

امکان‌سنجی تولید رادیونوکلید صنعتی پرومتیم-۱۴۷ به روش پرتودهی نوترونی نئودیمیم در رآکتور تحقیقاتی تهران

سیداحسان حسینی، محمد قنادی مراغه، علی بهرامی سامانی*، سیمیندخت شیروانی، حجت‌اله صالحی

پژوهشکده‌ی مواد و سوخت هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۸۴۸۶-۱۱۳۴۵، تهران - ایران

مقاله‌ی پژوهشی

تاریخ دریافت مقاله: ۹۸/۳/۳ تاریخ پذیرش مقاله: ۹۸/۱۱/۱۵

چکیده

پرومتیم یکی از عناصر گروه لانتانیدها است که گرچه در زمره عناصر نادر خاکی دسته‌بندی می‌گردد، اما هیچ یک از ایزوتوپ‌های این عنصر به صورت طبیعی بر روی کره زمین یافت نمی‌شود. تمامی ایزوتوپ‌های این عنصر رادیواکتیو هستند. رادیوایزوتوپ ^{147}Pm به دلیل ویژگی‌های مناسب، یک رادیونوکلید مورد توجه در صنعت است. استفاده از انرژی گرمایی ناشی از واپاشی ذره بتا، چشمه‌های نوری یا ابزارهای بتاولتاییک، چشمه بتا در دستگاه‌های ضخامت‌سنج و به‌ویژه استفاده از آن در مقادیر بسیار کم در حد میلی‌گرم در باتری‌های اتمی، نمونه‌هایی از کاربرد این رادیوایزوتوپ است. روش‌های غالب تولید این رادیونوکلید شامل جداسازی آن از محصولات شکافت و یا پرتودهی نوترونی نئودیمیم-۱۴۶ است. در این مطالعه برای تولید پرومتیم-۱۴۷، نئودیمیم طبیعی در رآکتور تحقیقاتی تهران مورد پرتودهی قرار گرفت. طیف‌های گاما و بتا محصولات پرتودهی آنالیز شد و هم‌چنین محاسبه نظری از طریق حل هم‌زمان معادله‌های دیفرانسیلی زنجیره‌های واپاشی با استفاده از نرم‌افزار متلب، نیز انجام شد. به این ترتیب تطابق قابل قبولی در نتایج به دست آمده و میزان فعالیت و پرتوزایی محصولات مقایسه شد.

کلیدواژه‌ها: پرومتیم-۱۴۷، نئودیمیم، تولید رادیوایزوتوپ، رآکتور تحقیقاتی تهران

Feasibility study of Promethium-147 production as an industrial radionuclide through neutron irradiation of neodymium in Tehran Research Reactor (TRR)

S.E. Hoseini, M. Ghannadi Maragheh, A. Bahrami Samani*, S. Shirvani, H. Salehi

Materials and Nuclear Fuel Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.Box: 11365-8486, Tehran – Iran

Abstract

Promethium is one of the rare earth elements of Lanthanides. This element is not found on the earth's crust. All its isotopes are radioactive. The isotope ^{147}Pm is a pure beta emitter and very useful in industry because of its radioactive specifications. To name its applications one can point to usage as beta source in nuclear gauges, self-luminary lamps and nuclear batteries. This radioisotope produces via two methods, one from extraction of fission products waste and the second from thermal neutron irradiation of ^{146}Nd . In this research, natural neodymium was irradiated in Tehran Research Reactor (TRR) and the gamma and beta spectrums were obtained. In addition, theoretical calculations were done. In this way, acceptable consistency in the results was obtained and the activity and radioactivity of the products were compared.

Keywords: Promethium-147, Neodymium, Radioisotope production, Tehran Research Reactor

*Email: asamani@aeoi.org.ir

۱. مقدمه

دانش تولید و تنوع استفاده از رادیوایزوتوپ‌ها در دنیا هم‌چنان در حال گسترش است. امروزه بالغ بر ۲۰۰ رادیوایزوتوپ در انواع کاربردها استفاده می‌شوند که به‌صورت مصنوعی و عموماً توسط رآکتورهای هسته‌ای یا شتاب‌دهنده‌ها تولید می‌شوند. از زمان کشف شکافت هسته‌ای، بمباران نوترونی هسته‌های هدف در رآکتورها معمول‌ترین روش تولید رادیوایزوتوپ‌ها بوده است [۱]. ویژگی‌های خاص هر رادیوایزوتوپ منجر به کاربرد وسیع آن در موضوعات علمی و تحقیقاتی، پزشکی، صنعتی، محیط زیست و ... می‌شود. در مصارف صنعتی، رادیوایزوتوپ‌ها به‌صورت چشمه‌های بسته رادیواکتیو در کاربردهای متنوعی مانند رادیوگرافی، سالیابی، اکتشافات نفت و گاز، آنالیز مواد معدنی و عناصر سبک، اندازه‌گیری ترکیبات و ردیابی انواع سیالات، ضخامت‌سنجی، مولدهای حرارتی و باتری‌های هسته‌ای استفاده می‌شوند.

