



جداسازی ^{153}Sm از ناخالصی رادیوایزوتوپ‌های Eu تولید شده در هدف ساماریوم (Sm) طبیعی پرتودهی شده

سیده زهرا اسلامی راد*^۱، مجتبی شمسایی^۲، رضا قلی پورپیوندی^۱، محمد قنادی مراغه^۱، علی بهرامی سامانی^۲، سیمین دخت شیروانی^۱
۱- پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۱۳۶۵-۸۴۸۶، تهران - ایران
۲- دانشکده مهندسی هسته‌ای و فیزیک، دانشگاه صنعتی امیرکبیر، صندوق پستی: ۴۴۱۳-۱۵۸۷۵، تهران - ایران

چکیده: تولید ^{153}Sm از بمباران نوترونی هدف ساماریوم طبیعی، تولید ناخالصی‌های ^{154}Eu ، ^{155}Eu ، ^{156}Eu را به دنبال دارد. بنابراین میزان و روش جداسازی این ناخالصی‌ها حایز اهمیت است. این مقاله جداسازی ^{153}Sm از ایزوتوپ‌های Eu با استفاده از روش کروماتوگرافی تبادل یون را مورد مطالعه قرار می‌دهد. ساماریوم طبیعی به صورت پودر اکسید آن (Sm_2O_3) در نیتریک اسید حل و در داخل محفظه‌ی آلومینیومی در رآکتور ۵MW تهران با شار نوترونی $5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ پرتودهی شد. نمونه‌ی پرتودهی شده در هیدروکلریک اسید حل و به ستون کروماتوگرافی حاوی رزین Dowex-50Wx8 با اندازه‌ی ذرات ۲۰۰ تا ۴۰۰ مش تزریق و ^{153}Sm با بهره‌ی جداسازی بیش از ۶۵٪ و خلوص رادیونوکلیدی ۹۹٫۸٪ از ناخالصی‌های Eu جداسازی شد.

واژه‌های کلیدی: رادیونوکلید، ساماریوم-۱۵۳، خلوص رادیونوکلیدی، جداسازی، رزین Dowex-50Wx8 کروماتوگرافی تبادل یون

Separation of Eu Radioisotopes Impurity from Irradiated Natural Sm Target for Purification of ^{153}Sm

S.Z. Islami Rad*^{1,2}, M. Shamsaei², R. Gholipour Peyvandi¹, M. Ghannadi Maragheh¹, A. Bahrani Samani², S. Shirvani¹
1- Nuclear Fuel Cycle Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI, P.O.Box: 11365-8486, Tehran - Iran
2- Nuclear Engineering and Physics Department, Amir Kabir University, P.O. Box: 15875-4413, Tehran-Iran

Abstract: The ^{153}Sm production by neutron bombardment of a natural samarium target produces ^{154}Eu ، ^{155}Eu ، ^{156}Eu impurities. Therefore, it is important to investigate amount of impurities and their separation methods. In this study, ^{153}Sm was separated from Eu radioisotopes by ion exchange chromatography. Natural Sm_2O_3 powder was dissolved in HNO_3 and encapsulated in aluminum foils. The target was irradiated by Tehran 5MW Research Reactor with the neutron flux of $5 \times 10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. The irradiated target was dissolved in HCl and was injected into a chromatography column that was packed with Dowex-50Wx8, 200-400 mesh resin. As a result, ^{153}Sm was separated with recovery yield more than 65% with a purity better than 99.8% from Eu impurities.

Keywords: Radionuclide, Samarium-153, Radionuclidic Purity, Separation, Dowex-50Wx8 Resin, Ion Exchange Chromatography



می‌باشد، رادیونوکلید ^{152}Sm با فعالیت ویژه‌ی بالا به سرعت از ^{152}Sm تولید می‌شود. با گسیل ذره‌ی β^- به ^{152}Eu واپاشیده می‌شود که اگرچه پایدار است ولی با جذب نوترون‌های گرمایی در رآکتور منجر به تولید ناخالصی‌های ^{154}Eu و ^{155}Eu می‌گردد.

