

کاهش فعالیت در پسماند یک رآکتور تحقیقاتی با استفاده از طراحی نوترونیکی

فاطمه منصورزاده^۱، فرخ خوش‌احوال^{۲*}، جابر صفدری^۱

۱. پژوهشکده‌ی مواد و سوخت هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۱۱۳۶۵-۸۴۸۶، تهران - ایران

۲. پژوهشکده‌ی رآکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۱۴۱۵۵-۱۳۳۹، تهران - ایران

مقاله‌ی فنی

تاریخ دریافت مقاله: ۹۷/۱۲/۲۱ تاریخ پذیرش مقاله: ۹۸/۵/۵

چکیده: مدیریت پسماندهای تولیدشده در رآکتور، یک جنبه‌ی مهم از چرخه‌ی سوخت هسته‌ای است. در این پژوهش سعی شده است بدون ایجاد تغییر چشمگیری در ساختار اصلی قلب یک رآکتور تحقیقاتی، مقدار پسماند تولیدشده در انتهای چرخه‌ی کاری به حداقل ممکن برسد، به گونه‌ای که گرمای حاصل از واپاشی عنصرهای پرتوزا در پسماند به کم‌ترین مقدار ممکن کاهش یابد. برای محاسبه‌های میزان مصرف سوخت و پارامترهای نوترونیکی قلب رآکتور از کد ام سی ان پی ایکس استفاده شده است. نتیجه‌ها نشان می‌دهد که بدون هیچ‌گونه تغییر اساسی در ساختار اصلی قلب رآکتور مرجع و تنها با افزایش غنای سوخت و کاهش توان رآکتور، مقدار پسماند تولیدشده به میزان قابل‌توجهی کاهش می‌یابد. پس از بررسی‌های انجام‌شده دو چیدمان برای قلب رآکتور نمونه پیشنهاد شد طوری که فعالیت پسماند تولیدشده در انتهای چرخه‌ی کاری آن به ۱۵٪ تا ۱۹٪ مقدار اولیه‌ی خود در قلب مرجع می‌رسد. در این راستا میزان مصرف سوخت نیز به ۳۲٪ تا ۴۰٪ سوخت رآکتور نمونه افزایش یافته است.

کلیدواژه‌ها: کاهش فعالیت، پسماند هسته‌ای، رآکتور تحقیقاتی، کد ام سی ان پی ایکس

Reduction of activity in a research reactor waste using neutronic design

F. Mansourzadeh¹, F. Khoshahval^{2*}, J. Safdari¹

1. Materials and Nuclear Fuel Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.Box: 11365-8486, Tehran - Iran
2. Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.Box: 14155-1339, Tehran - Iran

Abstract: The management of waste produced in the reactor is an essential aspect of the nuclear fuel cycle. In this research, it has been tried to reduce the amount of reactor waste at the end of the cycle without substantial changes in the fuel dimension and the core structure of the research reactor. Minimized the heat generation. The MCNPX2.6 code is used to calculate the fuel consumption and neutronic parameters of the reactor core. The results show that without any significant change in the structure of the reference core, the amount of waste decreases only by increasing the fuel enrichment and reducing the reactor power. In this study, two core models are proposed and investigated. The waste activity at the end of the cycle in the converted reactor cores reaches 15% -19% of its original value in the reference core. Moreover, fuel burn-up has increased up to 32% -40% relative to the reference core.

Keywords: Reduction of activity, Nuclear waste, Research reactor, MCNPX code

*Email: fkhoshahval@aeoi.org.ir

۱. مقدمه

در بعضی رآکتورهای تحقیقاتی هم که از اورانیم طبیعی به عنوان سوخت استفاده می‌شود احتمال تولید ایزوتوپ‌های پلوتونیم در مقدارهای بالا زیاد است. در این راستا می‌توان به بازنگری رآکتور السلام در کشور الجزایر اشاره نمود که برای کاهش تولید پلوتونیم در آن طراحی رآکتور بازنگری شده و قلب اولیه با سوخت طبیعی و توان ۵۰MW به سوخت با غنای ۳٪ و توان ۱۵MW تبدیل شده است. طرح قبلی رآکتور تحقیقاتی اراک نیز با سوخت طبیعی و آب سنگین به عنوان کندساز و خنک‌کننده برای کارکرد در قدرت گرمایی ۴۰MW بوده است. از آن‌جا که در رآکتور تحقیقاتی مورد نظر با طراحی اولیه، امکان تولید مقدار زیادی پلوتونیم وجود دارد، در این پژوهش بررسی‌ها به منظور کاهش هرچه بیشتر پسماند هسته‌ای شامل پلوتونیم و آکتینیدهای موجود به عمل آمده است. در این مقاله سعی شده تا با پیشنهاد ترکیب جدید سوخت و چیدمان مجتمع درون قلب رآکتور تحقیقاتی اراک، میزان پلوتونیم موجود در پسماند به همراه آکتینیدهای جزئی تولیدشده در آن به حداقل ممکن برسد.

