

تحلیل طیف تابش گاما سوخت تابش دهی شده در زمان‌های خنک شدن

متفاوت و انتخاب شاخص مناسب میزان مصرف سوخت و قدرت در

راکتور تحقیقاتی تهران

سمیه باقری^۱، حسین خلفی^{۲*}، فرشاد فقیهی^{۱،۳}^۱ بخش مهندسی هسته‌ای، دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، صندوق پستی ۷۱۹۳۶-۱۶۵۴۸، شیراز- ایران^۲ پژوهشکده راکتور، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی، صندوق پستی: ۱۳۳۹-۱۴۱۵۵، تهران- ایران^۳ مرکز تحقیقات تابش دانشگاه شیراز، دانشگاه شیراز، ایران

دریافت: ۱۳۹۶/۰۷/۱۲ ویرایش نهایی: ۱۳۹۶/۱۰/۰۹ پذیرش: ۱۳۹۶/۱۱/۰۷

چکیده

از جمله روش‌های غیر مخرب در ارزیابی مشخصات سوخت‌های تابش دهی شده در یک راکتور هسته‌ای می‌توان به طیف‌سنجی تابش گاما حاصل از آن اشاره نمود. تحلیل کیفی و کمی طیف حاصل از یک سوخت و برآورد میزان محتویات برخی پاره‌های شکافت به‌عنوان شاخص میزان مصرف سوخت و نحوه توزیع قدرت در یک مجتمع سوخت، لازم و ضروری می‌باشد. از سوی دیگر برخی محدودیت‌های آزمایشی از جمله قدرت تفکیک انرژی آشکارساز مانع از تشخیص برخی محصولات شکافت و پنهان ماندن برخی اطلاعات در طیف می‌گردد. لذا در این مطالعه میزان محتویات پاره‌های شکافت سوخت راکتور تحقیقاتی تهران در زمان‌های خنک شدن متفاوت (۳، ۳۰، ۱۲۰، ۳۶۰ و ۷۲۰ روز) با کد محاسباتی ORIGEN2/1 مورد ارزیابی قرار گرفته شده و طیف حاصل از محصولات شکافت توسط کد محاسبات مونت کارلوی MCNPX2/7 شبیه‌سازی شده است. سپس محصولات شکافتی که می‌توانند به‌عنوان شاخص مناسبی برای ارزیابی مشخصات سوخت باشند مورد تحلیل قرار گرفته است.

کلیدواژه‌گان: طیف تابش گاما، سوخت مصرف شده، میزان مصرف سوخت، راکتور تحقیقاتی تهران

مقدمه

اساسی محسوب می‌شود، در این راستا تلاش در درک عملکرد سوخت هسته‌ای در طی عمرش در راکتور بسیار مهم می‌باشد [۱]. روش‌های مختلفی در آزمایش‌های پس از تابش‌دهی (PIE)^۱ برای تعیین میزان مصرف سوخت و بررسی عملکرد سوخت در پایان عمرش در راکتور توسعه داده شده است. از جمله این تکنیک‌ها، روش طیف‌سنجی گاما از جمله

در طی تابش‌دهی یک سوخت هسته‌ای، ترکیب و مشخصات فیزیکی آن نسبت به ویژگی‌های فیزیکی اولیه‌اش به‌طور مداوم در حال تغییر می‌باشد از سویی اطلاع از میزان ترکیب و کاهش راکتیویته سوخت در طی کارکرد آن در راکتور به‌منظور ارزیابی ایمنی، حفاظت‌سازی و حفاظت در برابر پرتوها از جمله مسائل

* نویسنده مسئول: hkhalfi@aeoi.org.ir

^۱ Post Irradiation Examination

تحقیقاتی تهران در زمان‌های خنک شدن متفاوت با کد محاسباتی $ORIGEN2/1$ [۷] مورد ارزیابی قرار گرفته شده و طیف حاصل از محصولات شکافت توسط کد محاسبات مونت کارلوی $MCNPX2/7$ [۸] شبیه‌سازی شده است. از طرفی با توجه به نیمه عمر متفاوت پاره‌های شکافت طیف حاصل از سوخت‌های تابش دهی شده در زمان‌های مختلف متفاوت بوده و در هر زمان قله‌های تمام انرژی مختلفی به‌عنوان قله‌های غالب در طیف دیده می‌شود، بنابراین در این مطالعه ضمن شناسایی قله‌های مورد نظر در زمان‌های خنک شدن متفاوت، قابلیت رادیوایزوتوپ‌های مختلف به‌عنوان شاخص‌های میزان مصرف سوخت مورد ارزیابی قرار می‌گیرد.

سوخت راکتور تحقیقاتی تهران

سوخت راکتور تحقیقاتی تهران از سال ۱۳۴۶ که برای اولین بار بحرانی گردید تا سال ۱۳۷۲ به‌صورت آلیاژی از U-Al با درصد غنای بالا (HEU) یعنی ^{235}U با غنای ۹۳٪ بوده سپس در سال ۱۳۷۲ سوخت راکتور از درجه غنای بالا به درجه با غنای پایین (LEU) ^{235}U ۲۰٪ به‌صورت آلیاژی از $\text{U}_2\text{O}_8\text{Al}$ تبدیل گردید. در طی کارکرد راکتور تحقیقاتی تهران با سوخت‌های با غنای پایین از سیکلی که در تاریخ ۱۳۷۲/۰۹/۰۹ با ۱۹ مجتمع سوخت با غنای پایین (۱۴ مجتمع سوخت استاندارد و ۵ مجتمع سوخت کنترلی) با بازتابنده آب سبک بحرانی گردید تا چیدمان‌های کنونی راکتور که دارای ۳۳ مجتمع سوخت (۲۸ مجتمع سوخت استاندارد و ۵ مجتمع سوخت کنترلی) با بازتابنده آب سبک و گرافیت می‌باشند، آرایش‌های مختلفی (بیش از ۱۰۰ آرایش) مورد بهره‌برداری قرار گرفته است [۹]. سوخت این راکتور از نوع ^3MTR و به‌صورت صفحه‌ای بوده و