به‌عنوان نمونه می‌توان به پرومتیم اشاره نمود. پرومتیم عنصر شماره ۶۱ جدول تناوبی است که در گروه عناصر نادر خاکی قرار گرفته و در طبیعت یافت نمی‌شود. عنصر پرومتیم چند دهه است که برای مصارف آزمایشگاهی و صنعتی مورد توجه خاص قرار گرفته است. تنها رادیوایزوتوپ کاربردی پرومتیم برای مصارف صنعتی و خارج از آزمایشگاه، ^{147}Pm است که معمولاً به صورت ترکیب اکسید (Pm_2O_3) استفاده می‌شود. رادیوایزوتوپ ^{147}Pm در ۹۹/۹۹۴ درصد واپاشی‌ها به حالت پایه ^{147}Sm واپاشی و پرتوی گامای بسیار ضعیفی با انرژی ۱۲۱ keV تولید می‌شود. بیشینه انرژی بتا گسیل شده در این واپاشی برابر با ۲۲۴/۱ keV و انرژی متوسط آن معادل ۶۲ keV است. از آن‌جا که نیم‌عمر ^{147}Pm برابر ۲/۶۲ سال و فعالیت ویژه آن برابر ۹۴۰ Ci/gr است، کاربردهای خاص و متنوعی دارد. در صورت استفاده از این رادیوایزوتوپ برای تولید الکتروسیسته در منابع الکتریکی، چگالی انرژی بالایی در مقایسه با سایر منابع الکتریکی حاصل می‌گردد. از جمله کاربردهای این رادیوایزوتوپ می‌توان به مواردی چون استفاده از انرژی گرمایی ناشی از واپاشی بتا و تولید چشمه‌های گرمایی [۲]، تبدیل انرژی گرمایی به انرژی الکتریکی و سابقاً استفاده در باتری‌های تنظیم‌کننده ضربان قلب [۳]، استفاده در چشمه‌های

نوری با فعال کردن فسفر یا ابزارهای بتاولتاییک [۴]، استفاده به عنوان چشمه بتا در دستگاه‌های ضخامت‌سنج [۵] و هم‌چنین به عنوان یک رادیوایزوتوپ ایده‌آل با مقادیر بسیار کم (در حد میلی‌گرم) جهت استفاده در باتری‌های هسته‌ای، اشاره نمود. سیستم‌های میکروالکترومکانیکی در یک بسته‌بندی کوچک، نیاز به یک منبع الکتروسیسته بسیار کوچک دارند. در پیل‌های شیمیایی، با کاهش ابعاد مقدار انرژی ذخیره شده به‌صورت نمایی کاهش می‌یابد و لذا انرژی لازم در ابعاد کوچک قابل تأمین نیست. در این کاربرد پیل‌های هسته‌ای می‌توانند به‌صورت لایه‌های بسیار نازک وجود داشته باشند. یک باتری هسته‌ای نیمه‌رسانا با استفاده از ^{147}Pm عمر مفیدی برابر حداقل ۵ سال دارد. این باتری‌ها برای دستگاه‌ها و تجهیزاتی که باید به صورت از راه دور و طولانی‌مدت فعالیت نمایند، بدون نیاز به شارژ، تعمیر و تعویض، در گستره وسیعی از تغییرات محیطی (دما و فشار) و نیز در فضا و در زیر آب برای اهداف عملیاتی، تحقیقاتی و نظامی کاربرد دارند. اگرچه به دلیل تابش فوتون‌های گامای کم‌انرژی، خطرات زیستی آن بسیار ناچیز است، با این وجود در تمامی این کاربردها موضوعات حفاظت در برابر پرتو کاملاً رعایت می‌شود.

معمولاً رادیوایزوتوپ ^{147}Pm از دو روش متفاوت تولید می‌گردد. در روش سنتی، ^{147}Pm از محصولات حاصل از شکافت اورانیم ۲۳۵ جداسازی می‌شود. روش سنتی استفاده از محصولات شکافت در ایالات متحده به دلیل تحمیل هزینه‌های سنگین و صعودی و نیز تولید پسمان‌هایی با رادیواکتیویته بالا و نیمه‌عمرهای بسیار طولانی ادامه نیافت. روش دوم تولید پرومتیم با بمباران نوترونی نئودیمیم با نوترون‌های حرارتی مطابق با واکنش $^{147}\text{Pm}(\beta^-)^{147}\text{Nd}(n,\gamma)^{146}\text{Nd}$ و در نهایت جداسازی ^{147}Pm از ماده هدف است. تولید ^{147}Pm در نتیجه تابش نوترون به نئودیمیم (ترجیحاً غنی شده با ایزوتوپ ^{146}Nd) برای چندین سال در حال انجام بود. در حالی که استحصال ^{147}Pm خالص از هدف دارای ^{146}Nd ، به صورت عملی با استفاده از ستون کروماتوگرافی و همراه با توسعه الزامات فنی، در سال ۲۰۰۸ با استفاده از یک رآکتور شار بالا توسعه داده شد [۶]. در سال ۲۰۱۰ مطالعه دیگری در خصوص ناخالصی‌های تولیدی همراه با پرومتیم در خلال بمباران نوترونی، انجام شد [۷]. در این تحقیق مقدار ناخالصی‌های

