

## MNSR

## MCNP

(دریافت مقاله: ۱۳۸۸/۸/۱۲؛ دریافت نسخه نهایی: ۱۳۸۹/۱/۳۱)

MCNP

(MNSR)

/ mk

/ mk

MNSR

MCNP :

فرا گرفته است. این راکتور دارای یک میله کنترل در مرکز قلب و از جنس کادمیوم با پوشش استیل است که به صورت دستی و اتوماتیک کنترل می شود. پنج عدد سایت پرتو دهی داخلی درون بازتابنده برلیومی و پنج عدد سایت پرتو دهی خارجی در خارج از آن قرار دارند که با انتقال نمونه به داخل آنها پرتو دهی انجام می شود. شار نوترون های حرارتی در حداکثر توان کار راکتور در سایت پرتو دهی داخلی  $10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  و در سایت پرتو دهی خارجی  $5 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$  است [۱ و ۲]. حجم هر کدام از سایت های پرتو دهی داخلی تا بالای سطح قلب (با قطر  $3/1 \text{ cm}$  و ارتفاع  $16/3 \text{ cm}$ ) حدود  $123 \text{ cm}^3$  است که چنین حجمی می تواند در اثر یک اتفاق از آب پر شده و موجب افزایش راکتیویته راکتور شود [۳]. با توجه به اهمیت موضوع، ما در این کار راکتور MNSR اصفهان را شبیه سازی کرده و مقدار راکتیویته وارد شده به سیستم در اثر این اتفاق را، هم از

راکتور مینیاتوری چشمه نوترون<sup>۱</sup> (MNSR) موجود در پژوهشکده تحقیقات و توسعه راکتورها و شتاب دهنده های اصفهان، یک راکتور تحقیقاتی پیشرفته از نوع تانک استخری آب سبک با قدرت کم ( $30 \text{ kw}$ ) و ایمنی ذاتی است که برای انجام کارهای تحقیقاتی، آموزشی و تحلیل مواد به روش فعال سازی نوترونی<sup>۲</sup> (NAA) مورد استفاده قرار می گیرد. بازتابنده آن فلز برلیوم است و آب طبیعی به عنوان کند کننده و خنک کننده در این راکتور به کار می رود. قلب این راکتور از یک مجتمع سوخت که حاوی  $343$  عدد میله سوخت می باشد تشکیل شده و اطراف این مجموعه را برلیوم به عنوان بازتابنده

۱. Miniature Neutron Source Reactor

۲. Neutron Activation Analysis

نیز بالا و کف پوسته استوانه‌ای را پوشانده‌اند که آنها نیز به عنوان بازتابنده عمل می‌کنند. سایت‌های پرتودهی داخلی و خارجی به صورت حفره‌های استوانه‌ای شکل در جدار پوسته برلیومی و در خارج آن قرار دارند. نماهایی از قلب این رآکتور در شکل‌های ۱ و ۲ نشان داده شده‌اند [۵].