روش‌های غیرمخرب محسوب شده و بسیار مورد توجه می‌باشد [۲]. با به‌کارگیری روش طیف‌سنجی گاما می‌توان میزان مصرف سوخت را به‌طور غیرمستقیم بر پایه تعیین اکتیویته مطلق و یا نسبت اکتیویته رادیونوکلئیدهای محصولات شکافت به‌دست آورد [۳، ۴، ۵]. در حقیقت، می‌توان تجمع برخی محصولات شکافت را به‌عنوان شاخصی از اندازه‌گیری کمی میزان مصرف سوخت معرفی نمود. از طرفی، تحلیل طیف سوخت‌های تابش دهی شده در یک راکتور علاوه بر امکان اندازه‌گیری میزان مصرف سوخت شامل اطلاعاتی همچون نحوه توزیع قدرت، میزان تولید اکتیندها از جمله پلوتونیوم، میزان محتویات پاره‌های شکافت و تاریخچه سوخت تابش دهی شده می‌باشد [۶]. بنابراین طیف حاصل از سوخت‌های تابش دهی شده نیازمند ارزیابی دقیقی می‌باشد. به‌دلیل وجود تنوع زیاد پاره‌های شکافت در یک سوخت تابش دهی شده، طیف حاصل از آن شامل گستره وسیعی از قله‌های انرژی با شدت‌های متفاوت است، لذا سیستم طیف‌سنجی مورد نظر، نیازمند به‌کارگیری آشکارسازی با قدرت تفکیک انرژی بسیار بالا می‌باشد، معمولاً برای این منظور از آشکارسازهای HPGe استفاده می‌شود، این آشکارسازها به‌طور نوعی دارای قدرت تفکیک انرژی 1.82eV برای قله تمام انرژی 1332 keV از ایزوتوپ ^{60}Co می‌باشد. با چنین قدرت تفکیک انرژی امکان تشخیص قله‌های انرژی با فاصله کمتر از 2eV وجود ندارد و به‌دلیل وجود چنین محدودیت‌هایی در سیستم‌های اندازه‌گیری ممکن است بخشی از اطلاعات در طیف پنهان بماند. لذا در این مطالعه به‌منظور ارزیابی دقیق طیف حاصل از یک سوخت تابش دهی شده، میزان محتویات پاره‌های شکافت سوخت راکتور

روش کار

کد محاسباتی ORIGEN^{۲/۱} یک کد واپاشی رادیواکتیو و تهی شدن تک گروهی است و به جای حل معادلات پیچیده انتقال نوترون، محاسبات نوترونیک تک گروهی نسبتاً ساده را با استفاده از روش ماتریس نمایی برای به دست آوردن مشخصات مواد هسته‌ای (تولید، واپاشی و ...) در یک فرم جامع و به صورت ساده فراهم می‌آورد. کد ORIGEN^{۲/۱} برای اولین بار توسط ORNL^۳ توسعه داده شد سپس اطلاعات پایه هسته‌ای (واپاشی، سطح مقطع‌ها، بهره محصولات شکافت و اطلاعات فوتونی) و مدل راکتور (PWR، LMFBR، HGCR و MSBR)^۴ بر اساس اطلاعات قابل دسترس برای آن ارتقا داده شده است. این کد اساساً به منظور ارزیابی مشخصات پسماند و سوخت‌های مصرف شده (ترکیب، قدرت حرارتی و ...) به کار می‌رود. پایگاه اطلاعات ORIGEN^{۲/۱} دارای سه بخش از نوکلیدها می‌باشد: ۱۳۰ اکتنید، ۸۵۰ پاره شکافت و ۷۲۰ محصول اکتیواسیون (در مجموع ۱۷۰۰ نوکلید) [۷]. در این مطالعه نخست مجتمع‌های سوخت راکتور تحقیقاتی تهران توسط کد محاسباتی ORIGEN^{۲/۱} مدل‌سازی شده و ترکیب سوخت در میزان مصرف ۳۰٪ و زمان‌های خنک شدن متفاوت (۳، ۳۰، ۱۲۰، ۳۶۰ و ۷۲۰ روز) مورد ارزیابی قرار گرفته شد، سپس بعد از استخراج ترکیبات سوخت (اکتنیدها، محصولات شکافت و محصولات اکتیواسیون) و مرتب

دارای دو نوع مجتمع سوخت استاندارد SFE^۱ و مجتمع سوخت کنترلی CFE^۲ می‌باشد. میله‌های کنترلی در این راکتور از نوع چنگالی و به صورت آلیاژ نقره-ایندیوم-کادمیوم (با نسبت به ترتیب ۸۰٪، ۱۵٪ و ۵٪) با غلاف استیل ضد زنگ می‌باشد. مجتمع‌های سوخت کنترلی با ۱۴ صفحه سوخت طوری طراحی شده‌اند که امکان ورود میله‌های کنترل در آنها وجود داشته باشد. هر عنصر سوخت MTR شامل تعدادی صفحات سوخت موازی است که به صورت مکانیکی بین ۲ نگه دارنده دنده‌دار نگه داشته شده است. هر صفحه سوختی شامل گوشته سوخت با غلاف آلومینیومی به عنوان پوشش می‌باشد. هر یک از مجتمع‌های سوخت استاندارد و کنترلی به ترتیب شامل ۱۹ و ۱۴ صفحه سوخت موازی می‌باشد. ضخامت یک صفحه سوخت ۱.۵ mm و ضخامت گوشته ۰.۷ mm می‌باشد. هر سوخت دارای ارتفاع فعال ۶۱.۵ cm و عرض فعال ۶ cm^۲ می‌باشد. ابعاد کلی یک مجتمع سوخت (۸.۱×۷.۷×۰.۸۹ cm) با ارتفاع ۹۵.۷۳ cm می‌باشد [۱۰].

در مجتمع‌های سوخت کنترلی ارتفاع و پهنای فعال مشابه با مجتمع‌های سوخت استاندارد می‌باشد به جز اینکه اولین، دومین، هجدهمین و نوزدهمین صفحه سوخت با صفحات آلومینیومی حجیم با ضخامت معادل ۱۲ mm جایگزین شده است و هر دو صفحه آلومینیومی با فاصله ۶.۰۱۶ mm از هم جدا شده‌اند. در حالی که فاصله بین صفحات آلومینیومی داخلی دارای ضخامت ۲.۷ mm می‌باشند.