فعالیت هر یک از ایزوتوپ‌های تولید شده براساس معادلات عمومی تولید هسته‌های هدف و فروپاشی آن‌ها به هسته‌های دختر محاسبه می‌شوند. معادلات دیفرانسیلی تولید و واپاشی رادیونوکلیدها براساس شکل ۱ به ترتیب زیر می‌باشد.

$$dN_1(t)/dt = -\sigma_{12} \phi N_1(t) \quad (1)$$

$$dN_2(t)/dt = \sigma_{12} \phi N_1(t) - \sigma_{23} \phi N_2(t) + \lambda_{10} N_{10}(t) \quad (2)$$

$$dN_3(t)/dt = \sigma_{23} \phi N_2(t) - \sigma_{34} \phi N_3(t) + \lambda_{11} N_{11}(t) - \lambda_3 N_3(t) \quad (3)$$

$$dN_4(t)/dt = \sigma_{34} \phi N_3(t) - \sigma_{45} \phi N_4(t) \quad (4)$$

$$dN_5(t)/dt = \sigma_{45} \phi N_4(t) - \sigma_{56} \phi N_5(t) \quad (5)$$

$$dN_6(t)/dt = \sigma_{56} \phi N_5(t) - \sigma_{67} \phi N_6(t) - \lambda_6 N_6(t) \quad (6)$$

$$dN_7(t)/dt = -\sigma_{78} \phi N_7(t) + \lambda_6 N_6(t) - \lambda_7 N_7(t) \quad (7)$$

$$dN_8(t)/dt = (\sigma_{78} \phi N_7(t) - \sigma_{89} \phi N_8(t) - \lambda_8 N_8(t)) \quad (8)$$

$$dN_9(t)/dt = (\sigma_{89} \phi N_8(t) - \sigma_{910} \phi N_9(t) + (\sigma_{910} \phi N_8(t) - \lambda_9 N_9(t)) \quad (9)$$

$$dN_{10}(t)/dt = -\sigma_{1011} \phi N_{10}(t) + \lambda_9 N_9(t) - \lambda_{10} N_{10}(t) \quad (10)$$

$$dN_{11}(t)/dt = \sigma_{1011} \phi N_{10}(t) - \sigma_{11} \phi N_{11}(t) + (\sigma_{910} \phi N_8(t) + \lambda_9 N_9(t) - \lambda_{11} N_{11}(t)) \quad (11)$$

$$dN_{12}(t)/dt = \sigma_{612} \phi N_6(t) - \sigma_{1213} \phi N_{12}(t) \quad (12)$$

$$dN_{13}(t)/dt = \sigma_{1213} \phi N_{12}(t) - \sigma_{1314} \phi N_{13}(t) - \lambda_{13} N_{13}(t) \quad (13)$$

$$dN_{14}(t)/dt = \sigma_{1314} \phi N_{13}(t) - \sigma_{1415} \phi N_{14}(t) \quad (14)$$

$$dN_{15}(t)/dt = \sigma_{1415} \phi N_{14}(t) - \sigma_{15} \phi N_{15}(t) - \lambda_{15} N_{15}(t) \quad (15)$$

$$dN_{16}(t)/dt = \sigma_{1516} \phi N_{15}(t) + \sigma_{916} \phi N_9(t) - \sigma_{1617} \phi N_{16}(t) - \lambda_{16} N_{16}(t) + \lambda_{13} N_{13}(t) \quad (16)$$

$$dN_{17}(t)/dt = \sigma_{1617} \phi N_{16}(t) - \sigma_{1718} \phi N_{17}(t) - \lambda_{17} N_{17}(t) \quad (17)$$

$$dN_{18}(t)/dt = \sigma_{1718} \phi N_{17}(t) - \sigma_{18} \phi N_{18}(t) + \lambda_{15} N_{15}(t) - \lambda_{18} N_{18}(t) \quad (18)$$

در معادلات فوق $N_i(t)$ تعداد هسته‌های هر نوکلید در زمان t است. سطح مقطع جذب نوترون توسط هر هسته i و تولید نوکلید بعدی $i+1$ ، با σ_{i+1} نشان داده شده است. λ_i ثابت واپاشی هر نوکلید می‌باشد. سطح مقطع‌ها و ثابت‌های واپاشی استفاده شده در معادله‌های ۱ تا ۱۸ از مرجع [۸] استخراج شده است.

تعداد هسته‌های هر یک از رادیونوکلیدهای فوق برحسب زمان با حل هم‌زمان معادلات ۱ تا ۱۸ و محاسبه مقادیر $N_i(t)$ به دست آمده و فعالیت آن‌ها نیز با استفاده از رابطه $A_i(t) = \lambda_i N_i(t)$ محاسبه می‌گردد. محاسبات براساس بمباران 100 میلی گرم اکسید نئودیمیم طبیعی در طول زمان پرتودهی 120 ساعت و در شار نوترون حرارتی 2×10^{13} و $2.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ انجام شده است.

