<sup>a</sup>Cadmium covered.

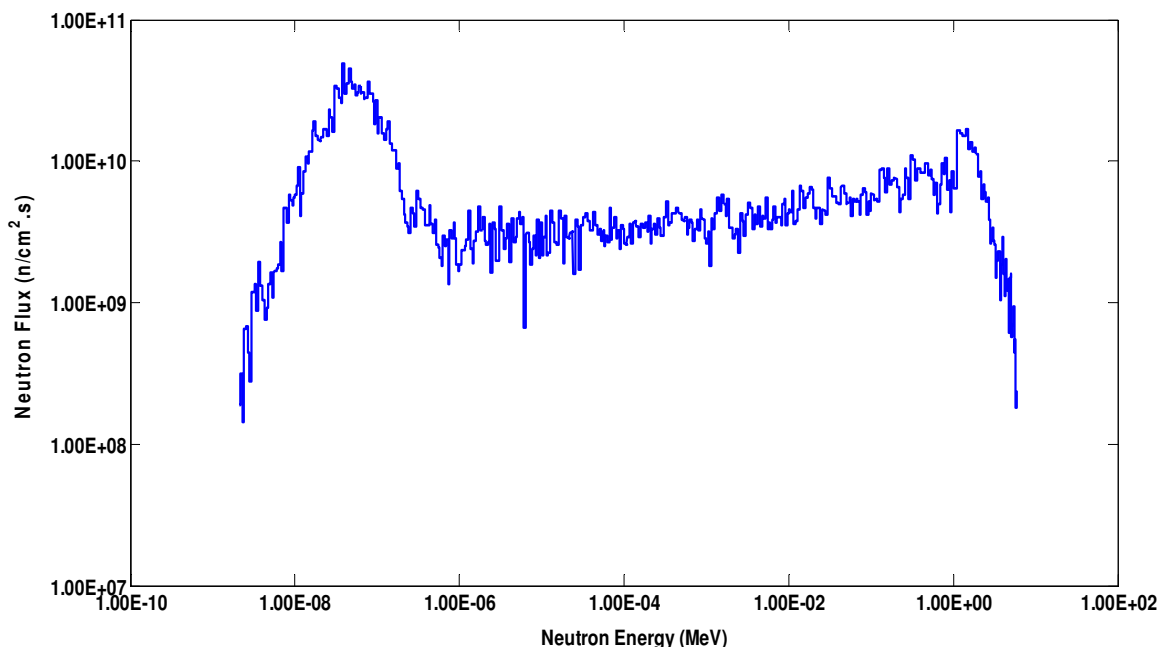
### ۳. نتایج

در شکل (۲) نمودار شار انرژی نوترونی راکتور MNSR در ۶۲۱ گروه انرژی (مطابق با تفکیک انرژی در کد SAND(II)) نشان داده شده است. شکل طیف و روند آن با توزیع طیف انرژی نوترون ذکر شده 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 متفاوت 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 به یک شار حدسی که می تواند همان مقدار شار خروجی کد MCNP-4C باشد، اکتیویته پولک‌ها را به عنوان یک عامل وزنی در جهت رسیدن به یک طیف مطلوب پیگیری می کند.

سطح مقطع های واکنش هر پولک توسط کد CSTAPE که جزء خانواده کد SAND(II) 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. در شکل (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.