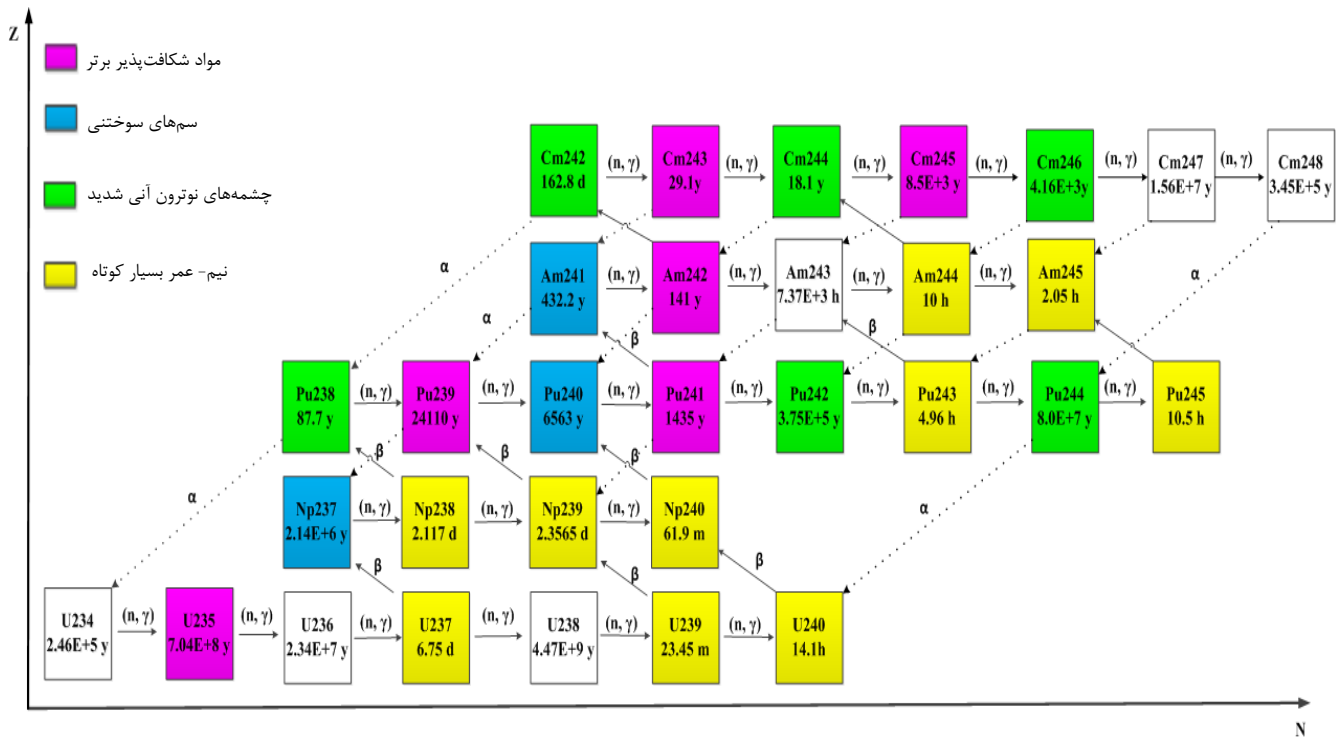
۲. روش محاسباتی

در این پژوهش طرح پیشین رآکتور تحقیقاتی با سوخت UO_2 طبیعی با چگالی 10.14 g cm^{-3} و آب سنگین به عنوان کندساز و خنک‌کننده که برای کارکرد در قدرت گرمایی ۴۰MW [۹] طراحی شده بود مورد بررسی قرار گرفته و پیشنهادهایی برای بهبود آن ارائه شده است. در این پژوهش سعی شده تا با اعمال برخی تغییرات نظیر تغییر غنا و توان رآکتور، اقدام به کاهش مقدار پلوتونیم تولیدشده شود. قلب رآکتور توسط کد محاسباتی ام سی ان پی ایکس^۲ [۱۰، ۱۱] مدل‌سازی شد. گام اول، اعتبارسنجی محاسبه‌ها و مقایسه‌ی نتیجه‌های به‌دست آمده با استفاده از کد ام سی ان پی ایکس با مرجع‌های موجود در ارتباط با درستی نتیجه‌های به دست آمده است. با ثابت در نظر گرفتن کلیه پارامترهای قلب رآکتور و با آرایش کنونی، محاسبه‌های میزان مصرف سوخت^۳ در غناهای مختلف سوخت و با کندساز و خنک‌کننده‌ی آب سنگین انجام شده و مقدار پلوتونیم تولیدشده در طی ۳۰۰ روز کاری محاسبه شده است.

یک روش جدید در حال توسعه برای مطالعه‌ی چرخه‌ی سوخت هسته‌ای، مدیریت آکتینیدهای موجود در پسماند تولیدشده در سوخت مصرف‌شده است. در این حالت طراحی رآکتور به گونه‌ای انجام می‌شود تا عملکرد آکتینیدهای درون قلب ارزیابی شود [۱]. با کاهش رادیونوکلیدهایی که بیش‌ترین مقدار گرما را تولید می‌کنند، می‌توان ظرفیت ذخیره‌سازی مخازن نگه‌داری پسماند را با اعمال ملاحظه‌های حرارتی افزایش داد. با مطالعه‌ی این روش و با ترکیب این یافته‌ها در طراحی رآکتور و مطالعه‌های چرخه‌ی سوخت هسته‌ای می‌توان به استفاده‌ی مؤثر از مواد و به حداقل رساندن سوخت جهت بارگذاری دست یافت. علاوه بر این، مدیریت پسماند پرتوزا و حمل و نقل مخازن نگه‌داری و طراحی آن‌ها به شدت به فعالیت رادیونوکلیدهای موجود در سوخت مصرف‌شده بستگی دارد. مدیریت پسماندهای هسته‌ای در دو گروه پلوتونیم با عیار رآکتور و آکتینیدهای جزئی^۱ بررسی می‌شود [۲]. از جمله‌ی آکتینیدهای جزئی مهم و اصلی در سوخت مصرف‌شده نیز می‌توان به بعضی از ایزوتوپ‌های نپتونیم، آمرسیوم و کورمیوم اشاره نمود [۳]. در شکل ۱ آکتینیدهای مهم تولیدشده در رآکتورهای مختلف و رابطه‌ی آن‌ها با یک‌دیگر از طریق واپاشی‌های هسته‌ای و گیراندازی نوترون فهرست شده است. سوخت درون رآکتور به دنبال واکنش‌های هسته‌ای به دیگر فلزهای سنگین تبدیل می‌شود که آکتینیدهای جزئی نامیده می‌شوند [۴، ۵]. این آکتینیدها در پسماند هسته‌ای به عنوان منبع خطر مطرح می‌شوند. بعضی از آن‌ها هم‌چون ^{245}Cm و $^{242}\text{m Am}$ دارای سطح مقطع شکافت بالایی بوده و به عنوان یک نوع جدید از سوخت‌های هسته‌ای جدید قابل استفاده‌اند [۶، ۷]. دیگر آکتینیدها هم‌چون ^{241}Am با سطح مقطع شکافت نوترون- القای پایین به یک ایزوتوپ دیگر با سطح مقطع شکافت گرمایی بالا تبدیل می‌شوند [۸]. از تبدیل ^{241}Am با سطح مقطع جذب نوترون گرمایی 800b ، ایزوتوپ دختر آن، ^{242}Am ، با نیم- عمر کم و سطح مقطع شکافت 3000b تولید می‌شود. امروزه با استفاده از آکتینیدهای جزئی از جمله نپتونیم و آمرسیوم در ترکیب سوخت رآکتورهای تند، علاوه بر تأمین سوخت این رآکتورها به تبدیل و در نتیجه حذف آن‌ها در رآکتور می‌پردازند.

2. MCNPX
3. Burn up

1. Minor actinides



شکل ۱. رابطه‌ی بین اکتینیدهای مهم از طریق واپاشی‌های هسته‌ای و گیراندازی نوترون.

باید به گونه‌ای باشد که امکان کار مداوم رآکتور با اعمال ملاحظه‌های ایمنی برقرار باشد. واکنش‌پذیری اولیه قلب (نسبت به زمانی که سوخت آن اورانیوم اکسید با غنای طبیعی است)، ثابت در نظر گرفته شده است تا بتوان از امکانات کنترل واکنش‌پذیری بهره جست. یک روش دیگر برای کنترل واکنش‌پذیری اضافی نیز استفاده از مواد جاذب نوترونی درون قلب رآکتور است.