در این کار برای شبیه‌سازی قلب رآکتور MNSR یک فایل ورودی که شامل مشخصات کامل و دقیق قلب رآکتور بود، برای کد MCNP تهیه گردید. به علت عدم وجود نظمی خاص بین میله‌های سوخت، امکان استفاده از دستورهای شبکه در فایل ورودی برای تعریف هندسه قلب رآکتور وجود نداشت و تنها از دستورهای تکرار در تعریف هندسه قلب استفاده شد. پس از کامل شدن فایل ورودی، برنامه برای وضعیت‌های مختلف میله کنترل اجرا گردید تا محل دقیق میله کنترل در حالت بحرانی رآکتور تعیین شود. وضعیت مطلوب برای حالتی که میله کنترل در فاصله  $12/2$  cm از کف قلب قرار گیرد به دست آمد، که این مقدار با تقریب بسیار خوبی نزدیک به محل واقعی قرار گرفتن این میله در هنگام کار رآکتور (در فاصله  $12/3$  cm از کف قلب) می‌باشد. در مرحله بعد برای اطمینان از عملکرد صحیح برنامه شبیه‌سازی شده، راکتیویته اضافی رآکتور را هنگامی که میله کنترل در سطح بالایی قلب باشد، توسط کد محاسبه و مقدار  $3/82$  mk برای آن به دست آمد که با مقدار تجربی  $3/86$  mk مطابقت خوبی دارد. اضافه می‌نماید که مقادیر محاسبه شده فوق توسط کد با منظور نمودن سوخت مصرف شده رآکتور به دست آمده‌اند. شرایط فعلی سوخت رآکتور از مرجع [۶] (که اخیراً با استفاده از کد Wims برای این رآکتور محاسبه شده) گرفته شده است. همچنین ارزش میله کنترل از طریق محاسبه توسط کد،  $7$  mk به دست آمد که مقدار تجربی برای این رآکتور حدود  $6/8$  mk است. این نتایج خود دلیلی بر قابل اطمینان بودن کد شبیه‌سازی شده است.

برای محاسبه ارزش راکتیویته ناشی از نفوذ آب در

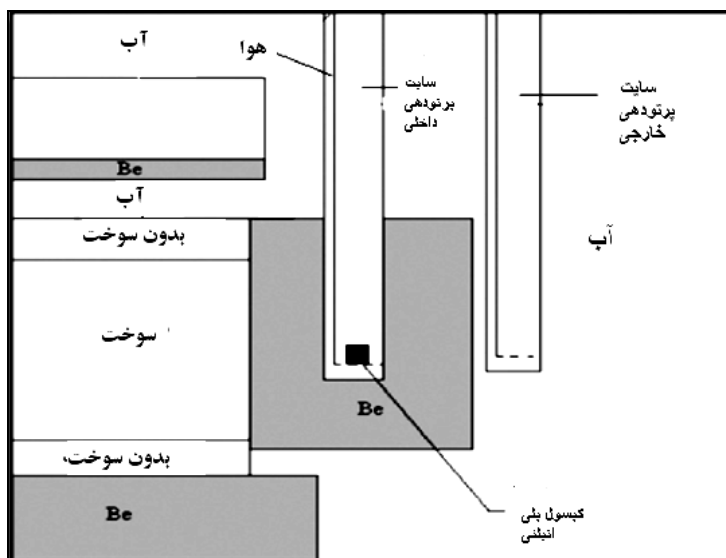
طریق کد محاسباتی MCNP و هم از طریق آزمایش برآورد کرده‌ایم.

## MCNP

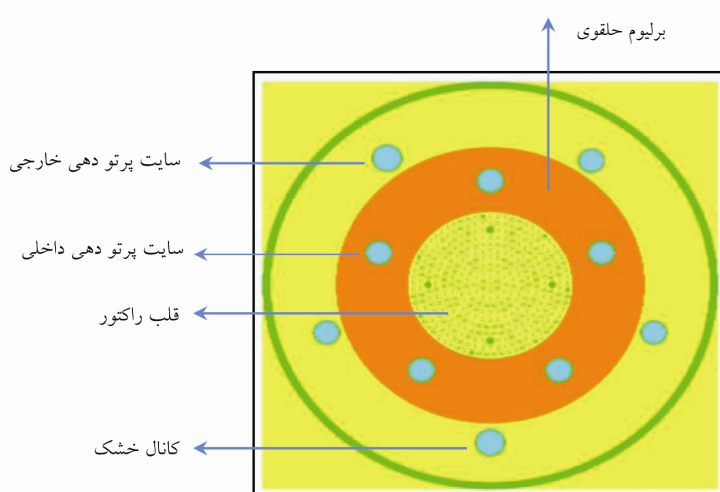
کد محاسباتی MCNP<sup>۱</sup> یک کد پر قدرت چند منظوره انرژی پیوسته و وابسته به زمان است که بر اساس روش مونت کارلو کار می‌کند. در این کد تعداد ذراتی را که خواستار ترابرد آنها هستیم به صورت ورودی وارد می‌کنیم. کد پس از ترابرد ذرات، از اطلاعات به دست آمده میانگین‌گیری می‌کند و در نهایت اطلاعات خواسته شده را به ازای یک ذره ورودی (در اینجا به ازای یک نوترون حاصل از شکافت) در خروجی چاپ می‌کند. در این کار از ویرایش MCNP4C این کد [۴] استفاده شده است.