3- Oak Ridge National Laboratory
4- Pressurized Water Reactor
5- Liquid Metal Fast Breeder Reactor
6- High temperature Gas Cooled Reactor
7- Molten Salt Fast Breeder Reactor

1- Standard Fuel Element
2- Control Fuel Element

$$\ln \varepsilon_{\gamma} = a_0 + a_1 \ln \left(\frac{E_{\gamma}}{E_{\gamma}} \right) + a_2 \left[\ln \left(\frac{E_{\gamma}}{E_{\gamma}} \right) \right]^2 + a_3 \left[\ln \left(\frac{E_{\gamma}}{E_{\gamma}} \right) \right]^3$$

$$a_0 = -2.7089$$

$$a_1 = -0.75835$$

$$a_2 = 0.21814$$

$$a_3 = 0.09302$$

$$E_{\gamma} = 1400 \text{ KeV}$$

نتایج و بحث

طیف حاصل از سوخت‌های تابش‌دهی شده شامل اطلاعاتی همچون میزان مصرف سوخت، میزان محتویات پاره‌های شکافت، نحوه توزیع قدرت و تاریخچه سوخت تابش‌دهی شده می‌باشد. تحلیل دقیق طیف حاصل از سوخت به منظور ارزیابی عملکرد سوخت هسته‌ای لازم و ضروری می‌باشد. لذا در این مطالعه ابتدا به منظور راست آزمایی میزان رادیونوکلیدهای محاسبه شده توسط کد محاسباتی ORIGEN_{2/1} میزان اکتیویته برخی محصولات شکافت برای قلب تعادلی راکتور تهران با میانگین مصرف ۴۰۰۰۰ MWd/TU و در قدرت ۵ مگاوات در زمان‌های خنک شدن ۵ و ۴۸ ساعت محاسبه و با نتایج گزارش شده در SAR [۹] راکتور تهران مقایسه و در جدول ۱ آورده شده است. مقایسه نتایج بیانگر توافق نسبتاً خوبی می‌باشد. سپس بعد از اطمینان از روش محاسباتی ترکیب و محتویات سوخت در میزان مصرف ۳۰٪ در زمان‌های خنک شدن متفاوت محاسبه شده و حدوداً ۱۰۰۰ نوکلئید (۸۵۰ محصول شکافت، ۱۳۰ اکتینید) مستخرج از کد محاسباتی ORIGEN_{2/1} در کد محاسبات مونت کارلوی MCNPX_{2/7} به‌عنوان چشمه تابش گاما شبیه‌سازی شده است و طیف حاصل از این رادیونوکلیدها در زمان‌های خنک شدن متفاوت (۳، ۳۰، ۱۲۰، ۳۶۰ و ۷۲۰ روز) مورد ارزیابی قرار

نمودن آن‌ها طبق فرمت کد محاسباتی MCNPX_{2/7} این مواد به صورت چشمه در این کد مدلسازی گردید. قابل ذکر است به دلیل طولانی شدن زمان اجرای این کد تنها ۱۳۰ اکتینید و ۸۵۰ پاره شکافت تعریف شده و از محصولات اکتیواسیون چشم پوشی شده است. کد محاسبات MCNPX_{2/7} بر پایه روش مونت کارلو، انتقال تابش و برخورد آن با مواد را مورد ارزیابی قرار می‌دهد [۸]. این کد تقریباً برای تمامی ذرات و در گستره وسیعی از انرژی کاربرد دارد. بعد از مدلسازی ترکیب سوخت در زمان‌های خنک شدن متفاوت در کد محاسباتی MCNPX_{2/7} طیف حاصل از سوخت در گستره انرژی صفر تا ۳MeV برای ۸۱۹۲ بازه انرژی شبیه‌سازی گردید.

سپس به منظور لحاظ پاسخ آشکارساز HPGe در برابر تابش برخوردی، طیف‌های مدلسازی شده در بازه ذاتی یک آشکارساز نوعی ضرب گردید. بازه ذاتی به جنس آشکارساز، انرژی تابش و ضخامت فیزیکی آشکارساز در جهت تابش برخوردی بستگی دارد. نمودار ۱ تغییرات بازه ذاتی آشکارساز را نسبت به انرژی تابش گامای برخوردی را برای یک آشکارساز HPGe نوعی با شعاع کریستال ۲٫۷۶۰ cm نشان می‌دهد، در این آشکارساز ضخامت فضای خالی بین پنجره آلومینیومی و کریستال در آشکارساز ۰٫۳cm می‌باشد. بازه ذاتی آشکارساز نسبت به انرژی برخوردی تابش گاما در حالت کلی از فرمول لگاریتمی زیر تبعیت می‌نماید، ثوابت a_0 ، a_1 ، a_2 ، a_3 را می‌توان با اندازه‌گیری بازه ذاتی آشکارساز نسبت به انرژی تابش برخوردی چشمه‌های استاندارد به دست آورد [۳].

^{90}Nb (نیمه عمر ۳۵ روز) به‌عنوان‌های قله‌های غالب در طیف می‌باشند و برای زمان‌های خنک شدن زیاد (حدوداً ۲ سال) قله‌های ایزوتوپ‌های ^{137}Cs و ^{134}Cs در طیف نمود بیشتری داشته و قله‌های قابل مشاهده دیگر مربوط به ^{144}Ce و ^{154}Eu می‌باشد.

چنانچه بیان گردید برخی پاره‌های شکافت را می‌توان به‌عنوان شاخص میزان مصرف سوخت در نظر گرفت، انتخاب ایزوتوپ‌های تابش کننده گاما که برای اندازه‌گیری‌های طیف سنجی تابش در سوخت مصرف شده به‌عنوان شاخص در نظر گرفته می‌شوند؛ به غلظت، نیمه عمر و مدهای واپاشی آن بستگی دارد. یک فاکتور محدود کننده در این انتخاب زمان خنک شدن سوخت می‌باشد و تابش گامای مربوطه نیز در یک محدوده انرژی خاص محدود می‌شود [۱۳]. ($0.7\text{MeV} - 0.5$) جدول ۲ مشخصات ایزوتوپ‌های مختلف که در زمان‌های خنک شدن متفاوت می‌توانند به‌عنوان شاخص مناسب میزان مصرف سوخت استفاده شوند به‌همراه نیمه عمر، بهره شکافت و اطلاعات مربوط به تابش گاما مشخصه آنها آورده شده است.

