

MNSR

MCNP WIMSD

shirani@cc.iut.ac.ir :

(دریافت مقاله: ۱۳۸۸/۱۲/۸ ؛ دریافت نسخه نهایی: ۱۳۸۹/۶/۲)

(WIMSD	(MNSR))
/		MCNP)
MCNP)

WIMSD MCNP MNSR :

اضافی سرد^۲ در این راکتور بین ۳/۵ تا ۴ mk است، به گونه‌ای که اگر وجود این مقدار راکتیویته^۳ اضافی حفظ شود، می‌توان از حداکثر شار قابل دسترس در این راکتور $(10^{12} n/cm^2.s)$ استفاده کرد، اما این راکتیویته با کارکرد راکتور در طی زمان به دلیل فرسایش سوخت و نیز انباشتگی^۳ محصولات شکافت در قلب راکتور به آهستگی کاهش می‌یابد، این کاهش به اندازه‌ای است که پس از گذشت مدت زمانی از شروع به کار راکتور دیگر نمی‌توان از حداکثر توان آن استفاده نمود. بهترین راه جبران

راکتور مینیاتوری چشمه^۱ نوترون (MNSR) موجود در پژوهشکده تحقیقات و توسعه راکتورها و شتابدهنده‌های اصفهان، راکتور پیشرفته‌ای از نوع تانک استخری آب سبک با قدرت کم (۳۰kW) و ایمنی ذاتی است که برای مصارف آموزشی، تحقیقاتی و تحلیل مواد به روش فعال‌سازی نوترونی مورد استفاده قرار می‌گیرد. بازتابنده اطراف قلب این راکتور استوانه‌ای فلزی از جنس برلیوم با قطر داخلی ۲۳۱ میلی‌متر، قطر خارجی ۴۳۰ میلی‌متر و ارتفاع ۲۳۸/۵ میلی‌متر می‌باشد[۱]. راکتیویته

۲. Cold excess reactivity

۳. Accumulation

۱. Miniature Neutron Source Reactor

(Annulus) تقسیم گردید که شامل میله کنترل، غلاف میله کنترل، مجموعه سوخت، برلیوم حلقوی و مخزن راکتور می باشد. تعداد گروه‌های اصلی انرژی ۶ گروه و تعداد کل مش‌ها ۴۸ انتخاب شد. لازم به ذکر است که برای شبیه‌سازی از نسخه WIMSD4 این کد استفاده شد. پس از وارد کردن همه اجزای قلب در برنامه شامل سوخت، بازتابنده، خنک کننده و کارت‌های مورد نیاز برای محاسبه فرسایش سوخت، با استفاده از کتابخانه ۶۹ گروهی کد که به فرمت فایل IX.bin برای کد شناخته شده است، پارامترهای لازم با استفاده از روش DSN محاسبه شدند. در کارت فرسایش سوخت، نیاز به زمان کل کارکرد واقعی راکتور در طول ۷ سال داشتیم که با توجه به اطلاعات موجود و با محاسبه‌ای که انجام شد، این زمان در حدود ۲۶/۵ شبانه روز متوالی تخمین زده شد. بنابراین ورودی کد برای کارت‌های فرسایش سوخت برای ۲۶/۵ شبانه روز متوالی و بازه‌های زمانی ۲/۰۴ روز آماده شد. کمیت‌هایی که با استفاده از این برنامه محاسبه شدند، عبارتند از: مقدار ^{235}U و ^{238}U مصرف شده، مقدار ^{239}Pu ، ^{240}Pu ، ^{241}Pu و ^{242}Pu تولید شده و نیز غلظت سموم حاصل از شکافت پس از فرسایش سوخت. هدف از محاسبه این کمیت‌ها استفاده از آنها در کد MCNP و تعیین راکتیویته راکتور در زمان احیا و محاسبه ضخامت برلیوم لازم جهت احیای راکتور با استفاده از این کد بوده است.

جدول ۱ چگالی اتمی اولیه (قبل از فرسایش سوخت) و نیز چگالی اتمی نهایی محاسبه شده با استفاده از کد WIMSD (پس از گذشت مدت زمان ۷ سال از عمر راکتور) را برای مهم‌ترین هسته‌های پرتوزای درون قلب راکتور نشان می‌دهد. جدول ۲ نیز چگالی اتمی اولیه و نهایی را برای مهم‌ترین سموم تولید شده در قلب راکتور نشان می‌دهد. همان‌طور که مشاهده می‌شود، غلظت ^{235}U و ^{238}U به ترتیب از مقادیر $2/167 \times 10^{-3}$ و $2/4106 \times 10^{-4}$ به مقادیر $2/1645 \times 10^{-3}$ و $2/4110 \times 10^{-4}$ بر بارن سانتی‌متر کاهش یافته‌اند. همچنین غلظت ایزوتوپ‌های پلوتونیوم با گذشت زمان افزایش یافته‌اند. به این ترتیب مقدار ^{235}U مصرف شده بر حسب گرم برابر با ۰/۹۸۴۵ گرم می‌باشد که با توضیحات موجود در مدارک این راکتور هم‌خوانی دارد،