مشخصات کامل رآکتور MNSR اصفهان شامل جزئیات مربوط به مواد و اندازه دقیق اجزای تشکیل دهنده آن در مرجع [۱] آمده است. قسمت اصلی قلب این رآکتور از یک پوسته استوانه‌ای شکل برلیومی به قطر داخلی  $231$  mm و قطر خارجی  $435$  mm و ارتفاع  $238/5$  mm تشکیل شده که به عنوان بازتابنده عمل می‌کند. در فضای داخل این پوسته  $343$  میله سوخت، هر یک به ارتفاع  $23$  cm و قطر  $4/3$  mm در ده ردیف دایره‌ای هم‌مرکز به طور متقارن بین دو شبکه آلومینیومی قرار گرفته‌اند. هر میله سوخت دارای غلافی از جنس آلومینیوم با ضخامت  $0/6$  mm می‌باشد. یک میله جاذب از جنس کادمیوم با غلافی از جنس استیل به طول  $266$  mm و قطر  $3/9$  mm به عنوان میله کنترل مرکزی روی محور استوانه قرار گرفته است.  $4$  میله در ردیف هشتم میله‌های سوخت به طور متقارن، دو شبکه آلومینیومی را به هم محکم نگه‌داشته‌اند و به عنوان پایه‌های قلب عمل می‌کنند. تعداد  $7$  میله سوخت مجازی از جنس آلیاژ آلومینیوم نیز به طور متقارن در اطراف محور استوانه و در ردیف دهم میله‌های سوخت قرار دارند. صفحات برلیومی

۱. Monte Carlo N-Particle



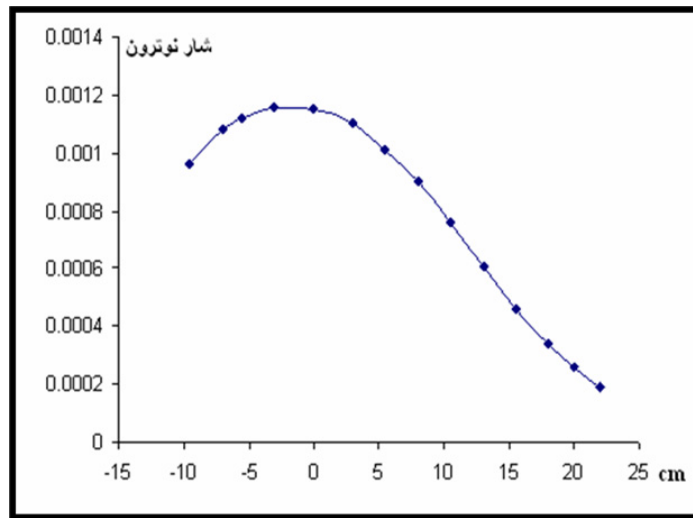
شکل ۱. نمایی از سایت‌های پرتو دهی راکتور از روبه‌رو.



شکل ۲. نمایی از قلب راکتور از بالا ( $z=0$ ).