ابتدا محاسبه‌ها برای قلب رآکتور مرجع با مقدارهای ارایه شده در مرجع مقایسه شد. سپس بررسی‌های مختلف بر روی قلب مرجع با تغییر پارامترهای متفاوت انجام پذیرفت. در این بخش تعداد مجتمع‌های سوخت، ثابت (۱۵۰ عدد) و بدون تغییر باقی‌مانده و تنها غنای سوخت تا مقدار ۲۰٪ افزایش یافته است. در این حالت مطابق شکل ۲ مقدار k_{eff} از ۱.۰۶۰۹۹ ± ۰.۰۰۰۱۶ برای سوخت طبیعی تا مقدار ۱.۷۷۳۶۲ ± ۰.۰۰۰۲۲ برای سوخت با غنای ۲۰٪ افزایش می‌یابد. بنابراین به منظور استفاده از سوخت غنی‌شده در طراحی جدید قلب، بدون ایجاد تغییر در ساختار آن لازم است تا میزان

در طرح اولیه‌ی این رآکتور، از آب سنگین با خلوص ۹۹/۷۵ استفاده می‌شود. ۱۵۰ مجتمع سوخت با ۱۸ میله‌ی سوخت در درون قلب با ساختار شش گوش قرار می‌گیرند. گام این شبکه ۲۶/۵ cm است. شعاع میله‌ی سوخت و غلاف آن به ترتیب برابر با ۰/۵۷۴ cm و ۰/۶۸۱۵ cm و ارتفاع مؤثر میله‌ی سوخت در آن برابر ۳۴۳ cm است.

اشاره به این نکته لازم است که در ابتدای انجام این پژوهش تعیین جرم بحرانی رآکتور با در نظر گرفتن آب سبک به عنوان کندساز و خنک‌کننده مد نظر بود. اما به‌رغم افزایش غنای اورانیوم تا ۲۰٪، مقدار ضریب تکثیر مؤثر قلب از ۰.۲۵۰۹۴ برای غنای ۱٪ به حداکثر ۰.۵۲۱۸۲ برای غنای ۲۰٪ رسید. بنابراین، محاسبه‌ها در حالتی انجام شد که آب سنگین به عنوان کندساز و خنک‌کننده مورد استفاده قرار می‌گیرد.

مهم‌ترین محدودیت موجود در تبدیل قلب رآکتور، پارامترهای ایمنی درون رآکتور است. واکنش‌پذیری^۱ در قلب

بنابراین از آن جا که با ثابت نگه داشتن ساختار قلب مقدار جرم بحرانی برای غناهای بیش تر از ۱٪ به شدت افت می کند، می توان علاوه بر انتخاب سوخت با غنای ۱٪، از سوخت با غنای بیش تر استفاده نمود به گونه ای که با استفاده از مواد جاذب بتوان واکنش پذیری اضافی را جبران نمود. به منظور کاهش مقدار پلوتونیم تولید شده دو راهبرد مورد بررسی قرار گرفته است.

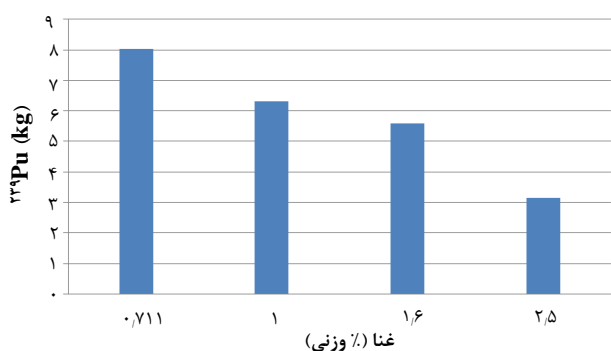
۱. بررسی تغییرات توان رآکتور؛

۲. بررسی تغییرات غنای سوخت.

در ادامه با بررسی محدودیت های بیان شده و راهبردهای مختلف به دو چیدمان جدید قلب، به منظور کاهش مقدار پسماند تولید شده و فعالیت پرتوزایی موجود در آن اشاره می شود.

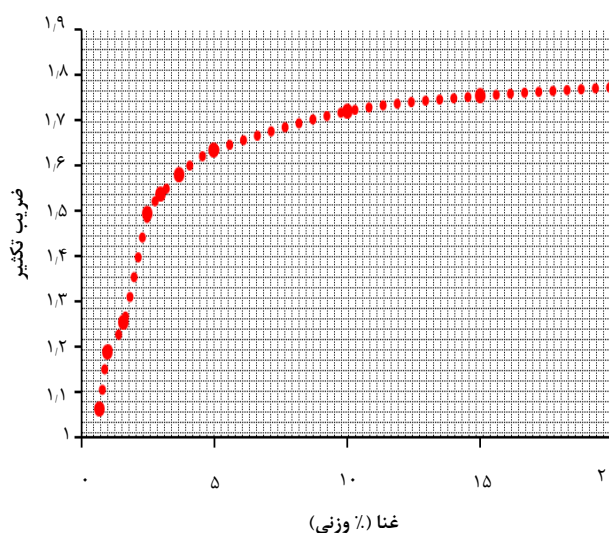
۳. نتیجه ها

با حفظ ساختار قلب و افزایش غنای سوخت در توان ثابت ۴۰ MW، مقدار پلوتونیم تولید شده از ۸٫۰۳ kg برای اورانیم طبیعی به ۳٫۱۵ kg برای اورانیم با غنای ۲٫۵٪ می رسد (شکل ۴). زیرا در اثر افزایش غنا، مقدار ^{238}U ، کاهش می یابد و در نتیجه میزان جذب نوترون نیز در این ایزوتوپ فرومی افتد، بنابراین مقدار ^{239}Pu تولید شده کم می شود. در شرایطی که غنای سوخت ثابت بماند و تنها مقدار توان رآکتور تغییر کند نتیجه ها نشان می دهد که مقدار پلوتونیم تولید شده ارتباط مستقیمی با مقدار توان رآکتور دارد. بنابراین با کاهش توان از ۴۰ MW تا ۱۰ MW مقدار پلوتونیم تولید شده برای غنای ثابت ۱٪، از ۶٫۱ kg به ۱٫۷۴ kg می رسد (شکل ۵). اما کاهش توان به مقدارهای کمتر از ۱۰ MW به رغم این که مقدار پلوتونیم تولید شده را کم می کند به شدت شار نوترون گرمایی را کم کرده و قلب رآکتور را از هدف طراحی آن دور می سازد. بنابراین می توان با افزایش غنا و کاهش توان، چیدمان های مختلف را مورد بررسی قرار داد.

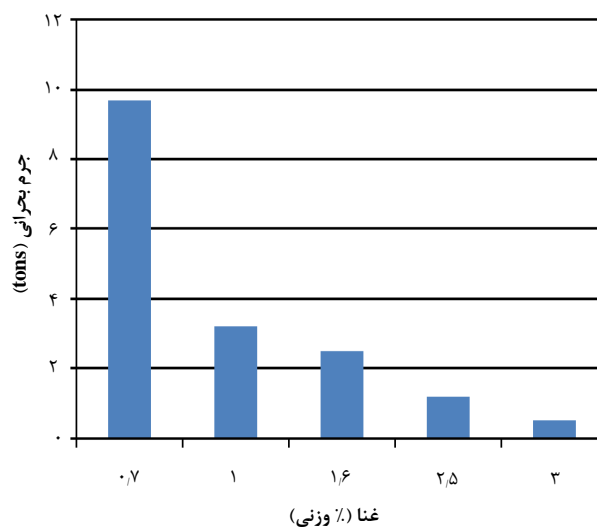


شکل ۴. تغییر مقدار پلوتونیم با غنا در توان ثابت ۴۰ MW.