رادیوایزوتوپی هم تولیدی همراه با ^{147}Pm ، ناشی از بمباران نوترونی و هم‌چنین تأثیر آن‌ها بر حفاظ مورد نیاز، ارزیابی شده و نتایج مهمی را برای توسعه پروتیمیم در کاربردهای کم‌قدرت با نمونه‌های تابش دیده حاوی ^{146}Nd فراهم کرد. در حالی که این رادیونوکلید تا به حال در کشور تولید نشده هم‌چنان پژوهش‌های جدیدی در روش‌های جداسازی و استفاده از آن در سطح جهان در حال انجام می‌باشد. در مطالعه حاضر امکان‌سنجی تولید این رادیونوکلید صنعتی به روش پرتودهی نئودیمیم طبیعی در رآکتور تحقیقاتی تهران همراه با محاسبات نظری بررسی و ارزیابی شده است.

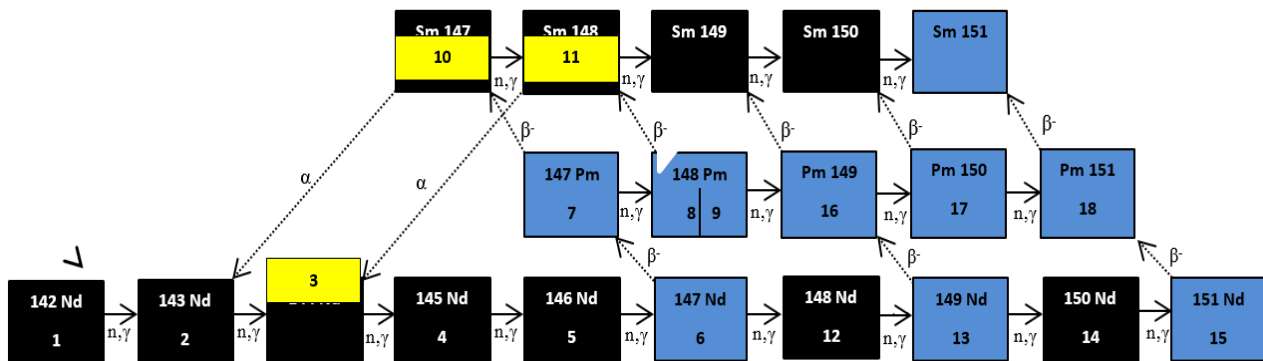
۲. روش کار

۱.۲ محاسبات نظری

اولین گام در امکان‌سنجی تولید یک رادیوایزوتوپ، محاسبات نظری و نتایج به دست آمده از نرم‌افزارهای محاسباتی است. محاسبات نظری به دو روش حل مستقیم معادله دیفرانسیلی و انجام محاسبات با استفاده از بسته نرم‌افزاری MATLAB انجام شده است. در این امکان‌سنجی از نئودیمیم طبیعی با فراوانی ایزوتوپی مطابق جدول ۱ استفاده شده است. پرتودهی نئودیمیم طبیعی با نوترون‌های حرارتی و با توجه سطح مقطع جذب نوترون، منجر به واکنش گیراندازی نوترون و تولید رادیوایزوتوپ‌های متوالی شده و در نهایت پس از واپاشی بتازای ^{147}Nd باعث تولید ^{147}Pm می‌شود. محاسبات براساس شماتیک طرح واپاشی و شماره‌گذاری رادیوایزوتوپ‌های تحت پرتودهی نوترون حرارتی و محصولات تولیدی مطابق شکل ۱ انجام شده است.

جدول ۱. فراوانی ایزوتوپی نئودیمیم طبیعی

ایزوتوپ	فراوانی % (NA)
^{142}Nd	۲۷٫۱۳
^{143}Nd	۱۲٫۱۸
^{144}Nd	۲۳٫۸
^{145}Nd	۸٫۳
^{146}Nd	۱۷٫۱۹
^{148}Nd	۵٫۷۶
^{150}Nd	۵٫۶۴



شکل ۱. طرح شماتیک واپاشی و شماره‌گذاری رادیوایزوتوپ‌های تحت پرتودهی نوترون حرارتی و محصولات تولیدی.

جدول ۲. قله‌های اصلی انرژی رادیوایزوتوپ‌های مورد مطالعه

رادیوایزوتوپ	انرژی گاما (keV)	شدت (%)	انرژی بتا (keV)	شدت (%)
¹⁴⁷ Nd	۹۱،۱۰۵	۲۷،۹	۸۰،۴۶	۸۱
	۱۲۰،۴۸	۰،۴	۳۶۴،۷	۱۴،۶
¹⁴⁷ Pm	۱۲۱،۲۲۰	۰،۰۰۲۹	۲۲۴،۱	۹۹،۹۹
	۱۹۷،۲۹۹	۳،۴×۱۰ ^{-۷}		
¹⁴⁹ Pm	۲۸۵،۹۵۰	۳،۱		
	۸۵۹،۴۶	۰،۱۰۹		
¹⁵¹ Pm	۲۷۵،۲۱	۶،۷		
	۳۴۰،۰۸	۲۲		