گرفته و رادیونوکلئید مربوط به هر قله انرژی شناسایی گردید.

در نمودارهای ۲ الی ۶ طیف مربوط به سوخت‌های با میزان مصرف ۳۰٪ و زمان‌های خنک شدن متفاوت آورده شده است. همان‌طور که در این نمودارها نیز مشاهده می‌گردد، در زمان‌های خنک شدن کوتاه به دلیل وجود تنوع بسیار رادیونوکلئیدها، گستره وسیعی از قله‌های تمام انرژی در طیف قابل مشاهده می‌باشد به طوری که در زمان خنک شدن ۳ روز، قله‌های مربوط به رادیونوکلئیدهای ^{131}I ، ^{140}La ، ^{140}Ba ، ^{131}I به‌عنوان قله‌های غالب در طیف محسوب می‌گردد [۱۱، ۱۲]. البته قابل ذکر است در زمان‌های خنک شدن کوتاه نیز، اغلب قله‌ها را می‌توان در طیف مشاهده نمود اما به دلیل شدت بالای انرژی رادیوایزوتوپ‌های ذکر شده، قله‌های دیگر دارای شدت نسبتاً ضعیفی می‌باشند. در زمان‌های خنک شدن بلندتر با واپاشی رادیونوکلئیدهای کوتاه عمر، قله‌های دیگر نمود بیشتری خواهند داشت به طوری که در زمان‌های خنک شدن میانی ۶۰ و ۱۲۰ روز قله‌های انرژی رادیوایزوتوپ‌های ^{90}Zr (نیمه عمر ۶۴ روز) و

جدول ۱. اکتیویته برخی از محصولات شکافت محاسبه شده توسط کد محاسباتی ORIGEN۲/۱ و مقایسه با اکتیویته گزارش شده در SAR راکتور تهران.

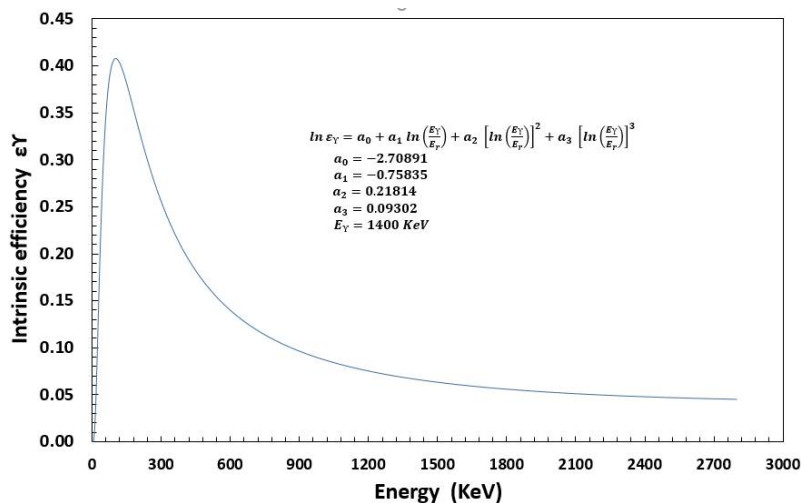
| هسته | در زمان خنک شدن ۵ ساعت بعد از خاموشی راکتور | | | در زمان خنک شدن ۴۸ ساعت بعد از خاموشی راکتور | | |
|------|---|-------------------------------------|---------|--|-------------------------------------|---------|
| | نتایج محاسبه شده توسط کد محاسباتی ORIGEN۲/۱ | نتایج گزارش شده در SAR راکتور تهران | خطا (%) | نتایج محاسبه شده توسط کد محاسباتی ORIGEN۲/۱ | نتایج گزارش شده در SAR راکتور تهران | خطا (%) |
| Ge | ۱.۸۲E+۰۲ | ۱.۹۶E+۰۲ | ۸.۰۶ | ۷.۷۲E+۰۰ | ۷.۰۶E+۰۰ | ۸.۵۸ |
| As | ۶.۱۳E+۰۲ | ۶.۶۹E+۰۲ | ۸.۳۱ | ۲.۰۱E+۰۲ | ۱.۸۴E+۰۲ | ۸.۴۶ |
| Se | ۱.۷۸E+۰۱ | ۲.۰۰E+۰۱ | ۱۰.۸۰ | ۵.۱۷E-۰۱ | ۴.۷۵E-۰۱ | ۸.۱۴ |
| Br | ۵.۱۴E+۰۳ | ۵.۷۰E+۰۳ | ۹.۸۹ | ۶.۳۶E+۰۱ | ۶.۳۷E+۰۱ | -۰.۱۶ |
| Kr | ۷.۶۹E+۰۴ | ۸.۵۷E+۰۴ | ۱۰.۲۶ | ۶.۰۱E+۰۲ | ۵.۹۶E+۰۲ | ۰.۸۲ |
| Sr | ۳.۸۹E+۰۵ | ۴.۲۵E+۰۵ | ۸.۵۲ | ۱.۹۷E+۰۵ | ۱.۸۵E+۰۵ | ۶.۰۹ |
| Y | ۶.۳۲E+۰۵ | ۶.۹۳E+۰۵ | ۸.۸۲ | ۲.۴۶E+۰۵ | ۲.۳۱E+۰۵ | ۶.۰۶ |
| Zr | ۴.۱۵E+۰۵ | ۴.۴۸E+۰۵ | ۷.۳۰ | ۲.۸۲E+۰۵ | ۲.۶۵E+۰۵ | ۶.۰۶ |
| Nb | ۵.۹۳E+۰۵ | ۶.۳۸E+۰۵ | ۷.۱۲ | ۳.۱۰E+۰۵ | ۲.۹۷E+۰۵ | ۴.۳۲ |
| Mo | ۲.۱۰E+۰۵ | ۲.۳۴E+۰۵ | ۱۰.۰۹ | ۱.۴۹E+۰۵ | ۱.۳۴E+۰۵ | ۱۰.۰۷ |
| Tc | ۱.۹۲E+۰۵ | ۲.۱۳E+۰۵ | ۱۰.۰۰ | ۱.۴۳E+۰۵ | ۱.۲۹E+۰۵ | ۹.۷۹ |
| Ru | ۱.۵۸E+۰۵ | ۱.۶۸E+۰۵ | ۵.۹۵ | ۱.۴۰E+۰۵ | ۱.۳۲E+۰۵ | ۵.۷۱ |