سوختن سوخت غنی شده ی مورد نیاز برای بحرانی شدن قلب محاسبه شود. محاسبه های انجام شده بیان گر این موضوع است که در غناهای بیش تر از ۱٫۰٪ مقدار جرم بحرانی به شدت کاهش می یابد. همان طور که ملاحظه می شود مقدار جرم بحرانی از ۹٫۷ تن (۱۵۰ مجتمع) سوخت طبیعی به شدت به ۲۶۰ kg سوخت با غنای ۳٪ تنزل می یابد (شکل ۳).

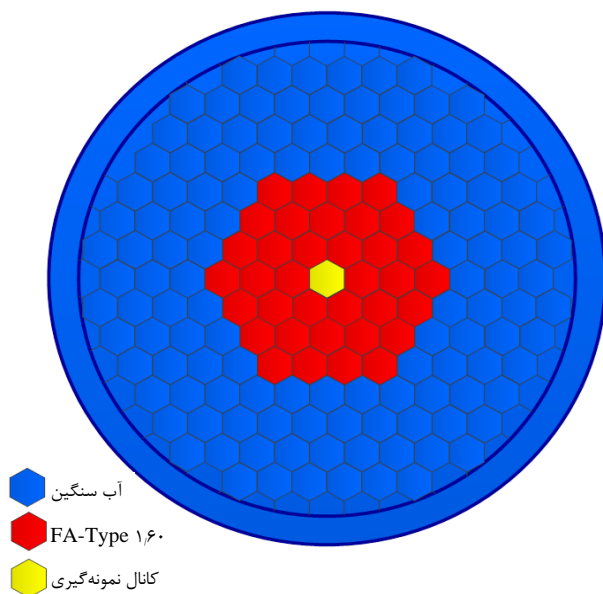


شکل ۲. تغییرات مقدار ضریب تکثیر مؤثر با افزایش غنا.

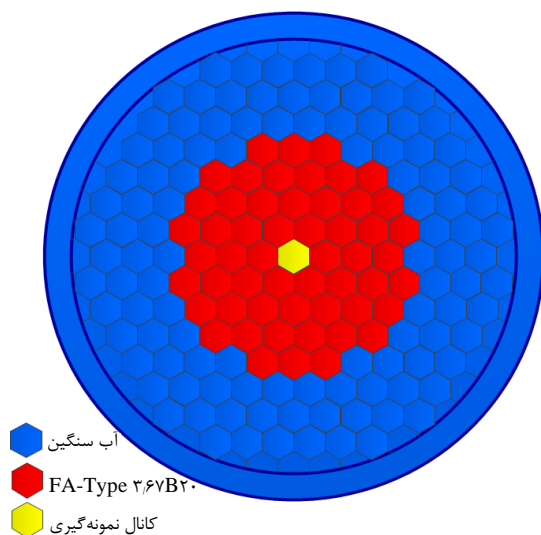


شکل ۳. رابطه ی بین مقدار جرم بحرانی و غنا.

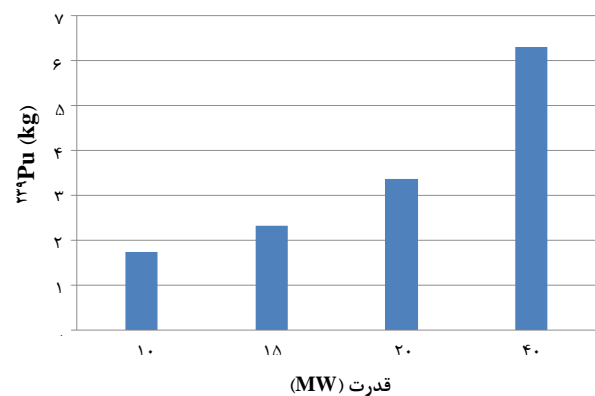
غنی‌سازی اورانیم برحسب مقدار یکای کار جداسازی^۱ تعیین می‌شود و مقدار آن از رابطه‌ی ارایه شده در مرجع [۱۴] برای یک آبشار متقارن آرمانی محاسبه شده است. همان‌طور که ملاحظه می‌شود کار جداسازی مورد نیاز برای تأمین سوخت قلب (۱) بسیار کم‌تر از کار جداسازی مورد نیاز در قلب (۲) است. هم‌چنین مقدار جرم بحرانی و به تبع آن خوراک مورد نیاز برای استفاده جهت غنی‌سازی به عنوان خوراک در قلب (۱) بسیار کم‌تر از قلب (۲) است.



شکل ۶. نمایی از شکل قلب (۱).



شکل ۷. نمایی از شکل قلب (۲).

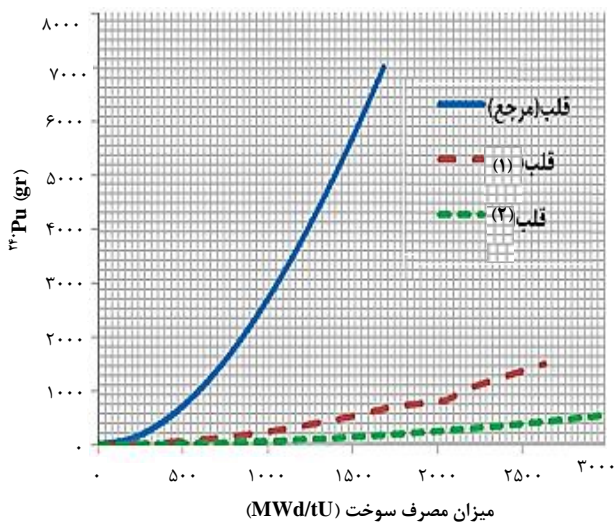


شکل ۵. تغییر مقدار پلوتونیم تولیدشده، با توان رآکتور در غنای ثابت ۱٪.