در روش دوم، ساماریم طبیعی تحت بمباران نوترونی در یک رآکتور قرار می‌گیرد. چون ساماریم طبیعی دارای ۷ ایزوتوپ با درصد‌های فراوانی مختلف می‌باشد (جدول ۱)، علاوه بر تولید ناخالصی‌های ^{154}Eu و ^{155}Eu ، ناخالصی ^{156}Eu نیز تولید می‌شود. لذا، میزان ناخالصی‌های تولید شده نسبت به روش اول بسیار بالاتر است. در جدول ۲ داده‌های هسته‌ای مورد استفاده برای ارزیابی رادیونوکلیدهای ^{152}Sm و ^{152}Eu و نحوه‌ی تشکیل آن‌ها ارائه شده است [۷].

مقادیر ناخالصی‌های تولید شده در پرتودهی هدف ساماریم طبیعی، از حل ماتریسی معادلات واپاشی ایزوتوپ‌های ساماریم، با استفاده از برنامه‌ی نوشته شده در محیط MATLAB، به دست می‌آید. معادلات واپاشی، معادلات دیفرانسیلی $\frac{dN_i}{dt} = [A] \cdot N_i$ را تشکیل می‌دهد. برنامه N_i را محاسبه و مقدار فعالیت هر نوکلید را از طریق رابطه‌ی $A_i = \lambda_i N_i$ برآورد می‌کند که در جدول ۳ آورده شده است. هم‌چنین تولید ناخالصی‌ها با استفاده از کد TALYS 1.0، در گستره‌ی نوترون‌های گرمایی محاسبه شده است. با توجه به مقادیر بالای ناخالصی‌های تولید شده در روش دوم، جداسازی این ناخالصی‌ها به منظور خالص‌سازی رادیونوکلید ^{152}Sm از اهمیت خاصی برخوردار است.

جدول ۱- ایزوتوپ‌های مختلف ساماریم و مشخصات آن‌ها

ایزوتوپ‌های ساماریم	فراوانی (%)	نیم-عمر	سطح مقطع جذب نوترونی (بارن)
^{144}Sm	۳٫۱	-	۱٫۶
^{145}Sm	-	۳۴۰ روز	۲۸۰
^{146}Sm	-	1.03×10^8 سال	۲٫۴۵
^{147}Sm	۱۵	1.06×10^{11} سال	۵۶
^{148}Sm	۱۱٫۳	7×10^{15} سال	۲٫۴
^{149}Sm	۱۳٫۸	-	۴۰۱۰۰
^{150}Sm	۷٫۴	-	۱۰۲
^{151}Sm	-	۹۳ سال	-
^{152}Sm	۲۶٫۷	-	۲۰۶
^{153}Sm	-	۴۶ ساعت	۴۲۰
^{154}Sm	۲۲٫۷	-	۷٫۲
^{155}Sm	-	۲۲٫۳ دقیقه	-

۱- مقدمه

^{152}Sm ، با نیم-عمر ۴۶٫۲۷ ساعت، یک بتا گسیل با انرژی بیشینه‌ی ۰٫۸۱ MeV و انرژی متوسط ۰٫۲۳ MeV است. برد متوسط تابش بتای آن در بافت نرم ۰٫۶ میلی‌متر، در آب ۰٫۵ میلی‌متر و بیشینه‌ی آن در آب ۳ میلی‌متر است. این خواص سبب شده است این رادیونوکلید به عنوان یک رادیوداروی درمانی در کاهش درد متاستاز استخوان مورد استفاده قرار گیرد. ^{152}Sm علاوه بر بتا، پرتو گاما با انرژی ۱۰۳ keV و فراوانی ۰٫۲۸ نیز گسیل می‌کند که می‌تواند نحوه‌ی توزیع ساماریم در بدن را با بهره‌گیری از یک دوربین گاما نشان دهد [۱ و ۲].

تولید ^{152}Sm از طریق پرتودهی نوترونی هدف‌های ^{152}Sm غنی شده چندان اقتصادی نیست، در نتیجه در این مقاله، تولید رادیونوکلید ^{152}Sm از طریق پرتودهی ساماریم طبیعی مورد بررسی قرار می‌گیرد. اما این روش سبب تولید ناخالصی رادیوایزوتوپ‌های ^{152}Eu می‌شود.