| | | | | | | |
|-----------|----------|----------|-------|----------|----------|-------|
| Rh | ۱,۷۳E+۰۵ | ۱,۸۴E+۰۵ | ۵,۹۲ | ۱,۴۹E+۰۵ | ۱,۴۰E+۰۵ | ۶,۱۱ |
| Ag | ۶,۷۰E+۰۳ | ۶,۸۲E+۰۳ | ۱,۸۲ | ۲,۰۹E+۰۳ | ۲,۰۴E+۰۳ | ۲,۶۳ |
| In | ۱,۴۳E+۰۳ | ۱,۵۱E+۰۳ | ۵,۳۰ | ۴,۸۶E+۰۲ | ۴,۶۴E+۰۲ | ۴,۶۱ |
| Sn | ۳,۰۰E+۰۳ | ۳,۲۲E+۰۳ | ۶,۷۱ | ۱,۱۷E+۰۳ | ۱,۱۱E+۰۳ | ۵,۱۳ |
| Sb | ۲,۰۶E+۰۴ | ۲,۲۴E+۰۴ | ۸,۲۱ | ۵,۶۹E+۰۳ | ۵,۳۲E+۰۳ | ۶,۵۶ |
| Te | ۲,۰۲E+۰۵ | ۲,۲۳E+۰۵ | ۹,۵۱ | ۱,۳۶E+۰۵ | ۱,۲۳E+۰۵ | ۹,۴۱ |
| I | ۶,۳۵E+۰۵ | ۷,۰۶E+۰۵ | ۱۰,۱۱ | ۲,۸۲E+۰۵ | ۲,۵۴E+۰۵ | ۱۰,۰۰ |
| Xe | ۳,۸۸E+۰۵ | ۴,۱۷E+۰۵ | ۷,۰۳ | ۲,۶۱E+۰۵ | ۲,۴۱E+۰۵ | ۷,۸۲ |
| Cs | ۹,۷۳E+۰۳ | ۹,۴۳E+۰۳ | -۳,۱۷ | ۸,۰۶E+۰۳ | ۸,۴۳E+۰۳ | -۴,۶۳ |
| Ba | ۲,۵۲E+۰۵ | ۲,۸۲E+۰۵ | ۱۰,۸۲ | ۲,۳۴E+۰۵ | ۲,۰۹E+۰۵ | ۱۰,۶۸ |
| La | ۳,۵۲E+۰۵ | ۴,۰۰E+۰۵ | ۱۱,۹۸ | ۲,۵۰E+۰۵ | ۲,۲۱E+۰۵ | ۱۱,۶۸ |
| Ce | ۵,۳۲E+۰۵ | ۵,۷۵E+۰۵ | ۷,۴۶ | ۴,۳۶E+۰۵ | ۴,۰۸E+۰۵ | ۶,۵۱ |
| Pr | ۴,۱۲E+۰۵ | ۴,۴۲E+۰۵ | ۶,۹۰ | ۳,۴۲E+۰۵ | ۳,۲۲E+۰۵ | ۵,۹۴ |
| Nd | ۸,۸۲E+۰۴ | ۹,۸۹E+۰۴ | ۱۰,۷۸ | ۸,۲۸E+۰۴ | ۷,۳۸E+۰۴ | ۱۰,۸۶ |
| Pm | ۹,۹۷E+۰۴ | ۹,۸۰E+۰۴ | -۱,۷۶ | ۶,۳۷E+۰۴ | ۶,۴۹E+۰۴ | -۱,۸۵ |
| Sm | ۱,۵۷E+۰۴ | ۱,۶۱E+۰۴ | ۲,۴۲ | ۸,۲۳E+۰۳ | ۸,۰۶E+۰۳ | ۲,۱۰ |
| کل | ۵,۹۱E+۰۶ | ۶,۴۴E+۰۶ | ۸,۱۸ | ۳,۷۳E+۰۶ | ۳,۴۶E+۰۶ | ۷,۲۹ |

جدول ۲. محصولات شکافت مورد استفاده برای طیف سنجی انتشار گاما به همراه نیمه عمر و تابش های گامای حاصل از واپاشی. [۱۴] (a, %/b).

a: شدت نسبی تابش گاما و b: نرخ انتشار تابش گاما در هر ۱۰۰ واپاشی

| ایزوتوپ | نیمه عمر | بهره شکافت (%) | تابش گامای اصلی (keV) |
|--|-----------------------|----------------|---|
| $^{140}\text{Ba} \rightarrow ^{140}\text{La}$ $^{140}\text{La} \rightarrow ^{140}\text{Ce}$ | ۱۲,۷۵ روز ۱,۶۸ روز | ۶۲ | ۸,۳۲۸(۱۹,۶%, ۲۰,۳%), ۵۳۷,۲۶(۱۰۰%, ۲۴,۴%), ۸۱۵,۸(۲۴,۲%, ۲۳,۳%), ۴۸۷,۰(۴۴,۷%, ۴۵,۵%), ۱۵۹۶,۲(۱۰۰%, ۹۵,۴%), ۹۲۵,۲(۷,۲%, ۶,۹%), ۲۵۲۱,۴(۳,۵۹%, ۳,۵%). |
| ^{90}Zr | ۶۴,۰۲ روز | ۶۵ | ۷۲۴,۲(۸۰,۶%, ۴۴,۳%), ۷۵۶,۷(۱۰۰%, ۵۴,۵%). |
| ^{90}Nb | ۳۴,۹۹ روز | ۶۵ | ۷۶۵,۸(۱۰۰%, ۹۹,۸%). |
| ^{144}Ce | ۲۸۴,۵ روز | ۵۵ | ۱۳۳,۵(۸۰,۴%, ۱۱,۹%), ۶۹۴,۴(۱۰۰%, ۱,۳%), ۱۴۸۹,۲(۲۱,۴%, ۰,۳%), ۲۱۸۵,۶(۵۷%, ۰,۷%). |
| ^{102}Ru | ۳۹,۲۷ روز | ۳۰ | ۴۹۷,۱(۱۰۰%, ۹۱,۰%), ۶۱۰,۳(۷,۴%, ۵,۸%). |
| ^{106}Ru | ۱,۰۲ سال | ۰,۴ | ۵۱۱,۴(۱۰۰%, ۲۰,۴%), ۶۲۱,۹(۴۸,۸%, ۹,۹%), ۸۷۳,۵(۷,۶%, ۰,۴%), ۱۰۵۰,۵(۷,۶%, ۱,۶%), ۱۱۲۸,۱(۱,۹۸%, ۰,۴%), ۱۵۶۲,۲(۰,۸%, ۰,۳%). |
| $^{133}\text{Xe} \rightarrow ^{133}\text{Cs} + n$ $^{133}\text{Cs} \rightarrow$ | ۲,۰۶ سال | ۶۷ | ۵۶۹,۳(۱۵,۳%, ۱۵,۴%), ۶۰۴,۷(۱۰۰%, ۹۷,۶%), ۷۹۵,۸(۸۷%, ۸۵,۵%), ۸۰۱,۸(۸۸%, ۸,۷%), ۱۰۳۸,۵(۱,۱%, ۱,۰%), ۱۱۶۷,۹(۲,۰%, ۱,۸%), ۱۳۶۵,۱(۳,۳%, ۳,۰%). |
| ^{154}Eu | ۸,۵۹ سال | ۶۱ | ۱۲۳,۰(۱۰۰%, ۴۰,۶%), ۲۴۷,۹(۱۶,۸%, ۶,۹%), ۹۹۶,۳(۳۰,۳%, ۱۰,۵%), ۱۰۰۴,۸(۵۰,۵%, ۱۷,۹%), ۱۲۷۴,۴(۹۵,۰%, ۳۵,۰%). |
| ^{137}Cs | ۳۰,۰۷ سال | ۶۲ | ۶۶۱,۶(۱۰۰%, ۸۵,۱%). |