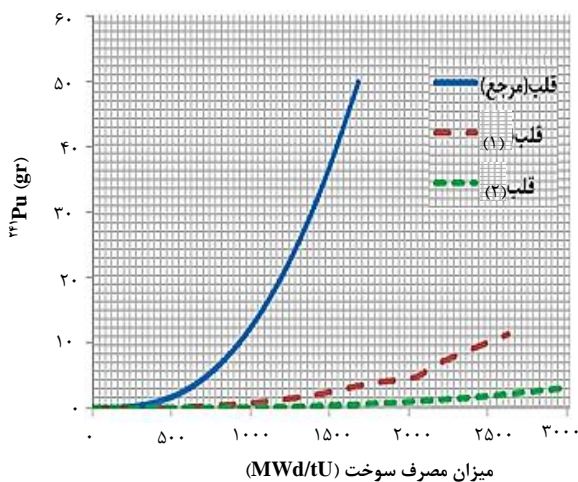
پس از بررسی دقیق راهبردهای پیش‌گفته و با در نظر گرفتن محدودیت‌های موجود [۱۲، ۱۳]، به منظور ایجاد کم‌ترین تغییر در ساختار قلب رآکتور دو چیدمان (۱) مجتمع سوخت بدون جاذب، و (۲) مجتمع سوخت با جاذب، مورد تجزیه و تحلیل قرار گرفت که به ترتیب از آن‌ها با عنوان قلب (۱) و قلب (۲) نام برده می‌شود. در شکل‌های ۶ و ۷ چیدمان سوخت درون قلب‌ها نشان داده شده است. در جدول ۱ پارامترهای تغییریافته در چیدمان‌های پیشنهادی در مقایسه با چیدمان قلب مرجع فهرست شده است. توجه به این نکته لازم است که تعداد مجتمع‌های سوخت در چیدمان‌های ارایه‌شده به گونه‌ای انتخاب شده است که مقدار واکنش‌پذیری قلب در ابتدای چرخه تقریباً نزدیک به واکنش‌پذیری قلب مرجع باشد. بنابراین مقدار K_{eff} که در قلب مرجع برابر ۱٫۰۶۰۹۹ است، برای قلب (۱) و قلب (۲) به ترتیب برابر ۱٫۰۶۹۹۶ و ۱٫۰۸۱۴۲ محاسبه شده است. در ادامه توجه به این نکته لازم است که در هیچ یک از موارد بررسی‌شده، درجه‌ی خلوص آب سنگین کاهش نیافته است. هم‌چنین مطابق جدول ۱ بیش‌ترین مقدار شار گرمایی در قلب (۱) برابر $۹٫۷ \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ و در قلب (۲) برابر با $۸٫۵ \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ است که در مرکز قلب رآکتور و در جای‌گاه نمونه‌گیری ایجاد می‌شود. ضریب‌های بیشینه‌ی توان برای قلب‌های (۱) و (۲) نیز به ترتیب برابر ۱٫۴۶ و ۱٫۷۰ هستند که در مجتمع‌های سوخت نزدیک به کانال نمونه‌گیری ایجاد می‌شوند. هم‌چنین در جدول ۱، به منظور ارزیابی هزینه‌ی غنی‌سازی، مقدار مورد نیاز از سوخت با غنای کم برای دو قلب پیشنهادی و قلب مرجع آورده شده است. هزینه‌ی

جدول ۱. مقایسه الگوهای پیشنهادی با قلب مرجع

قلب		
(۲)	(۱)	مرجع
۵۴	۳۶	۱۵۰
۲۰	۱۰	۴۰
۱۴	۱۲	۱۸
۳۶۷٪	۱٪	۰٫۷٪
۰٫۰۲۰ g cm ^{-۲} B+CrB _v +Al		-
۱٫۰۸۱۴۲	۱٫۰۶۹۹۶	۱٫۰۶۰۹۹
۵٫۹۷×۱۰ ^{۱۳}	۴٫۳×۱۰ ^{۱۳}	-
۸٫۵×۱۰ ^{۱۳}	۹٫۷×۱۰ ^{۱۳}	۸٫۷×۱۰ ^{۱۳}
۲٫۷۲	۱٫۵۵	-
۱۹٫۷	۲٫۴	۸٫۶
۱۱۰۴۵	۳۵۲	-

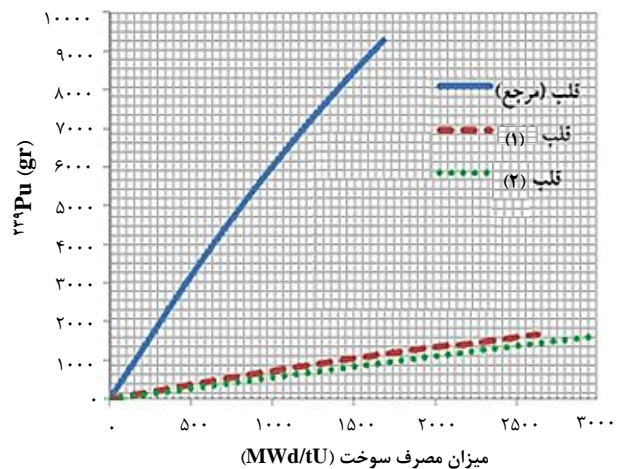


شکل ۹. رابطه‌ی بین مقدار ^{۲۳۹}Pu و میزان مصرف سوخت و چرخه‌ی کاری رآکتور در قلب پیشنهادی (۱)، (۲) و قلب مرجع.

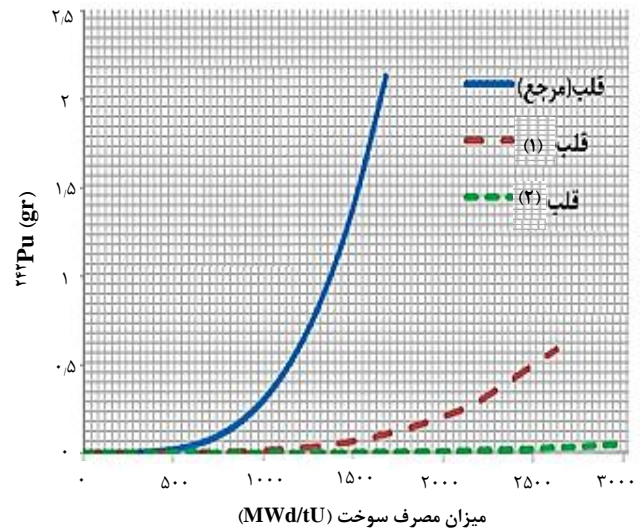
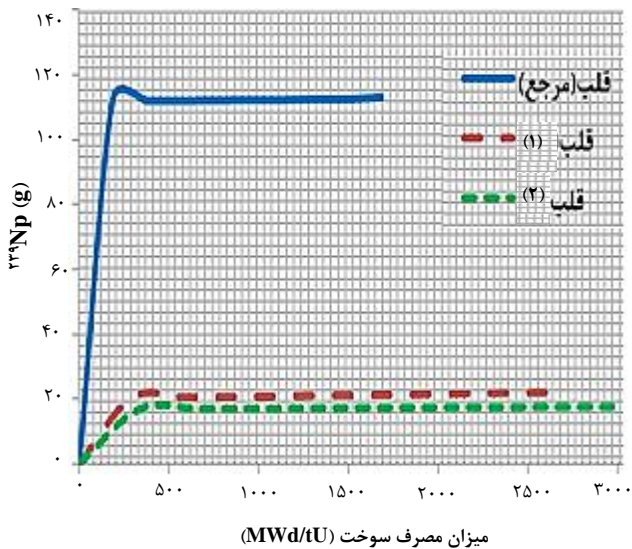


شکل ۱۰. مقدار ^{۲۴۱}Pu برحسب میزان مصرف سوخت و چرخه‌ی کاری رآکتور در قلب پیشنهادی (۱)، (۲) و قلب مرجع.