کاهش راکتیویته در این راکتور، افزودن صفحات برلیومی به بالای قلب آن و بهره گرفتن از ویژگی‌های بازتابندگی و تکثیر کنندگی نوترون توسط صفحات برلیومی است [۲]. چنین وضعیتی برای راکتور MNSR پس از گذشت ۷ سال از زمان راه‌اندازی آن اتفاق افتاد (سال ۱۳۸۰) که یک لایه ۱/۵ میلی‌متری برلیوم به بالای قلب راکتور اضافه شد و سبب بازگشت راکتور به وضعیت مطلوب قبل شد [۳]. در این کار ابتدا وضعیت راکتور در زمان احیاء شبیه‌سازی و نتایج به دست آمده با نتایج تجربی مقایسه شده و پس از آن راکتیویته راکتور در حال حاضر نیز به دو روش شبیه‌سازی و تجربی تعیین و نیاز راکتور به افزودن لایه‌های برلیومی بیشتر مورد بررسی قرار گرفته است.

WIMSD MNSR

کد WIMSD^۱ متعلق به خانواده کدهای سلولی است. این کد با حل معادله ترابرد نوترون، توانایی تولید ثابت‌های گروهی، ضرایب تکثیر بینهایت و مؤثر و نیز انجام محاسبات مصرف سوخت را دارد [۴]. از آنجا که برای مقایسه نتایج شبیه‌سازی با نتایج تجربی، لازم بود میزان سوخت مصرف شده در راکتور در مدت زمان ۷ سال و نیز ۱۴ سال کار آن تعیین شود، ابتدا با استفاده از کد محاسبات سلولی WIMSD، قلب راکتور MNSR شبیه‌سازی شد و فرسایش سوخت در آن برای مدت زمان ۷ سال و نیز ۱۴ سال محاسبه گردید.

قلب راکتور MNSR دارای ۳۴۳ میله سوخت، ۴ پایه نگهدارنده^۲ برای نگه داشتن صفحات مشبک بالا و پایین روی قلب و ۷ میله مجازی^۳ سوخت است که این میله‌ها از جنس آلومینیوم بوده و از نظر ابعاد و اندازه شبیه میله‌های سوخت هستند و برای پر کردن فضاهاى خالی قلب استفاده شده‌اند. برای شبیه‌سازی قلب این راکتور در کد WIMSD از مدل سلول سوخت خوشه‌ای استفاده گردید. در این مدل کل قلب راکتور، به صورت یک خوشه در نظر گرفته شد و به ۵ دایره متحدالمركز

۱. Winfrith Improved Multi Scheme

۲. Tie rods

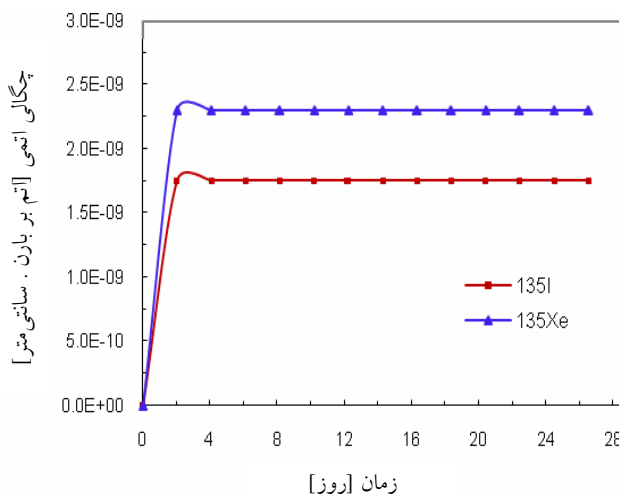
۳. Dummy rods

جدول ۱. غلظت عناصر مهم پرتوزا در قلب راکتور پس از گذشت ۷ سال از عمر راکتور.