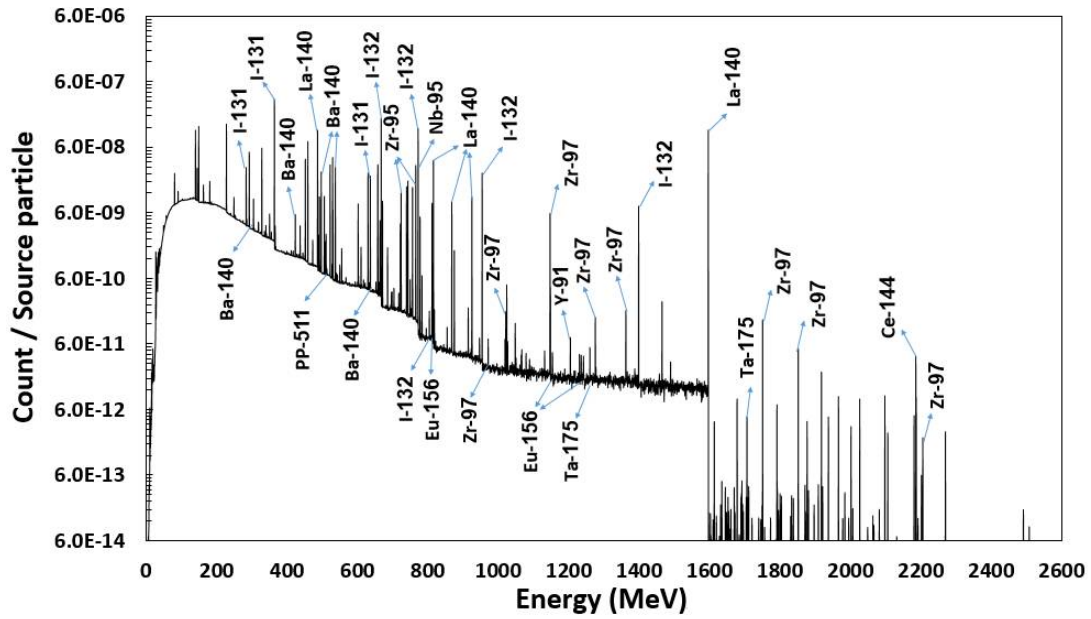


نمودار ۱. تغییرات بازده ذاتی نسبت به انرژی تابش گامای برخوردی برای یک آشکارساز HPGGe نوعی [۳].