شکل‌های ۸ تا ۱۱ مقدار ایزوتوپ‌های پلوتونیم تولیدشده در طول ۳۶۰ روز را برحسب میزان مصرف سوخت برای دو رآکتور پیشنهادی در مقایسه با رآکتور مرجع نشان می‌دهد. همان‌طور که ملاحظه می‌شود در قلب (۱) و (۲) مقدار پلوتونیم تولیدشده به ترتیب تا ۱٫۴۲kg و ۱٫۳۸kg کاهش می‌یابد. هم‌چنین شکل‌های ۱۲ تا ۱۴ مقدار ایزوتوپ‌های نپتونیم را که تنها اکتینیدهای جزئی تولیدشده در این مدل رآکتور بوده‌اند و نیز دیگر ایزوتوپ‌های پلوتونیم به عنوان اجزای تشکیل‌دهنده‌ی پسماند را برحسب میزان مصرف سوخت در هر رآکتور در طول چرخه‌ی کاری نشان می‌دهد. این درحالی است که مقدار شار نوترون گرمایی در سطح قابل قبولی بوده و هم‌چنین میزان مصرف سوخت قلب مرجع در ۳۰۰ روز از ۱۴۹۵ MWd/tU به ترتیب به ۲۱۹۰ MWd/tU برای قلب (۱) و ۲۵۰۳ MWd/tU برای قلب (۲) می‌رسد



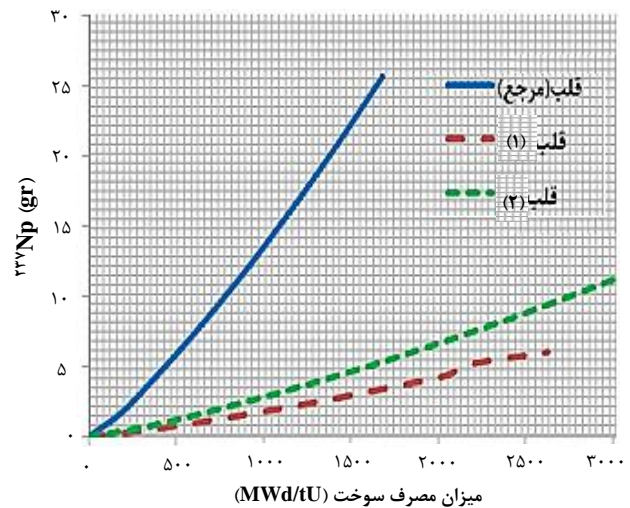
شکل ۸. مقدار ^{۲۳۹}Pu به عنوان تابعی از میزان مصرف سوخت و چرخه‌ی کاری رآکتور در قلب پیشنهادی (۱)، (۲) و قلب مرجع.



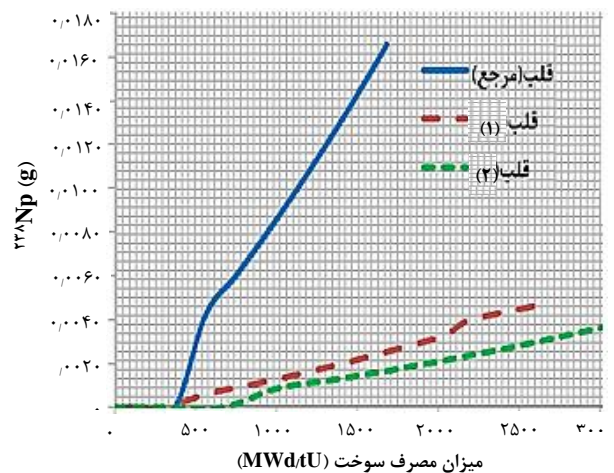
شکل ۱۱. رابطه‌ی بین ^{241}Pu و میزان مصرف سوخت و چرخه‌ی کاری رآکتور در قلب پیشنهادی (۱)، (۲) و قلب مرجع.

شکل ۱۴. مقدار ^{239}Np و میزان مصرف سوخت و چرخه‌ی کاری رآکتور در قلب پیشنهادی (۱)، (۲) و قلب مرجع.

در جدول‌های ۲ تا ۴ نیز مقدار فعالیت پرتوزایی موجود در پسماند و کسر جرمی هر یک از ایزوتوپ‌های تولید شده در انتهای چرخه‌ی کاری رآکتورهای (۱)، (۲) و مرجع به منظور مقایسه آورده شده است. همان‌گونه که مشاهده می‌شود، علاوه بر کاهش مقدار ^{239}Pu از ۹,۲۸kg در قلب مرجع به ۱,۶۷kg در قلب (۱) و ۱,۶۴kg در قلب (۲)، در طول یکسال، مقدار فعالیت موجود در پسماند نیز از $۵,۲۱ \times 10^7$ Ci در قلب مرجع به $۱,۰۲ \times 10^7$ Ci در قلب (۱) و $۸,۱۸ \times 10^6$ Ci در قلب (۲) کاهش یافته است. از علت‌های آن می‌توان به کاهش مقدار جرم بحرانی قلب اشاره نمود. در ضمن همان‌طور که اشاره شد با افزایش میزان مصرف سوخت تا حدی می‌توان مقدار فعالیت در پسماند را کاهش داد. در این دو مدل پیشنهادی نیز میزان مصرف سوخت افزایش یافته و به همان اندازه از فعالیت در پسماند تولید شده کاسته شده است. از طرفی با افزایش غنای ^{235}U میزان جذب نوترون گرمایی در آن افزایش یافته و به پیروی از آن جذب در ^{238}U کمتر می‌شود. بنابراین تولید ^{239}Pu کاهش می‌یابد.



شکل ۱۲. رابطه‌ی بین مقدار ^{239}Np و میزان مصرف سوخت و چرخه‌ی کاری رآکتور در قلب پیشنهادی (۱)، (۲) و قلب مرجع.



شکل ۱۳. مقدار ^{238}Np و میزان مصرف سوخت و چرخه‌ی کاری رآکتور در قلب پیشنهادی (۱)، (۲) و قلب مرجع.

جدول ۲. مقدار فعالیت و کسر جرمی مربوط به هر ایزوتوپ در انتهای چرخه در قلب مرجع

ایزوتوپ	جرم (g)	فعالیت (Ci)	کسر جرمی
²³⁸ U	۸,۴۹×۱۰ ^۶	۲,۸۵	۸,۷۴×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁵ U	۴,۸۱×۱۰ ^۴	۱,۰۴×۱۰ ^{-۱۰}	۴,۹۶×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ Pu	۹,۲۸×۱۰ ^۳	۵,۷۶×۱۰ ^۲	۹,۵۶×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁶ U	۲,۲۴×۱۰ ^۳	۱,۴۵×۱۰ ^{-۱۰}	۲,۳۱×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴⁰ Pu	۷,۰۰×۱۰ ^۲	۱,۵۹×۱۰ ^۲	۷,۲۱×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ Np	۱,۱۲×۱۰ ^۲	۲,۶۰×۱۰ ^۷	۱,۱۶×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴¹ Pu	۵,۱۱×۱۰ ^۱	۵,۲۸×۱۰ ^۲	۵,۲۶×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁷ Np	۲,۵۵×۱۰ ^۱	۱,۸۰×۱۰ ^{-۱۰}	۲,۶۳×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴² Pu	۲,۱۴	۸,۴۶×۱۰ ^{-۱۰}	۲,۲۰×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁷ U	۹,۰۰×۱۰ ^{-۱۰}	۷,۳۴×۱۰ ^۴	۹,۲۷×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁸ Pu	۸,۱۳×۱۰ ^{-۱۰}	۱,۳۹×۱۰ ^۱	۸,۳۸×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ U	۷,۷۷×۱۰ ^{-۱۰}	۲,۶۰×۱۰ ^۷	۸,۰۰×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁴ U	۱,۰۹×۱۰ ^{-۱۰}	۶,۷۵×۱۰ ^۴	۱,۱۲×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁸ Np	۱,۶۴×۱۰ ^{-۱۰}	۴,۲۴×۱۰ ^۳	۱,۶۹×۱۰ ^{-۱۰}
جمع	۸,۵۵×۱۰ ^۶	۵,۲۱×۱۰ ^۷	۸,۸۱×۱۰ ^{-۱۰}