دیگری را در سایت دوم که شامل آب است، تعریف کرده و در این حالت نیز کد را اجرا کرده و ارزش راکتیویته ناشی از پر شدن دو سایت داخلی را به دست آوردیم و برای سایت‌های دیگر نیز محاسبات به همین ترتیب انجام شد. ارزش راکتیویته ناشی از پر شدن دو سایت خارجی بزرگ و کوچک و همچنین تمام سایت‌های خارجی نیز از آب توسط کد محاسبه شد. نتایج این محاسبات در جدول‌های ۱ و ۲، ارائه شده‌اند. خطاهای محاسباتی ارائه شده در این جدول‌ها (حدود ۲ درصد)، با اجرای برنامه در هر مورد برای ۱۰۰۰۰ رویداد حاصل شده‌اند.

سایت‌های پرتو دهی داخلی با تعریف سلولی جدید در یک سایت پرتو دهی داخلی که حاوی آب می‌باشد، کد را اجرا کرده و ضریب تکثیر و ارزش راکتیویته مربوط به این حالت به دست آمد. با توجه به توزیع محوری شار نوترون‌های حرارتی در داخل سایت‌های پرتو دهی داخلی و کاهش نوترون‌ها با فاصله گرفتن از مرکز سایت (شکل ۳)، ارتفاع آب موجود در سلول تعریف شده را تا بالای سطح قلب در نظر گرفتیم، زیرا ارتفاع‌های بالاتر از سطح قلب تأثیر چندانی بر روی ضریب تکثیر سیستم نخواهند داشت [۳]. در مرحله بعد با وجود سلول اول در سایت داخلی اول، سلول



شکل ۳. توزیع شار نوترون‌های حرارتی در امتداد محور یک سایت داخلی به ازای یک نوترون با فاصله گرفتن از مرکز یک سایت داخلی.

جدول ۱. محاسبه ارزش راکتیویته ناشی از پر شدن سایت‌های داخلی توسط کد MCNP.

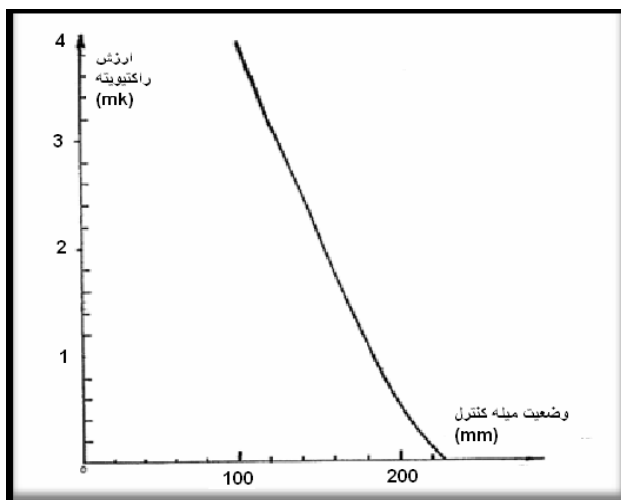
	پر شدن یک سایت از آب	پر شدن دو سایت از آب	پر شدن سه سایت از آب	پر شدن چهار سایت داخلی از آب	پر شدن پنج سایت داخلی از آب
K	۱/۰۰۰۵۳	۱/۰۰۰۹۷	۱/۰۰۱۴۷	۱/۰۰۱۹۱	۱/۰۰۲۶۱
$\rho=k-1$	$۰/۵۳ \pm ۰/۰۲mk$	$۰/۹۷ \pm ۰/۰۲mk$	$۱/۴۷ \pm ۰/۰۲mk$	$۱/۹۱ \pm ۰/۰۲mk$	$۲/۶۱ \pm ۰/۰۲mk$

جدول ۲. محاسبه ارزش راکتیویته ناشی از پر شدن سایت‌های خارجی توسط کد MCNP.