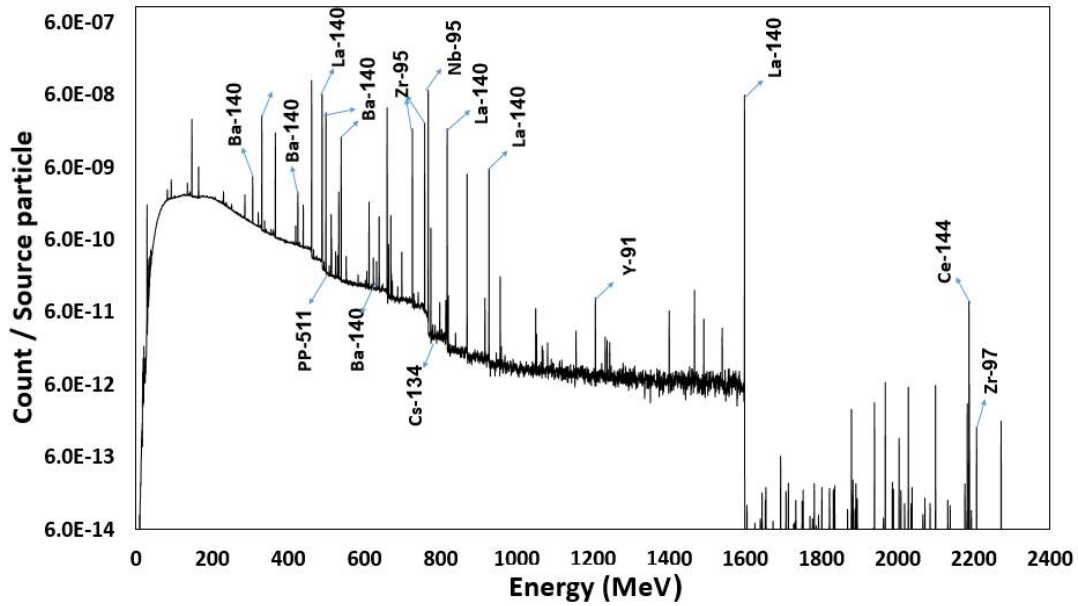
نتیجه‌گیری

تحلیل کیفی و کمی طیف حاصل از یک سوخت و برآورد میزان محتویات برخی پاره‌های شکافت به‌عنوان شاخص میزان مصرف سوخت و نحوه توزیع قدرت در یک مجتمع سوخت، لازم و ضروری می‌باشد. لذا در این مطالعه طیف حاصل از این رادیونوکلیدهای تولید شده در سوخت راکتور تحقیقاتی تهران در میزان مصرف ۳۰٪ در زمان‌های خنک شدن متفاوت (۳، ۳۰، ۱۲۰، ۳۶۰ و ۷۲۰ روز) توسط کدهای محاسباتی MCNPX_{۲/۷} و ORIGEN_{۲/۱} مورد ارزیابی قرار گرفته است. همان‌طور که مشاهده گردید، در زمان‌های خنک شدن کوتاه به‌دلیل وجود تنوع بسیار رادیونوکلیدها، گستره وسیعی از قله‌های تمام انرژی

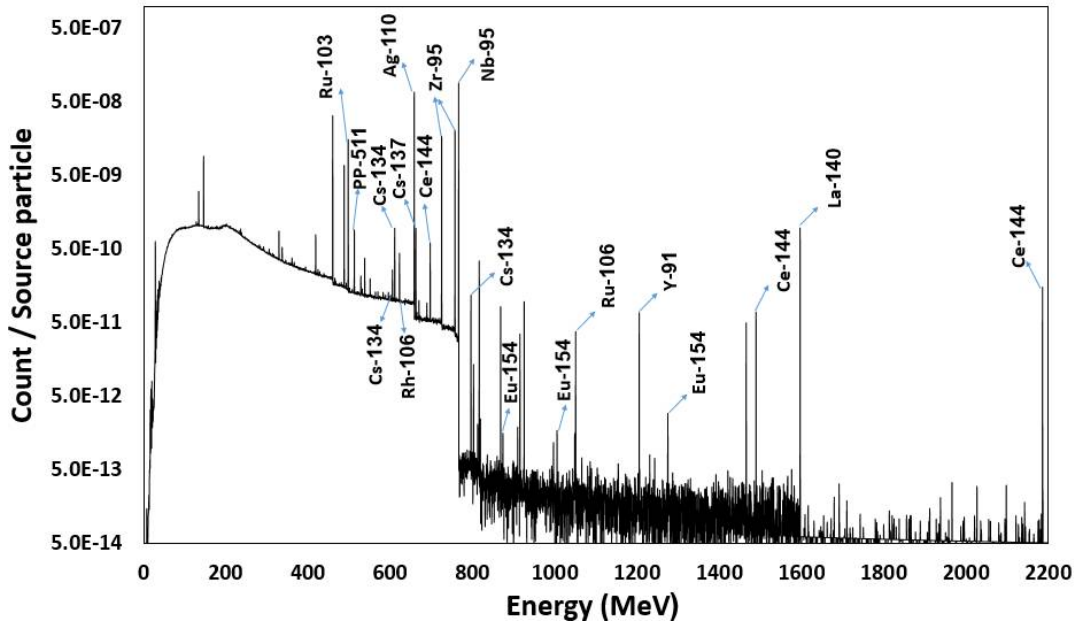
در طیف قابل مشاهده می‌باشد به‌طوری که در زمان خنک شدن ۳ روز، قله‌های مربوط به رادیو نوکلیدهای ^{۱۳۱}I، ^{۱۴۰}Ba، ^{۱۴۰}La و ^{۱۳۱}I به‌عنوان قله‌های غالب در طیف محسوب می‌گردد. در زمان‌های خنک شدن بلندتر با واپاشی رادیونوکلیدهای کوتاه عمر، قله‌های دیگر نمود بیشتری خواهند داشت به‌طوری که در زمان‌های خنک شدن میانی ۶۰ و ۱۲۰ روز قله‌های انرژی رادیوایزوتوپ‌های ^{۹۵}Zr (نیمه عمر ۶۴ روز) و ^{۹۵}Nb (نیمه عمر ۳۵ روز) به‌عنوان قله‌های غالب در طیف می‌باشند و برای زمان‌های خنک شدن زیاد (حدوداً ۲ سال) قله‌های ایزوتوپ‌های ^{۱۳۷}Cs و ^{۱۳۴}Cs در طیف نمود بیشتری داشته و قله‌های قابل مشاهده دیگر مربوط به ^{۱۴۴}Ce و ^{۱۵۴}Eu می‌باشد.



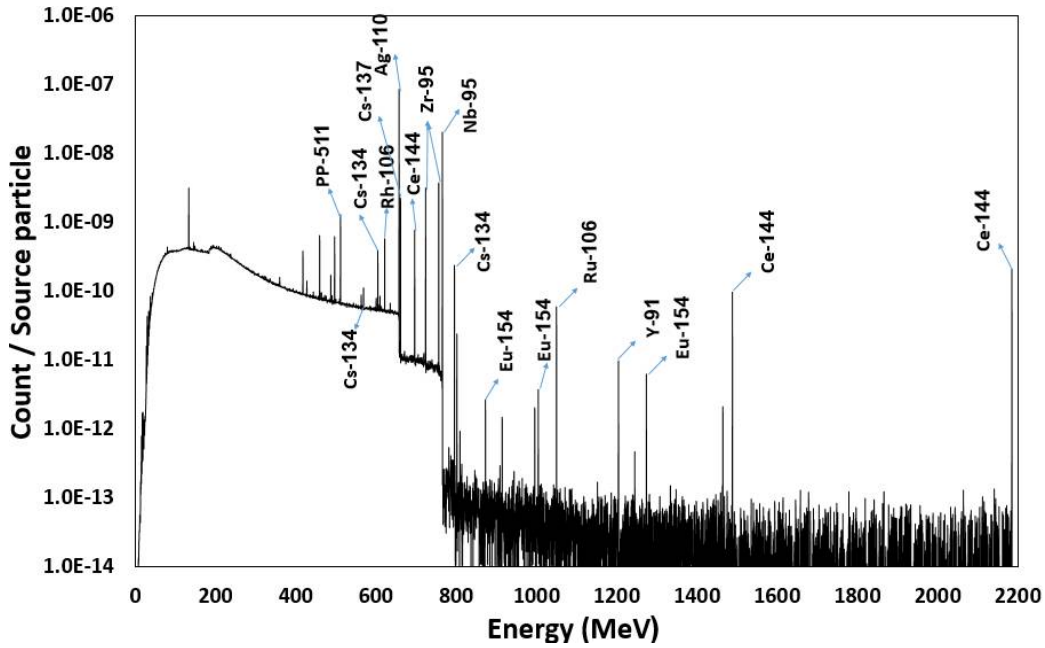
نمودار ۲. طیف شبیه‌سازی شده سوخت راکتور تهران با میزان مصرف ۳۰٪ در زمان خنک شدن ۳ روز پس از تابش دهی.