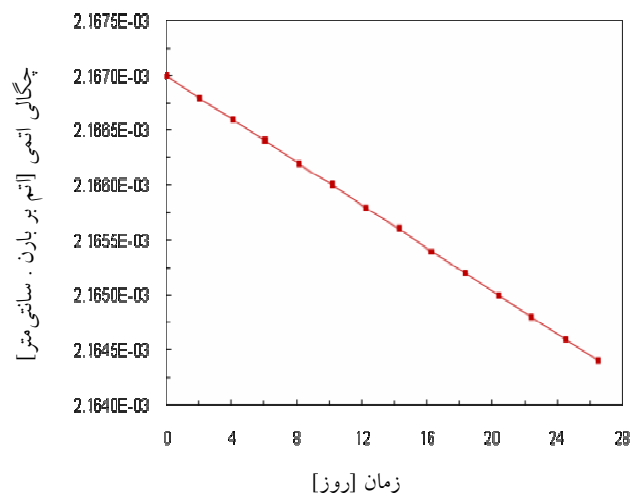
عنصر	چگالی اتمی اولیه (Atoms/b.cm)	چگالی اتمی نهایی (Atoms/b.cm)	میزان مصرف بر حسب گرم	میزان تولید بر حسب گرم
^{235}U	$2/167 \times 10^{-3}$	$2/1645 \times 10^{-3}$	۰/۹۸۴۵	-
^{238}U	$2/411 \times 10^{-2}$	$2/4106 \times 10^{-2}$	۰/۰۴۵۱۸	-
^{239}Pu	۰/۰	$1/255 \times 10^{-8}$	-	۰/۰۰۵۶
^{240}Pu	۰/۰	$4/125 \times 10^{-12}$	-	$1/864 \times 10^{-6}$
^{241}Pu	۰/۰	$3/436 \times 10^{-15}$	-	$1/552 \times 10^{-9}$
^{242}Pu	۰/۰	$4/799 \times 10^{-19}$	-	$2/168 \times 10^{-13}$

جدول ۲. غلظت سموم حاصل از شکافت در قلب راکتور پس از گذشت ۷ سال از عمر راکتور.

نام عنصر	چگالی اتمی اولیه (Atoms/b.cm)	چگالی اتمی نهایی (Atoms/b.cm)
^{135}Xe	۰/۰	$2/2945 \times 10^{-9}$
^{135}I	۰/۰	$1/75 \times 10^{-9}$
^{149}Sm	۰/۰	$1/258 \times 10^{-7}$



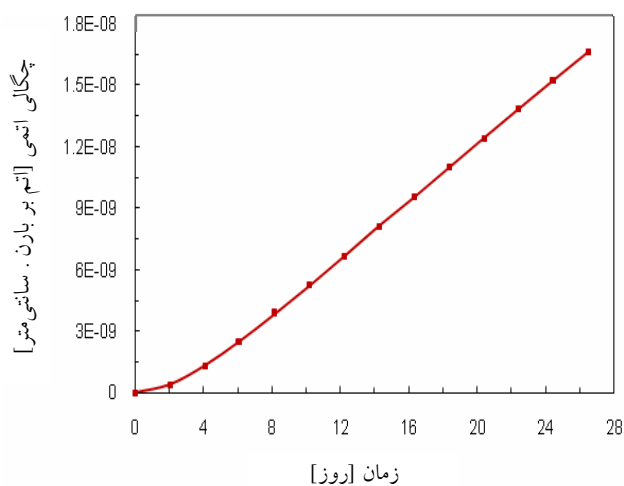
شکل ۲. چگالی اتمی ^{135}Xe و ^{135}I بر حسب زمان فرسایش سوخت.



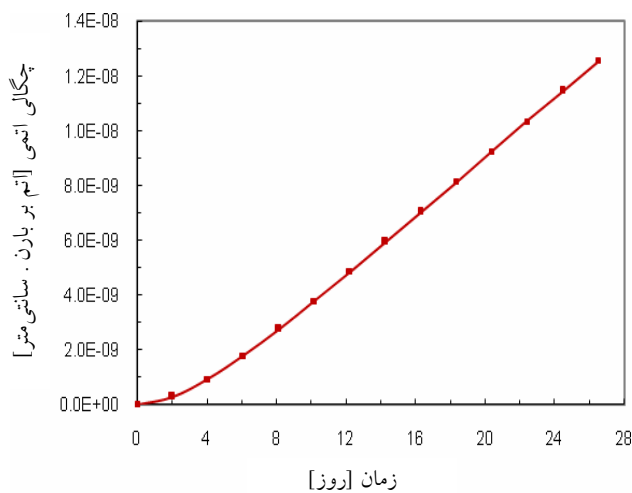
شکل ۱. چگالی اتمی ^{235}U بر حسب زمان فرسایش سوخت.

توجه به مدت زمان ثبت شده کارکرد راکتور ۲۶/۵ شبانه روز کاری و تقریباً معادل با ۱ سال کاری آن در شرایط اسمی است. در شکل های ۱، ۲، ۳ و ۴ به ترتیب تغییرات غلظت ^{235}U ، ^{135}Xe ، ^{135}I ، ^{239}Pu و ^{149}Sm بر حسب زمان فرسایش سوخت که با استفاده از کد WIMSD محاسبه شده اند، نشان داده شده اند. در شکل ۱ مشاهده می شود که با گذشت زمان غلظت

در این مدارک عنوان شده چنانچه راکتور MNSR در طول ۱ سال، ۵ روز در هفته و هر روز به مدت ۲/۵ ساعت کار کند یعنی در حدود ۲۷ شبانه روز کاری متوالی، ۱ درصد از ^{235}U (۱ گرم آن) مصرف شده و پس از ۱ سال نیاز به احیا دارد [۲]. از آنجا که راکتور MNSR اصفهان به طور مداوم و هر روز کار نکرده است پس از ۷ سال نیاز به احیاء پیدا کرده است که با



شکل ۴. چگالی اتمی ^{149}Sm بر حسب زمان فرسایش سوخت.