برای جداسازی ^{152}Sm و ^{152}Eu از روش‌های کاهش نوری یون، تبادل یونی و استخراج حلالی استفاده شده است. کی‌یو و همکارانش با استفاده از روش کاهش نوری اروپیم را از کنسانتره‌ی ساماریم، اروپیم و گادولینیم جداسازی نمودند [۳]. شوانت و همکارانش با استفاده از استخراج حلالی و کاهش نوری اروپیم را از استرانسیم جدا کردند [۴]. هیرایی و همکارانش نیز با بهره‌گیری از کاهش نوری در مرحله‌ی استخراج معکوس (استیرینگ) اروپیم را از مخلوط ساماریم، اروپیم و گادولینیم جداسازی کردند [۵].

این مقاله جداسازی ^{152}Sm از ناخالصی‌های ^{152}Eu با استفاده از روش تبادل یونی را مورد بررسی قرار می‌دهد. این روش علاوه بر این که از نظر اقتصادی مقرون به صرفه است، یک روش انتخابی بوده و هم‌چنین قابل اجرا در پشت حفاظ مناسب می‌باشد [۶].

۲- تئوری

برای تولید ^{152}Sm روش‌های مختلفی وجود دارد که از میان آن‌ها دو روش بیش‌تر مورد توجه است. در روش اول، ^{152}Sm غنی‌شده (با فراوانی ۰٫۹۸٪) تحت بمبارانی نوترونی در یک رآکتور هسته‌ای قرار می‌گیرد. با توجه به این که سطح مقطع جذب نوترون‌های گرمایی توسط ^{152}Sm نسبتاً بالا (۲۰۶ بارن)

**جدول ۲- داده‌های هسته‌ای مورد استفاده برای ارزیابی رادیونوکلیدهای ^{152}Sm و Eu و روش تولید آن‌ها**

روش تولید رادیونوکلیدها			قله‌های گامای مورد استفاده در ارزیابی			
سطح مقطع واکنش	درصد فراوانی طبیعی	واکنش هسته‌ای	درصد (%)	انرژی (keV)	نیم-عمر	رادیونوکلید
۲۰۶	^{152}Sm ٪۲۶٫۷	$^{152}\text{Sm}(n, \gamma)^{153}\text{Sm}$	۲۸	۱۰۳	۴۶٫۳ ساعت	^{153}Sm
۳۹۰	-	$^{153}\text{Sm}(\beta, T_{1/2} = 46,3\text{h}) \rightarrow$ $^{153}\text{Eu}(n, \gamma)^{154}\text{Eu}$	۴۰٫۵	۱۲۳٫۱	۸٫۵ سال	^{154}Eu
۵٫۵	^{154}Sm ٪۲۲٫۷	$^{154}\text{Sm}(n, \gamma)$ $^{155}\text{Sm}(\beta, T_{1/2} = 22,1\text{min}) \rightarrow ^{155}\text{Eu}$	۳۲٫۷ ۲۱٫۸	۸۶٫۵ ۱۰۵٫۳	۴٫۶۸ سال	^{155}Eu
۴۰۴۰	-	$^{155}\text{Eu}(n, \gamma)^{156}\text{Eu}$	۱۰٫۳ ۸٫۹۶	۸۱۱٫۸ ۸۹	۱۵٫۲ روز	$^{154,155}\text{Eu}$

جدول ۳- مقادیر فعالیت پرتوزایی نظری ناخالصی‌های Eu حاصل از پرتودهی نوترونی ۱mg ساماریم اکسید طبیعی

مدت زمان پرتودهی- زمان خنک شدن (روز)	شار نوترونی رآکتور $\text{cm}^{-2}\text{S}^{-1}$	فعالیت ^{153}Sm (mCi)	فعالیت ^{154}Eu (μCi)	فعالیت ^{155}Eu (μCi)	فعالیت ^{156}Eu (μCi)	فعالیت $^{154,155,156}\text{Eu}$ (μCi)
۵-۰	5×10^{13}	۲۱۳٫۱	۰٫۴۸	۱۳٫۹۵	۶۷٫۳۰	۸۱٫۷۴
۵-۳۰	5×10^{13}	۰٫۰۰۵	۰٫۴۸	۱۳٫۸۰	۱۷٫۱۵	۳۱٫۴۳