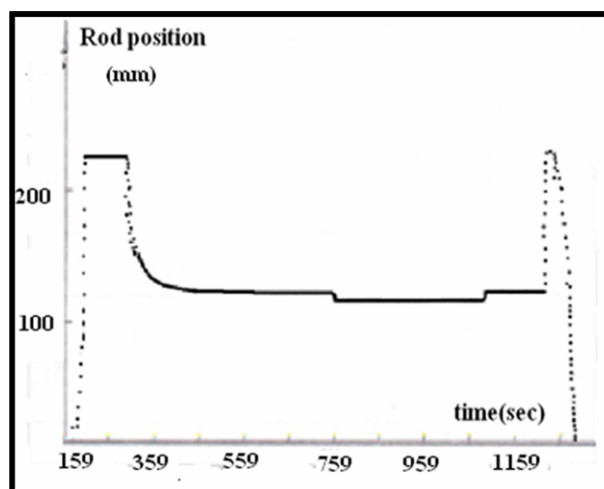
	پر شدن یک سایت خارجی بزرگ از آب	پر شدن یک سایت خارجی کوچک از آب	پر شدن پنج سایت خارجی از آب
$\rho=k-1$	$۰/۲۱ \pm ۰/۰۲mk$	$۰/۱۳ \pm ۰/۰۲mk$	$۰/۷۶ \pm ۰/۰۲mk$

داخل قلب برای جبران راکتیویته مثبت وارد شده به سیستم شد. شکل ۴ روند تغییر وضعیت میله کنترل در حین وارد شدن این کپسول‌ها به داخل یک سایت داخلی را نشان می‌دهد. با استفاده از وضعیت بحرانی میله کنترل قبل و بعد از وارد کردن کپسول‌های پر از آب، ارزش راکتیویته ناشی از وارد شدن این کپسول‌ها در یک سایت داخلی را از روی نمودار شکل ۵، که در اسناد و مدارک این راکتور موجود است و ارزش راکتیویته را بر حسب فاصله میله کنترل از کف قلب آن به دست می‌دهد، به دست آوردیم. جدول‌های ۳ و ۴ شرایط کاری راکتور را قبل و بعد از وارد کردن کپسول‌ها و جدول ۵ ارزش راکتیویته به دست آمده را برای کپسول‌های پر از آب (و همچنین کپسول‌های

با توجه به اینکه برای انجام آزمایش، امکان پر کردن سایت‌های پرتودهی داخلی از آب وجود نداشت، یک زنجیره ۴ تایی از کپسول‌های پلی اتیلنی را (که برای ارسال نمونه‌ها به داخل سایت‌های داخلی مورد استفاده قرار می‌گیرند) پر از آب کرده و جهت ارسال به داخل یک سایت داخلی آماده کردیم. حجم هر کپسول  $۷cm^3$  و بنابر این حجم کل آب موجود در یک زنجیره ۴ تایی  $۲۸cm^3$  بود. بعد از روشن کردن راکتور و تنظیم راکتور روی شار  $1 \times 10^9 n/cm^2s$ ، زنجیره حاوی ۴ کپسول پلی اتیلنی پر از آب به طور دستی به یک سایت پرتودهی داخلی فرستاده شد. این عمل باعث حرکت محسوس میله کنترل به سمت



شکل ۵. نمودار ارزش راکتیویته بر حسب فاصله میله کنترل از کف قلب راکتور.



شکل ۴. تغییر وضعیت میله کنترل در زمان ۷۵۹ ثانیه تا حدود ۱۰۷۹ ثانیه بعد از روشن کردن راکتور به دلیل ورود کپسول‌های پلی اتیلنی پر از آب به داخل یک سایت داخلی.

جدول ۳. شرایط کاری راکتور قبل و بعد از وارد شدن کپسول‌های پلی اتیلنی پر از آب به داخل یک سایت داخلی.