شکل ۳. چگالی اتمی ^{239}Pu بر حسب زمان فرسایش سوخت.

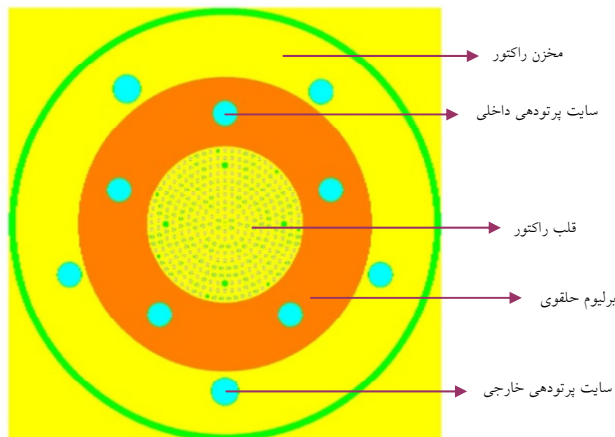
شده به دلیل پایدار بودن در قلب راکتور باقی می ماند، پس در طی ۷ سال مرتب تولید و به تدریج انباشته شده است، بنابراین می تواند در کاهش راکتیویته راکتور نقش مؤثری داشته باشد که در واقعیت نیز چنین است. همچنین غلظت ایزوتوپ های پلوتونیوم تولید شده در قلب راکتور پس از ۷ سال، بسیار کم می باشند و در تغییر راکتیویته راکتور نقشی ندارند. بنابراین تنها ساماریوم به عنوان یکی از محصولات حاصل از شکافت، در برنامه MCNP لحاظ شد. نتایج به دست آمده در این کار با نتایج کار مشابهی که بر روی راکتور MNSR سوریه انجام شده [۵] با اندک اختلافی که ناشی از اختلافات جزئی بین دو راکتور MNSR ایران و سوریه می باشد، همخوانی خوبی دارد [۶]. پس از انجام محاسبات فرسایش سوخت برای راکتور MNSR، نتایج آن در فایل ورودی کد MCNP لحاظ شد که در بخش بعدی ارائه خواهد شد.

MCNP

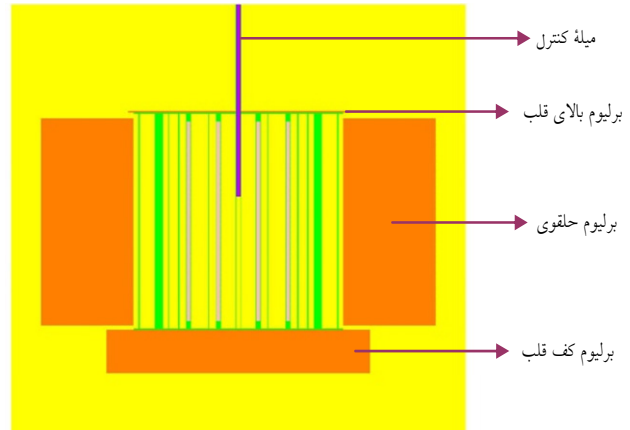
MNSR

در این مرحله، راکتور MNSR با توجه به ابعاد دقیق آن و با جزئیات کامل شامل میله کنترل، آرایش دقیق میله های سوخت، میله های مجازی سوخت، پایه های نگهدارنده قلب، بازتابنده های برلیومی کف، بالا و حلقوی، سایت های پرتو دهی داخلی و خارجی و سایر جزئیات توسط کد MCNP [۷] شبیه سازی شد. شکل های (۵ و ۶) مقاطعی از هندسه راکتور را که به کمک