۳. نتایج

۱.۳ نتایج محاسبات

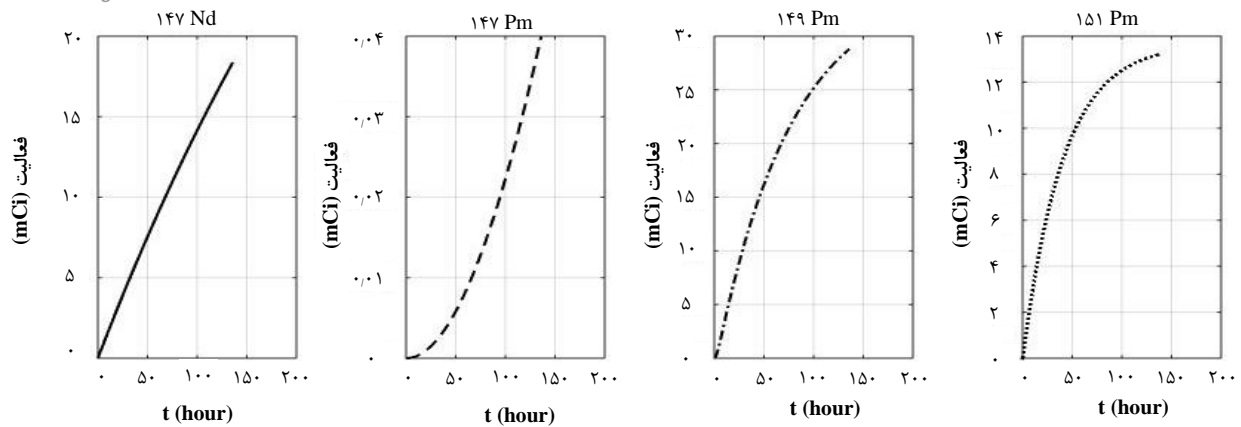
براساس محاسبات نظری مقدار فعالیت هسته‌های ¹⁴⁷Nd، ¹⁴⁷Pm، ¹⁴⁹Pm و ¹⁵¹Pm بلافاصله پس از پایان پرتودهی در شکل ۲ دیده می‌شود. با اتمام پرتودهی، فرایند تولید هسته‌های ¹⁴⁷Nd متوقف شده اما روند تولید هسته‌های ¹⁴⁷Pm، ¹⁴⁹Pm و ¹⁵¹Pm ناشی از واپاشی هسته‌های مادر هم‌چنان ادامه دارد.

چنان‌چه ملاحظه می‌گردد فعالیت پرتوایی رادیوایزوتوپ ¹⁴⁷Pm نسبت به ¹⁴⁷Nd پس از پایان پرتودهی بسیار کم‌تر است. البته بلافاصله پس از پایان پرتودهی آهنگ تولید و مصرف این دو برعکس شده و براساس شکل ۳ با کاهش مستمر مقدار ¹⁴⁷Nd، پس از فاصله زمانی تقریباً ۷۰ روز فعالیت ¹⁴⁷Pm به حداکثر مقدار خود می‌رسد. در این مدت سایر رادیوایزوتوپ‌های پرومتیم همگی با توجه به نیمه‌عمر کوتاه‌شان تقریباً به طور کامل از بین رفته‌اند.

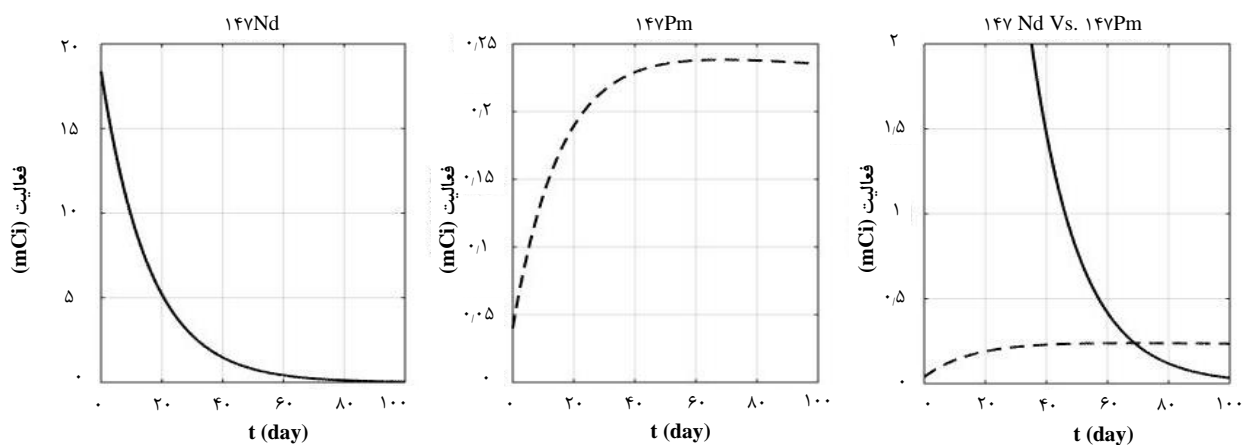
۲.۲ آزمایشات تجربی

کلیه مواد شیمیایی استفاده شده از جمله اکسید نئودیمیم طبیعی با ترکیب شیمیایی Nd₂O₃ و درجه خلوص ۹۹/۹ درصد محصول شرکت Merck می‌باشند. به منظور آنالیز نمونه‌ها سیستم طیف‌سنجی گاما مدل SILENA ساخت کشور ایتالیا مجهز به آشکارساز HPGe و شمارشگر سنتیلاتور مایع مدل QUANTULUS-۱۲۲۰ ساخت کشور فنلاند مورد استفاده قرار گرفت.