بعد از وارد شدن کپسول‌های پر از آب	قبل از وارد شدن کپسول‌های پر از آب	
$1/003 \times 10^9$	$1/005 \times 10^9$	بیشینه شار نوترون
۱۱۷mm	۱۲۳mm	فاصله میله کنترل از کف قلب راکتور
$20/959^{\circ}\text{C}$	$20/984^{\circ}\text{C}$	دمای آب ورودی
$21/053^{\circ}\text{C}$	$20/963^{\circ}\text{C}$	دمای آب خروجی

جدول ۴. شرایط کاری راکتور قبل و بعد از وارد شدن کپسول‌های خالی به داخل یک سایت داخلی.

بعد از وارد شدن کپسول‌های خالی	قبل از وارد شدن کپسول‌های خالی	
$1/003 \times 10^9$	$1/005 \times 10^9$	بیشینه شار نوترون
۱۲۰mm	۱۲۴mm	فاصله میله کنترل از کف قلب راکتور
$24/942^{\circ}\text{C}$	$24/936^{\circ}\text{C}$	دمای ورودی
$24/947^{\circ}\text{C}$	$24/924^{\circ}\text{C}$	دمای خروجی

جدول ۵. نتایج اندازه‌گیری‌ها و محاسبات توسط کد MCNP برای ارزش راکتیویته کپسول‌های پلی اتیلنی خالی و پر از آب و ارزش راکتیویته آب خالص.

		کپسول‌های پر از آب	کپسول‌های خالی	آب خالص
اندازه‌گیری	$\rho=k-1(\text{mk})$	$0/25 \pm 0/04 \text{mk}$	$0/14 \pm 0/04 \text{mk}$	$0/11 \pm 0/04 \text{mk}$
MCNP	$\rho=k-1(\text{mk})$	$0/24 \pm 0/02 \text{mk}$	$0/16 \pm 0/02 \text{mk}$	$0/08 \pm 0/02 \text{mk}$

جدول ۶. ارزش راکتیویته به دست آمده ناشی از پر شدن سایت‌های داخلی توسط کدهای WIMS و CITATION در مرجع [۳].

پر شدن سه سایت از آب	پر شدن دو سایت از آب	پر شدن یک سایت از آب	
۱/۳۷mk	۰/۹۵mk	۰/۵۲mk	$\rho=k-1(mk)$

راکتور MNSR سوریه (که اختلاف جزئی با راکتور MNSR ایران دارد) به دست آمده مطابقت خوبی دارند.

ارزش راکتیویته ناشی از نفوذ آب در اثر یک حادثه ناخواسته به یک سایت پرتودهی داخلی راکتور MNSR با استفاده از کد محاسباتی MCNP و همچنین از طریق اندازه‌گیری به دست آمده است. نتایج محاسبات با نتایج اندازه‌گیری‌ها سازگاری خوبی را نشان می‌دهند. در این کار ارزش راکتیویته ناشی از پر شدن یک سایت داخلی از آب  $0/53mk$  به دست آمده است. البته می‌توان محاسبات را برای حالتی که تمام سایت‌های پرتودهی داخلی به طور هم زمان از آب پر شوند نیز انجام داد، که ما توسط کد محاسبات را برای حالتی که پنج سایت به طور هم زمان از آب پر شوند انجام داده‌ایم و ارزش راکتیویته ناشی از پر شدن پنج سایت داخلی از آب  $2/61mk$  به دست آمد (جدول ۱). همچنین اگر تمام سایت‌های پرتودهی خارجی راکتور نیز به طور هم زمان از آب پر شوند، حدود  $0/76mk$  به راکتیویته سیستم افزوده می‌شود (جدول ۲). با توجه به اینکه کل ارزش راکتیویته منفی قابل اعمال به راکتور توسط میله کنترل حدود  $3mk$  است، می‌توان نتیجه گرفت در صورت پر شدن تمامی سایت‌های داخلی هنوز راکتور ایمن است، در صورتی که اگر به طور هم زمان سایت‌های داخلی و سایت‌های خارجی از آب پر شوند، به دلیل وارد شدن  $3/37mk$  راکتیویته مثبت به سیستم، امکان خاموش کردن راکتور توسط میله کنترل وجود ندارد و برای ایمن ساختن راکتور در این شرایط لازم است مواد جاذب نوترون مثلاً کادمیوم به داخل سایت‌های این راکتور، برای خنثی کردن اثر این راکتیویته مثبت اضافی، فرستاده شود.