سوخت به صورت خطی کاهش یافته به طوری که پس از گذشت ۷ سال کار (۲۶/۵ شبانه روز کاری متوالی) نیاز به احیاء پیدا کرده است. در شکل ۲ مشاهده می شود غلظت ید و زنون در ابتدا افزایش یافته و پس از مدتی ثابت مانده و به حالت تعادل می رسد که با توجه به نیمه عمر کوتاه این عناصر با آنچه انتظار داریم همخوانی دارد. یادآوری می شود که محاسبات کد WIMSD غلظت زنون را فقط در طول زمان فرسایش نشان می دهد، یعنی در مدت زمان ۲۶/۵ شبانه روز متوالی که زمان واقعی کار راکتور بر حسب روز در طی ۷ سال بوده است. بنابراین ید و زنون در این راکتور تولید می شوند، اما اولاً مقدار آنها خیلی کم است و ثانیاً به دلیل نیمه عمر کوتاه ید و زنون (برای ید $6/7\text{ h}$ و برای زنون $9/21\text{ h}$)، پس از خاموش کردن راکتور (حدود ۵ تا ۶ نیمه عمر این عناصر یعنی ۵۰ ساعت پس از خاموشی راکتور) واپاشی کرده و عملاً از بین می روند. بنابراین پس از مدت ۷ سال، عملاً ید و زنون در راکتور باقی نمی ماند و مقادیری که ما از کد WIMSD به دست آورده ایم، مقادیری هستند که از نظر عملی تولید شده اند اما پس از ۷ سال چیزی از آنها باقی نمانده است. بنابراین زنون تولیدی در قلب راکتور بر وضعیت در حال کار راکتور و زمانی که راکتور روشن است تأثیر گذار است و نه در مدت زمان طولانی، پس این سموم در کاهش راکتیویته راکتور نقشی ندارند. باید توجه داشت که در مورد ساماریوم چنین نیست، یعنی ساماریوم تولید



شکل ۶. صفحه $z=0$ ، که در آن قلب راکتور، برلیوم حلقوی و سایت‌های پرتودهی مشخص شده‌اند (نمای مقطع افقی قلب راکتور).



شکل ۵. صفحه $y=0$ ، که در آن قلب راکتور و بازتابنده‌های برلیومی اطراف آن مشخص شده‌اند (نمای مقطع قائم قلب راکتور).

/ mm

قبل از عملیات افزودن برلیوم به بالای قلب راکتور در سال ۱۳۸۰ یعنی ۷ سال پس از راه‌اندازی آن راکتیویته اضافی قلب، $2/9$ mk و حداکثر زمان کار راکتور در توان بیشینه ۳۰ دقیقه بوده است، این به آن معنا است که حدود 1 mk از راکتیویته راکتور کاسته شده است، بنابراین در این زمان یک لایه برلیومی به بالای قلب راکتور افزوده شد و سبب افزایش راکتیویته راکتور تا مقدار مطلوب $3/85$ mk گردید [۳]. همان‌گونه که ذکر شد وضعیت راکتور در این زمان شبیه‌سازی شد و با منظور نمودن فرسایش سوخت پس از ۷ سال کار راکتور (در نظر گرفتن میزان سوخت مصرف شده و نیز ساماریوم تولید شده در برنامه MCNP راکتیویته اضافی قبل از افزودن لایه برلیوم $2/94$ mk و پس افزودن آن $3/82$ mk به دست آمد که با مقادیر تجربی هم‌خوانی بسیار خوبی دارد (جدول ۳)، و به این ترتیب با استفاده از کد MCNP نیز لزوم افزودن برلیوم به بالای قلب راکتور محقق می‌شود. با استفاده از اعداد فوق می‌توان ارزش لایه $1/5$ mm برلیوم را به دست آورد:

$$3/85 - 2/90 = 0/95 \text{ mk} \quad \text{ارزش لایه } 1/5 \text{ mm برلیوم (تجربی)}$$

$$3/82 - 2/94 = 0/88 \text{ mk} \quad \text{ارزش لایه } 1/5 \text{ mm برلیوم (MCNP)}$$

در این روش ابتدا محل بحرانی میله کنترل در هنگام کار راکتور

قابلیت‌های گرافیکی کد MCNP رسم شده‌اند، نشان می‌دهد. پس از تعریف هندسه راکتور و اطمینان از درستی آن از طریق مقایسه با شکل واقعی آن، با استفاده از کارت چشمه بحرانی KCODE و تنظیم دقیق محل میله کنترل در فایل ورودی کد با محل قرار گرفتن آن در هنگام کار راکتور (130 میلی‌متر از کف قلب)، راکتور را در حالت بحرانی قرار داده و برای اطمینان از درستی برنامه شبیه‌سازی شده با استفاده از کارت F۴ نسبت شار نوترون‌ها در محل‌های پرتودهی داخلی به خارجی در دو بازه انرژی، جهت مقایسه با نتایج تجربی محاسبه شدند. نسبت شار نوترون‌های زیر 10 eV در یک محل داخلی به خارجی تقریباً ۲ و نیز نسبت شار نوترون‌ها در یک محل داخلی به خارجی در بازه $0/4 \text{ eV}$ تا 10 eV حدود ۵ به دست آمد که این نتایج با نتایج اندازه‌گیری شده برای این راکتور [۸] مطابقت دارند. همچنین راکتیویته اضافی با استفاده از برنامه MCNP نوشته شده، $3/92$ mk به دست آمد که به مقدار آن در حالت واقعی کار راکتور ($3/86$ mk) [۳] بسیار نزدیک است و در نهایت ارزش میله کنترل با استفاده از کد MCNP، $7/18$ mk به دست آمد که با مقدار واقعی آن (7 mk) [۱] هم‌خوانی دارد و مجموعه نتایج به دست آمده در این بخش نشان می‌دهند که شبیه‌سازی، قابل اطمینان است و می‌توان محاسبات مراحل بعد را به وسیله آن انجام داد.