برای آماده‌سازی نمونه به منظور پرتودهی، مقدار ۱۰۰ میلی‌گرم اکسید نئودیمیم طبیعی در ۰/۴ میلی‌لیتر اسید نیتریک ۲۱٪ به طور کامل حل شد. محلول حاصل در یک کپسول کوارتز قرار گرفته و در دمای ۱۲۰°C در آون خشک گردید. پس از این‌که کپسول‌های کوارتز کاملاً بسته شد، درون ظرف آلومینیمی قرار گرفت. نمونه‌های تهیه شده در رآکتور تحقیقاتی تهران با شار نوترون گرمایی $2-2,5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ به مدت تقریباً ۱۲۰ ساعت مورد پرتودهی قرار گرفت. نمونه‌ها پس از پرتودهی در ۵ میلی‌لیتر آب مقطر حل شده و مقدار ۵۰ میکرولیتر از آن به حجم ۲۵۰ میلی‌لیتر رسانده شده و بعد از گذشت حدود ۹۵ ساعت پس از پایان پرتودهی، طیف گامای محلول حاصل با استفاده از یک سیستم طیف‌سنجی گاما مجهز به آشکارساز HPGe با زمان شمارش ۱۵ دقیقه، به دست آمد. اندازه‌گیری و محاسبه فعالیت پرتوایی هر یک از رادیوایزوتوپ‌ها براساس قله‌های انرژی گاما مطابق جدول ۲ انجام شده است [۹].



شکل ۲. تغییرات زمانی تولید هسته‌های ^{147}Nd ، ^{147}Pm ، ^{149}Pm و ^{151}Pm در پرتودهی ۱۰۰ میلی‌گرم نئودیمیم طبیعی با نوترون حرارتی.



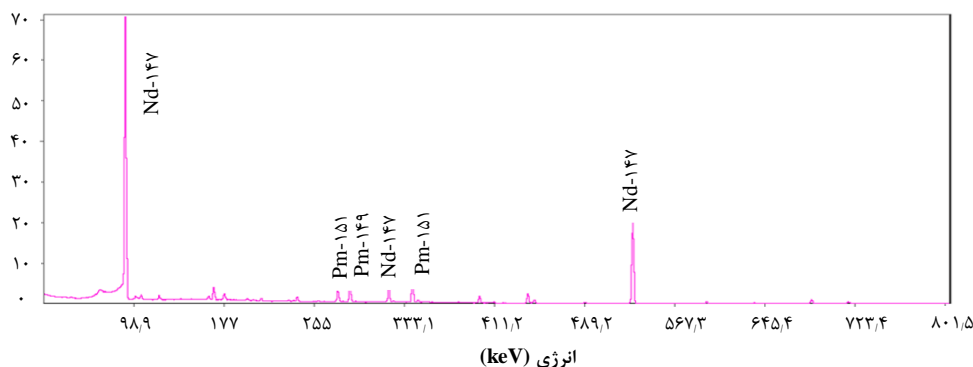
شکل ۳. تغییرات زمانی فعالیت ^{147}Nd و ^{147}Pm در فاصله زمانی ۱۰۰ روز پس از پرتودهی.

آهنگ دز تابشی کاهش یافته نمونه، به صورتی که انجام عملیات نمونه‌سازی و آنالیز با لحاظ محدودیت‌های حفاظت در برابر اشعه قابل انجام باشد، زمان کوتاه و بهینه‌ای معادل ۹۵ ساعت پس از پایان پرتودهی و به ترتیب معادل ضریب حدود ۱/۸ و ۳/۴ برابر نیمه‌عمر رادیوایزوتوپ‌های فوق، برای اندازه‌گیری‌های تجربی طیف گامای سایر رادیوایزوتوپ‌های پرومیتیم انتخاب شد.

براساس نتایج حاصل از طیف فوق و با لحاظ کردن بازده آشکارسازی و نیز تأثیر ضریب تصحیح رقیق‌سازی نمونه، فعالیت پرتوزایی هر یک از رادیوایزوتوپ‌ها محاسبه و نتایج در جدول ۳ قابل مشاهده می‌باشد. کلیه نتایج حاصل از اندازه‌گیری‌ها با اعمال ضریب واپاشی برای زمان پایان پرتودهی محاسبه شده‌اند.