۳- روش کار

۳-۱ آماده‌سازی هدف

مقدار ۱ میلی‌گرم پودر اکسید ساماریم طبیعی Sm_2O_3 (Rasayan / ۹۹/۹) در ۱ میلی‌لیتر نیتریک اسید یک درصد حل و به داخل ویال منتقل و در مجاورت گاز نیتروژن در دمای ۱۰۰ تا ۱۲۰°C قرار گرفت. پس از ۱ ساعت نمونه در انتهای ویال به صورت جامد درآمد. ویال پس از انتقال به داخل محفظه‌ی آلومینیومی در رآکتور تحقیقاتی تهران، با شار نوترونی $5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ به مدت ۵ روز پرتودهی گردید. در پایان پرتودهی، هدف در کلریدریک اسید ۱ مولار حل شد [۸].

۳-۲ طیف‌سنجی

تشخیص و ارزیابی رادیونوکلیدهای گاماگسیل با استفاده از آشکارساز ژرمانیم با خلوص بالا^(۱) (EurisyS 2000) انجام

پذیرفت. فعالیت پرتوزایی ^{153}Sm تولید شده پس از ۱۲۰ ساعت برابر ۶٫۶۶ تا ۷٫۴۰ GBq تعیین و حضور ناخالصی‌های ^{154}Eu و ^{155}Eu همراه ^{153}Sm در فرایند پرتودهی هدف ساماریم طبیعی تأیید شد.

۳-۳ روش جداسازی

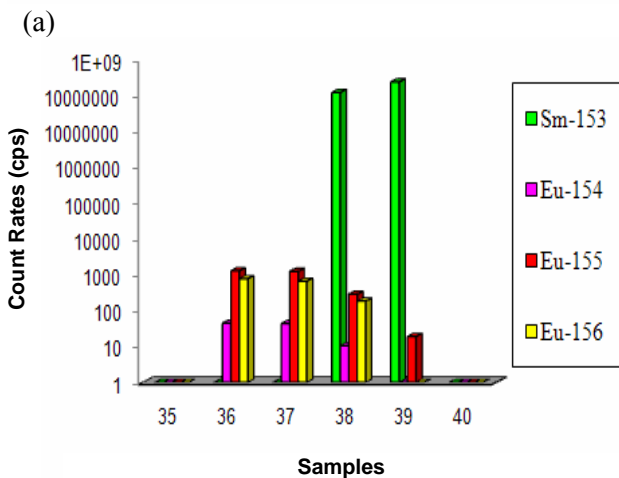
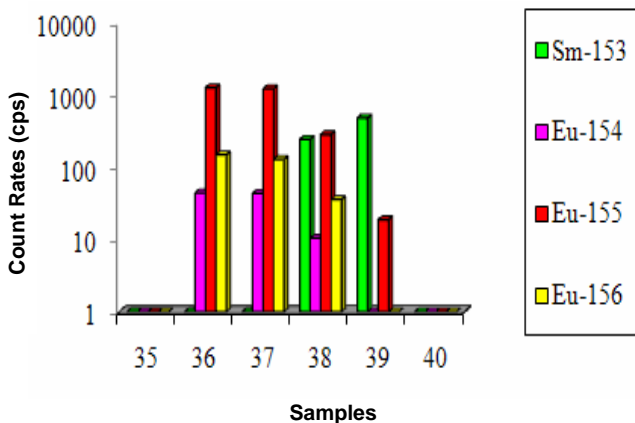
برای جداسازی ناخالصی‌های Eu از رزین تبادل یونی استفاده شد. محلول ساماریم کلرید وارد ستونی از رزین Dowex-50Wx8 با اندازه‌ی ذرات ۲۰۰ تا ۴۰۰ مش و به ابعاد (۰٫۳۸۴ سانتی متر مربع \times ۲۵ سانتی متر) شد. ستون ابتدا با آب مقطر و سپس با ۲۰۰ میلی‌لیتر از محلول ۰٫۲ مولار بوتیریک اسید^(۲) با $\text{pH}=4,8$ شستشو داده شد.