جدول ۳. نتایج حاصل از شبیه‌سازی راکتور MNSR قبل و بعد از افزودن لایه ۱/۵ mm برلیوم.

میلۀ کنترل بیرون قلب [mk]	ρ قبل از افزودن برلیوم [mk]	ρ پس از افزودن برلیوم [mk]
محاسباتی [MCNP]	۲/۹۴	۳/۸۲
تجربی [۳]	۲/۹۰±۰/۱	۳/۸۵±۰/۱

راکتیویته اضافی راکتور در حال حاضر حدود ۳/۲ mk خواهد بود که در محدوده ۳/۵ تا ۴ mk نیست اما همچنان نیازی به افزودن برلیوم به بالای قلب راکتور نیست زیرا همچنان راکتیویته اضافی کافی در قلب راکتور وجود دارد و با جابه‌جایی میلۀ کنترل می‌توان به شار مورد نظر دست یافت.

در این روش ابتدا با استفاده از کد WIMSD به محاسبه فرسایش سوخت راکتور تا زمان حاضر پرداخته شد و مقدار ^{235}U مصرف شده و ^{149}Sm تولید شده تا این زمان به دست آمد و سپس با قرار دادن سوخت جدید در ورودی برنامه MCNP، میلۀ کنترل را خارج از قلب راکتور قرار داده و با اجرای برنامه فوق، راکتیویته اضافی برابر با ۳/۱۹ mk به دست آمد که به مقدار اندازه‌گیری شده بسیار نزدیک است. این مقدار کمتر از ۳/۵ mk است، اما همچنان نیازی به افزایش برلیوم به بالای قلب راکتور نیست زیرا همان‌گونه که اشاره شد با جابه‌جایی میلۀ کنترل می‌توان به شار مورد نظر دست یافت. در راکتور MNSR معمولاً وقتی که راکتیویته به زیر ۳ mk می‌رسد، برلیوم به بالای قلب اضافه می‌شود [۲]. بنابراین با توجه به مقادیر اندازه‌گیری شده و محاسبه شده راکتیویته راکتور، نتیجه می‌گیریم اکنون که ۱۴ سال از زمان راه‌اندازی راکتور و ۷ سال از زمان نخستین احیای آن گذشته نیازی به افزودن برلیوم به بالای قلب آن نیست و در واقعیت نیز چنین است زیرا راکتور در ۷ ساله دوم بسیار کمتر از ۷ ساله اول در حال کار بوده و مدت زمان خاموشی‌های آن بسیار بیشتر از ۷ ساله اول می‌باشد.

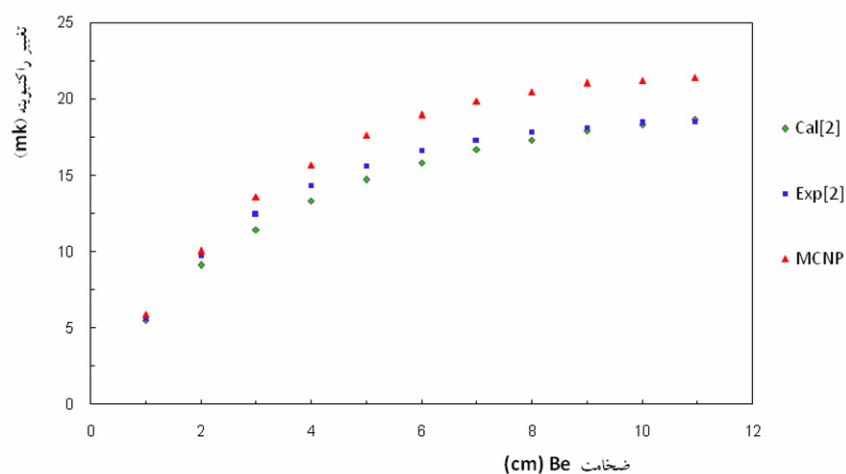
در این مرحله ارزش لایه‌های مختلف برلیومی که برای راکتور