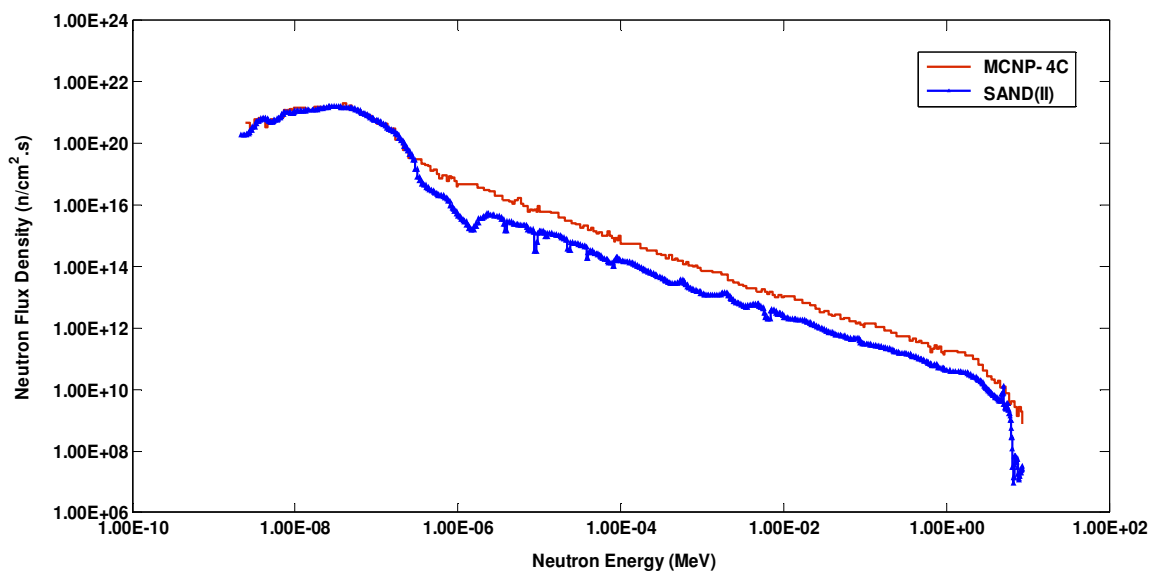


شکل (۲). نمودار شار انرژی نوترونی راکتور MNSR در ۶۲۱ گروه انرژی

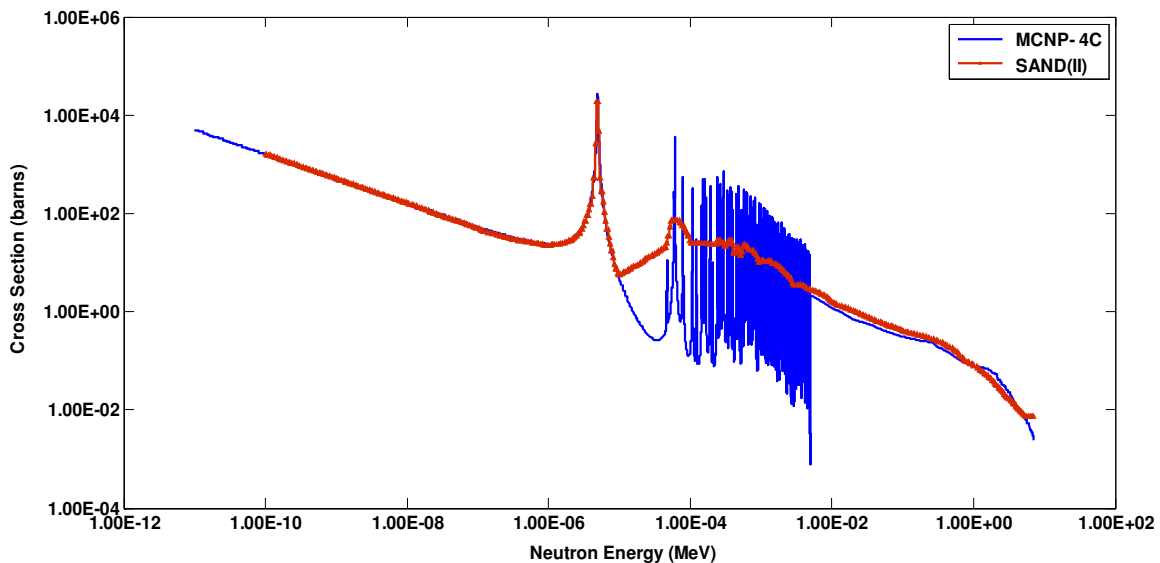
#### ۴. بحث و نتیجه گیری

نسبت شار حرارتی آزمایش به شبیه سازی برابر با ۰/۹۴ درصد می باشد که نشان دهنده مطلوب بودن نتایج بدست آمده است (در کاری مشابه در راکتور MNSR پاکستان مقدار تعیین شده % ۰/۹۵ 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 مقطع 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 مقطع های کد SAND(II) می باشد 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.



شکل (۳). مقایسه نتایج طیف شار انرژی نوترونی راکتور در آزمایش و شبیه سازی



شکل (۵). مقایسه سطح مقطع واکنش  $(n, \gamma)$  برای  $Au^{197}$

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

##### ۵. مراجع

- [1] Yucel, H., Karadag, M. Experimental determination of the a shape factor in the  $1/E^{(1+a)}$  epithermal-isotopic neutron source spectrum by dual monitor method. 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 at miniature neutron source reactor (MNSR), 2007