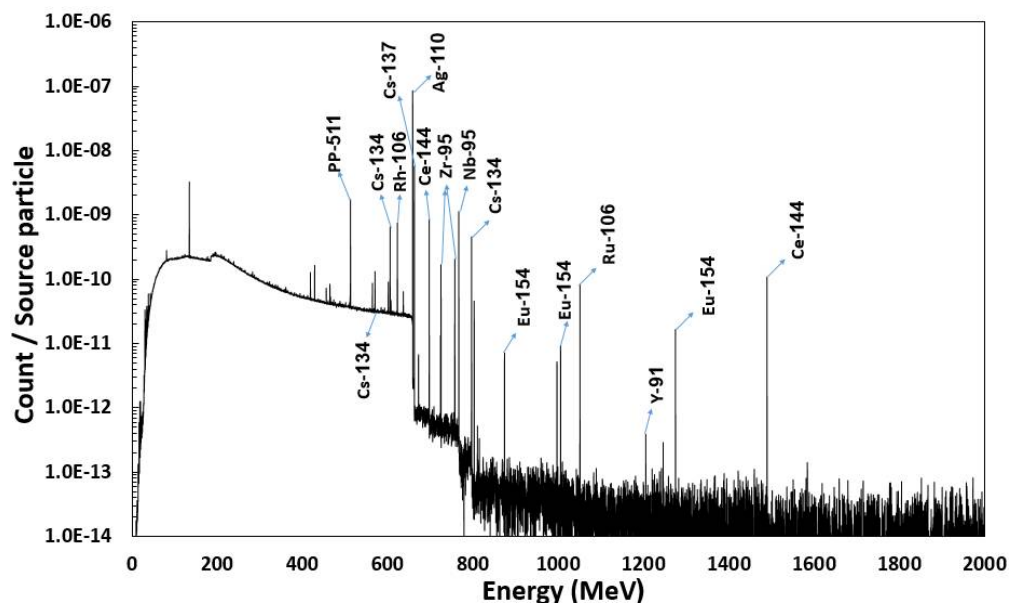
نمودار ۳. طیف شبیه‌سازی شده سوخت راکتور تهران با میزان مصرف ۳۰٪ در زمان خنک شدن ۳۰ روز پس از تابش دهی.



نمودار ۴. طیف شبیه‌سازی شده سوخت راکتور تهران با میزان مصرف ۳۰٪ در زمان خنک شدن ۱۲۰ روز پس از تابش دهی.



نمودار ۵. طیف شبیه‌سازی شده سوخت راکتور تهران با میزان مصرف ۳۰٪ در زمان خنک شدن ۳۶۰ روز پس از تابش دهی.



نمودار ۶. طیف شبیه سازی شده سوخت راکتور تهران با میزان مصرف ۳۰٪ در زمان خنک شدن ۷۲۰ روز پس از تابش دهی

مرجع ها

- [1] B.B. Bevard, Review of Information for Spent Nuclear Fuel Burnup Confirmation, US Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, (2009).
- [2] C. Leuthrot, A. Brissaud, A. Harrer, IAEA Teccdoc-709, IAEA, Vienna (1992).
- [3] L.A.A. Terremoto, C.A. Zeituni, J.A. Perrotta, JER. Da. Silva, Gamma-Ray Spectroscopy on Irradiated Mtr Fuel Elements, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 450 (2000) 495-514.
- [4] M.V. Mora, A.G. Padilla, J.L.C. Palomino, L.A.A. Terremoto, Nondestructive burnup measurements by gamma-ray spectroscopy on spent fuel elements of the RP-10 research reactor, *Progress in Nuclear Energy*, 53 (2011) 344-353.
- [5] T. Akyurek, LP. Tucker, Sh. Usman, Review and Characterization of Best Candidate Isotopes for Burnup Analysis and Monitoring of Irradiated Fuel, *Annals of Nuclear Energy*, 69 (2014) 278-91.
- [6] S. Vaccaro, S. J. Tobin, A. Favalli, B. Grogan, P. Jansson, H. Liljenfeldt, V. Mozin, J. Hu, P. Schwalbach, A. Sjöland, PWR and BWR Spent Fuel Assembly Gamma Spectra Measurements, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 833 (2016) 208-25.
- [7] A.G. Croff, User's Manual for the Origen2 Computer Code, Oak Ridge National Lab, TN (USA), (1980).
- [8] L.S. Waters, Mcnpx User's Manual, Los Alamos, (2002).

- [9] A. Lashkari, H. Khalafi, S.M. Mirvakili, S. Forughi, Neutronic Analysis for Tehran Research Reactor Mixed-Core, *Progress in Nuclear Energy*, 60 (2012) 31-37.
- [10] AEOI Atomic Energy Organization of Iran, Safety Analysis Report for the Tehran Research Reactor (LEU), Tehran-Iran, (2001).
- [11] J. Navarro, T.A. Ring, D.W. Nigg, A Feasibility and Optimization Study to Design a Nondestructive Atr Fuel Permanent Scanning System to Determine Fuel Burnup, *Nuclear Data Sheets*, 118 (2014) 571-74.
- [12] M. Svadlenkova, L. Heraltova, V. Juricek, M. Kostal, E. Novak, Gamma Spectrometry of Short Living Fission Products in Fuel Pins, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 739 (2014) 55-62.
- [13] T. Akyurek, L.P. Tucker, S. Usman, Review and Characterization of Best Candidate Isotopes for Burnup Analysis and Monitoring of Irradiated Fuel, *Annals of Nuclear Energy*, 69 (2014) 278-91.
- [14] E. Browne, J.M. Dairiki, R.E. Doebler, Table of Isotopes, National Standard Reference Data System (1978).