را پیدا کرده و با استفاده از نموداری که راکتیویته را بر حسب محل میلۀ کنترل در این راکتور به دست می‌دهد [۲ و ۶]، راکتیویته راکتور تعیین شد. به این ترتیب که راکتور را روشن کرده و شار آن بر روی شار پایین ($10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$) قرار داده شد تا در طول آزمایش دمای درون راکتور ثابت بماند. در این راکتور دما عامل بسیار مهمی است زیرا دما اثر راکتیویته‌ای منفی داشته و با بالا رفتن دما راکتیویته راکتور پایین می‌آید، دمای درون قلب راکتور که می‌تواند تا 50°C بالا رود، در این مرحله اندازه‌گیری شد که $28/5^\circ \text{C}$ بود. در ابتدا شار کمی ناپایدار بود، مدتی صبر کردیم تا نوترون‌های تأخیری نقش خود را کامل کنند و شار پایدار شود. با روشن کردن راکتور در حالت خودکار، ابتدا میلۀ کنترل به آهستگی از راکتور خارج شده و کاملاً از قلب بیرون آمد. با نزدیک شدن به شار 10^9 دوباره میلۀ کنترل به تدریج پایین آمد و در نهایت در نقطه بحرانی قرار گرفت یعنی در فاصله 130 mm از کف قلب که در این حالت $k_{\text{eff}} = 1$ است و راکتیویته اضافی صفر خواهد بود.

در این راکتور راکتیویته اضافی در هر زمان نسبت به دمای حالت سرد اولیه (زمان راه‌اندازی راکتور) تعیین می‌شود، بنابراین برای تعیین راکتیویته باید تصحیحات دمایی را انجام داد. با توجه به اینکه در شرایط اولیه راه‌اندازی راکتور در سال ۱۳۷۳ دمای قلب راکتور $15/5^\circ \text{C}$ بوده است [۳]، با استفاده از نمودار راکتیویته بر حسب دما برای این راکتور [۲ و ۶]، راکتیویته مربوط به این وضعیت ۲/۰۶ mk و راکتیویته مربوط به دمای فعلی ۱/۴۶ mk است که اختلاف این دو مقدار (۰/۶ mk) تغییر راکتیویته ناشی از دما نسبت به حالت سرد اولیه است. همچنین راکتیویته مربوط به محل میلۀ کنترل (130 mm از کف قلب) برابر با ۲/۶ mk است که با در نظر گرفتن ۰/۶ mk مربوط به تصحیح اثر دما، مقدار

جدول ۴. ارزش راکتیویته‌ای لایه‌های برلیومی افزوده شده به بالای قلب راکتور MNSR.

ضخامت Be (cm)	K (Cal), mk [۲]	K(exp), mk [۲]	K (MCNP), mk
۱	۵/۵	۵/۶	۵/۸۸
۲	۹/۱	۹/۷	۱۰/۰۳
۳	۱۱/۴	۱۲/۴	۱۳/۷۹
۴	۱۳/۳	۱۴/۳	۱۵/۶۷
۵	۱۴/۷	۱۵/۶	۱۷/۶۱
۶	۱۵/۸	۱۶/۶	۱۸/۹۴
۷	۱۶/۷	۱۷/۳	۲۰/۰۱
۸	۱۷/۳	۱۷/۸	۲۰/۶۰
۹	۱۷/۹	۱۸/۱	۲۰/۵۶
۱۰	۱۸/۳	۱۸/۴	۲۱/۵۳
۱۰/۹۵	۱۸/۶	۱۸/۵	۲۱/۷۶



شکل ۷. منحنی تغییرات راکتیویته بر حسب تغییر در ضخامت لایه‌های برلیومی افزوده شده به بالای قلب راکتور.

است. در این جدول همچنین مقادیر تجربی و محاسباتی مربوط به ارزش لایه‌های مختلف برلیومی موجود در اسناد و گزارش‌های مربوط به این راکتور [۲]، جهت مقایسه آورده شده‌اند و در شکل ۷ نیز به صورت نمودار با نتایج به دست آمده در این کار مقایسه شده‌اند که از نظر رفتاری سازگاری نسبتاً خوبی دارند. دلیل اختلاف‌های عددی را می‌توان ناشی از انجام محاسبات مرجع ۲ با کدهای HAMMER و EXTERMINATOR دانست که در مقایسه با

MNSR در نظر گرفته شده و در سال‌های آینده با توجه به فرسایش بیشتر سوخت راکتور و پایین آمدن راکتیویته آن، استفاده از آنها برای افزایش راکتیویته راکتور ضروری است، محاسبه شد. بدین منظور ۱۱ برنامه اجرا شد که در هر یک به ترتیب لایه‌های مختلف برلیومی مطابق جدول ۴ به بالای قلب راکتور افزوده شد، میله کنترل در مرکز قلب راکتور (فاصله ۱۲ cm از کف قلب) قرار داده شد و برنامه برای ۱۰۰۰۰۰ رویداد اجرا شد که نتایج حاصل از این ۱۱ اجرا در جدول ۴ آمده