جدول ۴. مقدار فعالیت و کسر جرمی مربوط به هر ایزوتوپ در انتهای چرخه در قلب (۲)

ایزوتوپ	جرم (g)	فعالیت (Ci)	کسر جرمی
²³⁸ U	۲,۳۱×۱۰ ^۶	۷,۷۶×۱۰ ^{-۱۰}	۸,۴۹×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁵ U	۸,۰۷×۱۰ ^۴	۱,۷۵×۱۰ ^{-۱۰}	۲,۹۷×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ Pu	۱,۳۸×۱۰ ^۳	۸,۵۶×۱۰ ^۱	۵,۰۸×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁶ U	۱,۱۰×۱۰ ^۳	۷,۱۳×۱۰ ^{-۱۰}	۴,۰۶×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴⁰ Pu	۳,۸۷×۱۰ ^۱	۸,۷۸	۱,۴۲×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ Np	۱,۷۶×۱۰ ^۱	۴,۰۷×۱۰ ^۶	۶,۴۶×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴¹ Pu	۸,۸۰	۶,۲۰×۱۰ ^{-۱۰}	۳,۲۴×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁷ Np	۱۱,۸۵	۱,۹۱×۱۰ ^۲	۶,۸۱×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴² Pu	۳,۷۶×۱۰ ^{-۱۰}	۳,۰۷×۱۰ ^۴	۱,۳۹×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁷ U	۲,۰۰×۱۰ ^{-۱۰}	۱,۲۵×۱۰ ^{-۱۰}	۷,۳۸×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁸ Pu	۱,۲۲×۱۰ ^{-۱۰}	۴,۰۷×۱۰ ^۶	۴,۴۷×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ U	۱,۱۹×۱۰ ^{-۱۰}	۲,۰۳	۴,۳۶×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁴ U	۲,۴۵×۱۰ ^{-۱۰}	۹,۶۹×۱۰ ^{-۱۰}	۹,۰۱×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁸ Np	۲,۸۳×۱۰ ^{-۱۰}	۷,۳۳×۱۰ ^۲	۱,۰۴×۱۰ ^{-۱۰}
جمع	۲,۳۹×۱۰ ^۶	۸,۱۸×۱۰ ^۶	۸,۸۰×۱۰ ^{-۱۰}

جدول ۳. مقدار فعالیت و کسر جرمی مربوط به هر ایزوتوپ در انتهای چرخه در قلب (۱)

ایزوتوپ	جرم (g)	فعالیت (Ci)	کسر جرمی
²³⁸ U	۱,۳۵۴×۱۰ ^۶	۴,۵۵۱×۱۰ ^{-۱۰}	۸,۷۲×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁵ U	۹,۸۶۶×۱۰ ^۳	۲,۱۳۲×۱۰ ^{-۱۰}	۶,۳۵×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ Pu	۱,۶۷۷×۱۰ ^۳	۱,۰۴۰×۱۰ ^۲	۱,۰۸×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁶ U	۵,۶۷۲×۱۰ ^۲	۳,۶۶۸×۱۰ ^{-۱۰}	۳,۶۵×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴⁰ Pu	۱,۴۹۹×۱۰ ^۲	۳,۴۰۲×۱۰ ^۱	۹,۶۵×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ Np	۲,۲۰۱×۱۰ ^۱	۵,۱۰۵×۱۰ ^۶	۱,۴۲×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴¹ Pu	۱,۱۳۱×۱۰ ^۱	۱,۱۶۹×۱۰ ^۳	۷,۲۸×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁷ Np	۶,۰۱۲	۴,۲۳۷×۱۰ ^{-۱۰}	۳,۸۷×۱۰ ^{-۱۰}
²⁴² Pu	۵,۸۵۳×۱۰ ^{-۱۰}	۲,۳۱۴×۱۰ ^{-۱۰}	۳,۷۷×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁷ U	۲,۲۷۲×۱۰ ^{-۱۰}	۱,۸۵۴×۱۰ ^۴	۱,۴۶×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁸ Pu	۲,۱۹۶×۱۰ ^{-۱۰}	۳,۷۶۰	۱,۴۱×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁹ U	۱,۵۲۴×۱۰ ^{-۱۰}	۵,۱۰۸×۱۰ ^۶	۹,۸۱×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁴ U	۳,۱۸۶×۱۰ ^{-۱۰}	۱,۹۸۰×۱۰ ^۴	۲,۰۵×۱۰ ^{-۱۰}
²³⁸ Np	۴,۶۸۴×۱۰ ^{-۱۰}	۱,۲۱۴×۱۰ ^۳	۳,۰۲×۱۰ ^{-۱۰}
جمع	۱,۳۶۶×۱۰ ^۶	۱,۰۲۳×۱۰ ^۷	۸,۸۰×۱۰ ^{-۱۰}

۴. نتیجه گیری

در این مقاله هدف کاهش مقدار فعالیت در پسماند رآکتور تحقیقاتی آب سنگین به کمترین مقدار ممکن است. برای این منظور دو قلب پیشنهاد شد که علاوه بر افزایش میزان مصرف سوخت و قرار دادن شار نوترون گرمایی در محدوده‌ی قابل قبول، کلیه ایزوتوپ‌های موجود در پسماند را همراه با پلوتونیم تا حد زیادی کاهش داد. در این پژوهش بدون ایجاد هیچ‌گونه تغییر اساسی در ساختار قلب رآکتور مرجع و تنها با تغییراتی نظیر افزایش غنای سوخت و کاهش توان رآکتور، مقدار فعالیت در پسماند به ترتیب در قلب‌های (۱) و (۲) به ترتیب به ۲۰٪ و ۱۶٪ مقدار طراحی اولیه‌ی آن رسید. جدول ۵ یک مقایسه از چیدمان‌های پیشنهادی با قلب مرجع ارایه می‌کند. همان‌گونه که نتیجه‌ها نشان می‌دهد، علاوه بر این که میزان مصرف سوخت در قلب (۱) ۴۶٪ و در قلب (۲) ۶۷٪ افزایش می‌یابد، میزان مصرف ²³⁵U نیز در قلب مرجع، (۱) و (۲) به ترتیب ۲۴٪، ۲۷٪ و ۸۶٪ است.