۲.۲. طیف گاما

با توجه به جدول ۲ ملاحظه می‌گردد که تنها انرژی گامای رادیوایزوتوپ ^{147}Pm در محدوده یکی از قله‌های انرژی رادیوایزوتوپ ^{147}Nd (محدوده ۱۲۰ keV) قرار دارد که به دلیل تفاوت زیاد در اکتیویته آن‌ها و شدت بسیار کم گامای حاصل از یکی، در عمل امکان جداسازی هم‌پوشانی قله‌های آن‌ها در طیف حاصل از تحلیل‌گر چندکاناله وجود ندارد. بنابراین برای اندازه‌گیری و مقایسه نتایج تجربی با محاسبات، از طیف انرژی گامای حاصل از ^{149}Pm و ^{151}Pm مطابق جدول ۲ استفاده گردید. طیف به دست آمده از آشکارساز و تحلیل‌گر مربوط به قله‌های انرژی گامای حاصل از نمونه در شکل ۴ دیده می‌شود. با توجه به نیمه‌عمر نسبتاً کوتاه این رادیوایزوتوپ‌ها (به ترتیب برابر ۵۳ و ۲۸ ساعت) و با اندازه‌گیری متناوب



شکل ۴. طیف گامای حاصل از نمونه پرتودیده در فاصله زمانی حدود ۱۰۰ ساعت پس از پرتودهی.

جدول ۳. مقایسه فعالیت رادیوایزوتوپها پس از مدت ۱۲۰ ساعت پرتودهی با نوترون حرارتی

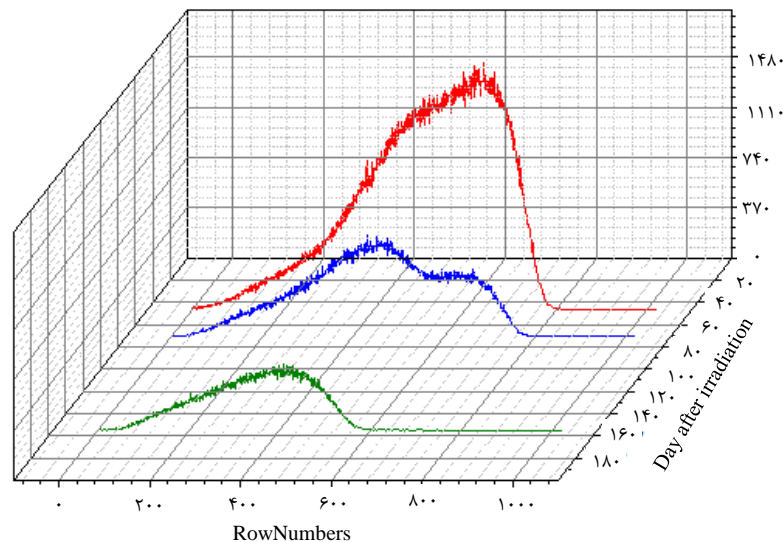
فعالیت (mCi)				شار نوترون n/cm ² .s	
¹⁵¹ Pm	¹⁴⁹ Pm	¹⁴⁷ Pm	¹⁴⁷ Nd		
-	-	۰٫۰۲۴۷	۱۳٫۲۶۷۹	۲×۱۰ ^{۱۳}	حل مستقیم معادله دیفرانسیلی
-	-	۰٫۰۳۰۹	۱۶٫۵۸۴۸	۲٫۵×۱۰ ^{۱۳}	
۱۰٫۳۶۷۵	۲۱٫۹۳۸۸	۰٫۰۲۵۲	۱۳٫۲۴۲۸	۲×۱۰ ^{۱۳}	نظری
۱۲٫۹۵۸۲	۲۷٫۳۹۲۹	۰٫۰۳۱۵	۱۶٫۵۴۶۴	۲٫۵×۱۰ ^{۱۳}	محاسبه نرم‌افزاری
۱۲٫۲	۲۵٫۷	-	۱۲٫۸	۲-۲٫۵×۱۰ ^{۱۳}	اندازه‌گیری تجربی
±۵٫۵۲	±۱٫۴۷	-	±۰٫۴۱		خطای اندازه‌گیری (%)

۳.۳ طیف بتا

مقدار ۲۰ میکرولیتر از نمونه پرتودیده پس از نمونه‌سازی و آماده‌سازی شیمیایی، در فاصله زمانی ۵۰ تا ۱۶۰ روز پس از پایان پرتودهی با استفاده از دستگاه سنتیلاتور مایع آنالیز شد. با توجه به شکل ۵، ملاحظه می‌گردد در اولین اندازه‌گیری در فاصله کوتاهی پس از پایان پرتودهی، طیف انرژی بتا مربوط به هسته‌های ¹⁴⁷Nd و ¹⁴⁷Pm به صورت همپوشانی دامنه و با قله‌های جداگانه دیده می‌شود. با کاهش پیوسته فعالیت هسته مادر و در نتیجه افزایش فعالیت هسته دختر، قله‌ها با تفکیک واضح‌تری مشاهده شده و بیشینه فعالیت هسته‌های ¹⁴⁷Pm در طیف میانی و پس از گذشت زمان تقریباً ۷۰ روز پس از پایان پرتودهی، ملاحظه می‌گردد. با افزایش زمان ماندگاری نمونه تا حدود ۱۶۰ روز و واپاشی تمامی هسته‌های ¹⁴⁷Nd، طیف بتا حاصل از هسته‌های ¹⁴⁷Pm به‌وضوح و به تنهایی ملاحظه می‌شود.