WIMSD، راکتیویته این راکتور ۷ سال پس از راه اندازی (زمانی که راکتور با افزودن یک لایه برلیومی به بالای قلب آن احیاء شده است) با استفاده از کد MCNP محاسبه گردیده که با نتایج اندازه‌گیری شده در زمان احیای راکتور سازگاری خوبی را نشان می‌دهد. همچنین راکتیویته اضافی این راکتور در حال حاضر (۱۴ سال پس از راه اندازی) هم از طریق محاسبه، توسط کد MCNP، و هم از طریق اندازه‌گیری تعیین گردیده که نتایج به دست آمده، ضمن سازگاری با یکدیگر، نشان می‌دهند راکتور در حال حاضر به احیای مجدد نیاز ندارد. در ادامه تغییرات راکتیویته این راکتور در اثر افزودن لایه‌های برلیومی با ضخامت‌های مختلف به بالای قلب آن، توسط برنامه شبیه سازی، محاسبه شده که نتایج به دست آمده نشان می‌دهند با افزودن لایه‌های برلیومی اولیه با ضخامت‌های تا حدود ۵ سانتی‌متر راکتیویته افزایش می‌یابد و پس از آن تغییرات راکتیویته ناچیز می‌باشد، به طوری که در ضخامت حدود ۱۰ سانتی‌متری تقریباً به حد اشباع می‌رسد. از نتایج به دست آمده می‌توان در هر زمان برای افزودن لایه‌های برلیومی به بالای قلب راکتور و جبران کاهش راکتیویته حاصل از فرسایش سوخت آن استفاده کرد.

کد MCNP دارای دقت کمتری هستند. همچنین نتایج تجربی مرجع ۲ مربوط به راکتور صفر قدرت MNSR هستند، در حالی که محاسبات این مقاله در قدرت ۳۰ kW که شرایط کاری واقعی راکتور است انجام گرفته‌اند. در نتایج به دست آمده (جدول ۴ و شکل ۷) مشاهده می‌شود که اثر بازتابندگی برلیوم با محدودیت همراه است و با رسیدن ضخامت برلیوم به مقداری معین، بهره راکتیویته به حد اشباع می‌رسد. بنابراین نمی‌توان به سادگی با افزودن برلیوم به طور مداوم راکتیویته را افزایش داد. همچنین همان‌گونه که در جدول ۴ و شکل ۷ مشاهده می‌شود لایه‌های اولیه برلیومی (ضخامت‌های ۱ تا ۲ سانتی‌متری) دارای ارزش راکتیویته‌ای زیادی بوده و هر چه ضخامت برلیوم بیشتر می‌شود، ارزش راکتیویته آن کاهش می‌یابد به طوری که بعد از ضخامت حدود ۱۰ سانتی‌متر دیگر اثر قابل ملاحظه‌ای مشاهده نمی‌شود، به همین دلیل بیشینه ضخامت بازتابنده فوقانی برای راکتور MNSR، ۱۰/۹۵ سانتی‌متر انتخاب شده است که طبق محاسبات کد MCNP ارزش راکتیویته آن برابر $21/76 \text{ mk}$ می‌باشد.

در این کار راکتور MNSR اصفهان شبیه‌سازی شده و پس از انجام محاسبات مربوط به فرسایش سوخت توسط کد

اصفهان با تغییر لایه برلیوم سقف قلب راکتور با استفاده از کدهای محاسباتی MCNP و WIMSD و مقایسه با نتایج تجربی، پایان‌نامه کارشناسی ارشد، دانشکده فیزیک، دانشگاه صنعتی اصفهان (۱۳۸۷).

7. "MCNP4C Monte Carlo N-Particle transport code system," *Los Alamos National Laboratory* (2000).

۸. ع، نیکو، "محاسبه شار نسبی نوترون در راکتور MNSR با استفاده از کد محاسباتی MCNP و مقایسه با نتایج تجربی"، پایان‌نامه کارشناسی ارشد، دانشکده فیزیک، دانشگاه صنعتی اصفهان (۱۳۸۶).

1. G Jijin, "General Description of Miniature Neutron Source Reactor," *China Institute of Atomic Energy* (1990).
2. G Chengzhan et al., "Safety Analysis Report (SAR) for the Iran Miniature Neutron Source Reactor," *China Institute of Atomic Energy* (1993).
۳. ع، مستوفی‌زاده، "احیای راکتور مینیاتوری اصفهان (MNSR)", گزارش شماره ۲۰، خرداد ۱۳۸۱، صفحه ۵ تا ۱۶، سازمان انرژی اتمی ایران.
4. J R Askew, F J Fayer, P B Kemshell, *Journal of the British Nuclear Energy Society*, 5 (1966) 564.
5. K Kattab, *Annals of Nuclear Energy*, 32 (2005) 1122.
۶. ل، رنجبر، "بررسی تغییرات راکتیویته راکتور MNSR