خالی و آب خالص) نشان می‌دهد. با در نظر گرفتن اینکه آزمایش توسط کپسول‌های پلی اتیلنی که خود، کند کننده قوی هستند انجام می‌شود، باید اثر این کپسول‌ها را نیز در افزایش راکتیویته راکتور در نظر بگیریم. بنابر این در ادامه کار ۴ کپسول پلی اتیلنی خالی را به صورت یک زنجیره ۴ تایی وارد یک سایت داخلی کرده و با توجه به وضعیت میله کنترل ارزش راکتیویته ناشی از این کپسول‌های خالی را نیز به دست آوردیم که با تفاضل راکتیویته ناشی از کپسول‌های پر از آب و کپسول‌های خالی ارزش راکتیویته ناشی از آب خالص به دست آمد که خطای نسبی آزمایش در هر مورد در حدود ۴ درصد می‌باشد. این نتایج در جدول ۵ ارائه شده‌اند. با توجه به اینکه امکان وارد کردن زنجیره دیگری از کپسول‌ها برای انجام آزمایش به داخل سایت اول وجود نداشت، بنابراین با در نظر گرفتن شرایط کاری راکتور در حال انجام آزمایش و تعریف یک زنجیره ۴ تایی از کپسول‌های پلی اتیلنی پر از آب در یک سایت داخلی، در برنامه شبیه سازی شده، ارزش راکتیویته ناشی از این زنجیره به دست آمد و همچنین ارزش راکتیویته ناشی از کپسول‌های پلی اتیلنی و آب خالص به طور جداگانه توسط کد محاسبه گردید که نتایج حاصل از این محاسبات نیز در جدول ۵ ارائه شده‌اند. در این محاسبات خطای نسبی (آماری) در هر مورد در حدود ۲ درصد می‌باشد. با توجه به نتایج جدول ۵ که به ترتیب از طریق آزمایش و محاسبه توسط کد به دست آمده‌اند، می‌توان نتیجه گرفت محاسبات انجام شده توسط کد MCNP قابل اطمینان و منطبق بر نتایج تجربی هستند. بنابر این با توجه به نتایج جدول ۱ که توسط کد محاسبه شده‌اند، ارزش راکتیویته ناشی از پر شدن یک سایت داخلی از آب  $0/53mk$ ، دو سایت داخلی  $0/97mk$  و سه سایت داخلی  $1/47mk$  است. نتایج به دست آمده در این کار (جدول ۱) با نتایج مرجع [۳] (جدول ۶) که توسط کدهای محاسباتی WIMS و CITATION برای

- and Methods in Physics Research A* **575** (2007) 456 .
۶. ل، رنجبر، "بررسی تغییرات راکتیویته راکتور MNSR اصفهان با تغییر لایه بریلیم سقف قلب راکتور با استفاده از کدهای محاسباتی MCNP و WIMS و مقایسه با نتایج تجربی"، پایان نامه کارشناسی ارشد، دانشکده فیزیک، دانشگاه صنعتی اصفهان (۱۳۸۷).
1. T Daozhu, "Iran Miniator Reactor Pure Water Production System," *China Institue of Atomic Energy* (1990).
  2. G Jijin, "General Description of Miniature Neutron Source Reactor," *China Institute of Atomic Energy* (1990).
  3. I Khamis, K Khattab, *Annals of Nuclear Energy* **26** (1999) 845.
  4. "MCNP4C Monte Carlo N-Particle transport code system," *Los Alamos National Laboratory*, (2000).
  5. K Khattab, N Ghazi, H Omar, *Nuclear Instruments*