جدول ۶. مقدار فعالیت ویژه برای هر یک از ایزوتوپ‌های تولیدشده در قلب رآکتور تحقیقاتی مرجع

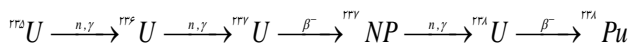
ایزوتوپ	فعالیت (Ci g ⁻¹)
²³⁹ U	۳,۳۵۱×۱۰ ^۷
²³⁸ U	۳,۳۶۱×۱۰ ^۷
²³⁷ U	۸,۱۶۰×۱۰ ^۴
²³⁶ U	۶,۴۶۷×۱۰ ^{-۱}
²³⁵ U	۲,۱۶۱×۱۰ ^{-۱}
²³⁴ U	۶,۲۱۷×۱۰ ^{-۱}
²⁴² Pu	۳,۹۵۴×۱۰ ^{-۱}
²⁴¹ Pu	۱,۰۳۳×۱۰ ^۲
²⁴⁰ Pu	۲,۲۶۹×۱۰ ^{-۱}
²³⁹ Pu	۶,۲۰۳×۱۰ ^{-۱}
²³⁸ Pu	۱,۷۱۲×۱۰ ^{-۱}
²³⁹ Np	۲,۳۱۹×۱۰ ^{-۵}
²³⁸ Np	۲,۵۹۱×۱۰ ^{-۵}
²³⁷ Np	۷,۰۴۷×۱۰ ^{-۱}

جدول ۵. مقایسه‌ی نتیجه‌های محاسبه‌های مربوط به دو قلب پیشنهادی و قلب مرجع

قلب مرجع	قلب		
	(۱)	(۲)	
پلوتونیم ۲۳۹ (kg)	۱,۴۲	۱,۴۸	۸,۰۳
میزان مصرف سوخت (MWd/tU)	۲۱۹۰	۲۵۰۳	۱۴۹۵
فعالیت در پسماند (Ci)	۱,۰۲×۱۰ ^۷	۸,۱۸×۱۰ ^۶	۵,۲۱×۱۰ ^۷

با توجه به این که مطابق جدول ۶ بیش‌ترین مقدار فعالیت ویژه در میان آکتینیدهای جزئی را ایزوتوپ‌های ²³⁸Np و ²³⁹Np به خود اختصاص می‌دهند و از طرفی در مدل‌های پیشنهادی مقدار ایزوتوپ ²³⁸Np در مدل (۱) به ۰,۲۸ و در مدل (۲) به ۰,۱۵ مقدار اولیه‌ی خود در قلب مرجع و مقدار ایزوتوپ ²³⁹Np در مدل (۱) به ۰,۲۰ و در مدل (۲) به ۰,۱۶ مقدار اولیه‌ی خود (قلب مرجع) می‌رسد، بنابراین از مقایسه‌ی دیگر ایزوتوپ‌ها در قلب‌های پیشنهادی با قلب مرجع مشاهده می‌شود که مقدار پلوتونیم به حداقل مقدار ممکن خود می‌رسد و در عین این که شار گرمایی مورد نیاز رآکتور در مقدار بهتر و یا مساوی رآکتور مرجع تأمین می‌شود مقدار پسماندهای موجود در قلب رآکتور نیز تا حد زیادی کاهش یافته و این امر نگهداری پسماند حاصل از فعالیت رآکتور را آسان‌تر می‌کند.

²³⁷Np به علت واپاشی آلفا مهم‌ترین منبع و چشمه‌ی مضر با نیم-عمر طولانی ۲,۱۴×۱۰^۶ سال در میان پسماندهای با فعالیت بالا است. همچنین چشمه‌ی آلفا-گسیل ²³⁸Pu به عنوان منبع مهم تولید گرما در پسماند است که از ²³⁷Np تولید می‌شود (شکل ۱۵). این دو ایزوتوپ با افزایش درصد غنای سوخت کاهش می‌یابند؛ در این جا مقدار ²³⁷Np از ۲۵,۵g در طراحی قلب (مرجع) به ۶ g برای قلب (۱) و ۱۱,۸g برای قلب (۲) می‌رسد و همان‌طور که از نتیجه‌ها برمی‌آید احتمال تولید ²³⁸Pu در پسماند به حداقل ممکن می‌رسد.



شکل ۱۵. زنجیره‌ی تولید ²³⁸Pu و مصرف ²³⁷Np.

مراجع

1. M. Massie, *A generalized optimization methodology for isotope management*, Master of Science, MIT, (2010).
2. D. Serfontein, et al, *Optimization of deep burn incineration of reactor waste plutonium in a PBMR DPP-400 core*, Nuclear Engineering and Design, **271**, 99-105 (2014).
3. A. Acir, H. Coskun, *Monte Carlo calculations on transmutation of plutonium and minor actinides of pebble bed high temperature reactor*, Progress in Nuclear Energy, **48**, 45-50 (2013).
4. C.S. Gil, et al, *Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management*, NEA No. **7222**, (2015).
5. A. Griffin-Chahid, et al, *Physics and Safety of Transmutation Systems*, NEA No. **6090** (2006).
6. A. Acir, H. Coskun, *Neutronic analysis of the PBMR-400 full core using thorium fuel mixed with plutonium or minor actinides*, Annals of Nuclear Energy, (2012).
7. S. Sahin, *Power flattening in a hybrid blanket using nuclear waste actinides*, Kerntechnik, **53**, 285-290 (1989).
8. S. Sahin, et al, *Criticality and burnup evolutions of the fixed bed nuclear reactor with alternative fuels*, Energy Conversion and Management, **51**, 1781-1787 (2010).

9. F. Faghihi, et al, *Level-1 Probability Safety Assessment of the Iranian Heavy Water Reactor Using SAPHIRE Software*, Reliability Engineering and System Safety, **93**, 1377-1409 (2008).
10. D.B. Pelowitz, *MCNPXTM user's manual*, Los Alamos National Laboratory, (2008).
11. I. Bratton, *Modeling and Validation of the Fuel Depletion and Burn up of the OSU Research Reactor Using MCNPX/CINDER'90*, MS thesis in Nuclear Engineering, Ohio State University, (2012).
12. F. Mansourzadeh, F. Khoshahval, J. Safdari, *A conceptual design for a generic heavy water research reactor to a more proliferation-resistant reactor*, Annals of Nuclear Energy, **112**, 418-430 (2018).
13. E3/EU+3, *Joint Comprehensive Plan of Action*, Vienna, (2015).
14. M. Benedict, T.H. Pigford, H. Wolfganglevi, *Nuclear Chemical Engineering*, New York: McGraw-Hill book Co., (1981).

COPYRIGHTS

©2021 The author(s). This is an open access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution (CC BY 4.0), which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, as long as the original authors and source are cited. No permission is required from the authors or the publishers.



استناد به این مقاله

فاطمه منصورزاده، فرخ خوش‌احوال، جابر صفدری (۱۳۹۸)، کاهش فعالیت در پسماند یک رآکتور تحقیقاتی با استفاده از طراحی نوترونیک، ۹۰، ۱۰۹-۱۱۸

DOI: [10.24200/nst.2020.1077](https://doi.org/10.24200/nst.2020.1077)

Url: https://jonsat.nstri.ir/article_1077.html