۴. بحث و نتیجه‌گیری

در این مطالعه روش تولید پرومتیم با پرتودهی نوترونی نئودیمیم مورد بررسی تجربی و نظری قرار گرفت. در این روش برای به دست آوردن مقادیر ¹⁴⁷Pm مورد انتظار، با توجه به نیمه‌عمر مادر و دختر، باید زمان لازم برای واپاشی مادر و تولید این رادیوایزوتوپ حتی تا ۱/۵ سال در نظر گرفته شود [۱۰]. در این تحقیق بررسی نتایج به دست آمده از آزمایش‌های تجربی و مقایسه آن‌ها با مقادیر نظری و محاسباتی، تطابق قابل قبولی را در محدوده اعداد نشان می‌دهد. علی‌رغم این که گزارش شار رآکتور در محل نمونه‌ها دارای خطای ذاتی است، اختلاف موجود در نتایج به شکل قابل انتظاری در نتیجه تأثیر عواملی است که در محاسبات لحاظ نشده ولی در عمل حادث می‌شود. از مهم‌ترین این عوامل می‌توان به ثابت نبودن جمعیت نوترونی و توان رآکتور، تغییرات شار در محل نمونه، جذب نوترون در محفظه نمونه و سایر ناخاصی‌های موجود، اشاره کرد. با توجه به این که فراوانی طبیعی نئودیمیم-۱۴۶ حدود ۱۷٪ است، در صورت استفاده از نئودیمیم غنی شده با غنای حداقل ۹۰٪، اکتیویته تولیدی بیش از ۵ برابر افزایش خواهد یافت.



شکل ۵. طیف بتای حاصل از نمونه پرتودیده در فاصله زمانی حدود ۵۰ تا ۱۶۰ روز پس از پرتودهی.

مراجع

1. World nuclear association, Radioisotope in industry, U.S atomic energy commission, Division of technical information. <http://www.world-nuclear.org>.
2. R.S. Copper, R.A. Andelin, R.K. Robinson, *Development of high-temperature isotope ^{147}Pm heat source*, *Trans. Amer. Nucl. Soc.*, **10**, 453 (1969).
3. L.C. Olsen, Betavoltaic energy conversion, Donald W. Douglas Laboratories, Richland, Washington 99352, *U.S.A. Energy Conversion* **13**, 117–127 (1973).
4. R.A. English, et al., *Apollo experience report-protection against radiation*, *NASA Technical note No. TN D-7080* (March 1973).
5. IAEA, *Manual On Nuclear Gauges*, (International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1996).
6. Jr. Knapp, et al., *U.S. Patent No: US 7435399 B2* (14 October, 2008).
7. J.H. Hinderer, M.Sc. thesis, *University of Tennessee*, (2010).
8. Evaluated Nuclear Data File (ENDF), <https://www-nds.iaea.org>.
9. R.B. Firestone, V.S. Shirley, *Table of Isotopes*, (U. S. Department of energy, 1996).
10. S. Heinitz, et al. *Production, separation and target preparation of ^{171}Tm and ^{147}Pm for neutron cross section measurements*. *Radiochim. Acta.* **105**(10), 801-811(2017).

استفاده از رادیویزوتوپ ^{147}Pm در ضخامت‌سنج‌های هسته‌ای برای تعیین ضخامت کاغذ یا پوشش‌های نازک فلزی با فعالیتی در محدوده ۵۰۰–۱۰۰ میلی‌کوری مرسوم است. مطابق محاسبات به ازای پرتودهی هر گرم نئودیمیم غنی شده با غنای حداقل ۹۰٪، در شار نوترون حرارتی $7.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ به مدت یک ماه، پس از گذشت تقریباً ۷۰ روز پس از پایان پرتودهی، حدود ۶۰ میلی‌کوری ^{147}Pm تولید می‌شود. بنابراین با پرتودهی چند گرم نئودیمیم غنی شده با چنین درجه غنا و شرایط پرتودهی، می‌توان چشمه مورد نظر پرومیتیومی را برای این کاربردها به دست آورد. همچنین برای ساخت یک باطری هسته‌ای از نوع بار مستقیم، یک چشمه $^{147}\text{Pm}_2\text{O}_3$ با فعالیتی حدود ۲/۵ Ci مناسب است که با پرتودهی حدود ۴۰ گرم نئودیمیم غنی شده با چنین درجه غنا و شرایط پرتودهی، می‌توان به آن دست یافت. البته با توجه به ناخالصی‌ها و سایر عوامل محدودکننده موجود در شرایط عملی، مقادیر واقعی کم‌تر از اعداد فوق خواهند بود. با این حال تولید این رادیویزوتوپ برای کاربردهای صنعتی، با استفاده از رآکتور تحقیقاتی تهران امکان‌پذیر است.