پس از پرتودهی $1,5 \times 10^7$ برابر است که از طریق فرمول زیر محاسبه می‌شود:

$$\frac{\text{Sm}}{\text{Eu}} = \frac{\frac{\text{تعداد شمارش برای Sm}}{\text{بازده شمارنده} \times \text{نسبت انشعاب}}}{\frac{\text{تعداد شمارش برای Eu}}{\text{بازده شمارنده} \times \text{نسبت انشعاب}}} \quad (1)$$

که مطابق با خلوص رادیونوکلیدی بیش تر از ۹۹٫۸٪ است.



(b)

شکل ۱- میزان جداسازی ناخالصی‌های ^{154}Eu ، ^{155}Eu و ^{156}Eu از ^{153}Sm تولید شده؛ (a) پس از ۵ روز پرتودهی نوترونی ۱ میلی‌گرم ساماریم طبیعی، (b) پس از ۳۶ روز خنک‌سازی.

۴- نتایج

فعالیت نمونه‌های جمع‌آوری شده از محلول خروجی ستون با استفاده از شمارش پرتوزایی آن‌ها به کمک یک آشکارساز ژرمانیم با خلوص بالا اندازه‌گیری شد. شکل ۱ نمودار تغییرات آهنگ شمارش نمونه‌های گرفته شده از محلول خروجی ستون را نشان می‌دهد. در این مطالعه، ۴۰ نمونه ۵ میلی‌لیتری جمع‌آوری گردید. با توجه به این که ^{155}Eu شاخص‌ترین ناخالصی تولید شده، دارای قله‌ای در انرژی $105,3\text{keV}$ است که بسیار نزدیک به قله ^{153}Sm می‌باشد و از آن جایی که ناخالصی‌های ^{154}Eu ، ^{155}Eu و ^{156}Eu دارای نیم-عمرهای طولانی تری نسبت به ^{153}Sm هستند، این موضوع باعث بروز مشکلاتی در تحلیل طیف‌سنجی گاما می‌گردد. لذا برای تعیین دقیق‌تر مقدار آن‌ها و برای جلوگیری از هم‌پوشانی قله‌های انرژی، تمام نمونه‌ها پس از گذشت چندین نیم-عمر ^{153}Sm در نوبت‌های مختلف مورد شمارش قرار گرفتند. در شمارش نمونه‌ها پس از گذشت ۱۰ تا ۲۰ نیم-عمر ^{153}Sm مقدار ناخالصی‌ها با دقت بسیار بالایی تعیین گردید. در این پژوهش نمونه‌ها بلافاصله پس از پرتودهی و هم‌چنین پس از ۳۶ روز خنک‌سازی شمارش شدند (جدول‌های ۴ و ۵).

براساس نتایج جدول ۴ و شکل ۱، ابتدا Eu از ستون جدا شسته می‌شود و در نمونه‌ی ۳۵ آهنگ شمارش پایین آن معرف میزان خروج پایین آن است. بیش‌ترین میزان خروج آن در نمونه‌ی ۳۶ مشاهده می‌شود. در حالی که بیش‌ترین میزان خروج Sm را در نمونه‌ی ۳۹ داریم. در این نمونه ناخالصی Eu به کم‌تر از ۴٪ رسیده است و در نمونه‌ی ۴۰ اثری از Eu و Sm مشاهده نمی‌شود.

با توجه به این که ^{154}Eu و ^{155}Eu دارای نیم-عمرهای طولانی (۴٫۶۸ و ۸٫۵ سال) هستند، فعالیت پرتوزایی آن‌ها نسبت به ^{153}Sm (نیم-عمر ۴۶٫۲۷ ساعت)، پس از پرتودهی بسیار پایین‌تر می‌باشد. در نتیجه خلوص‌سازی و استفاده از ^{153}Sm بلافاصله پس از پرتودهی پیشنهاد می‌شود (جدول ۵).

هم‌چنین تحلیل طیف گامای نمونه‌های جمع‌آوری شده، در اطراف قله ^{153}Sm (نمونه‌ی ۳۹) نشان می‌دهد که در این ناحیه فعالیت پرتوزایی ^{153}Sm نسبت به ^{154}Eu ، ^{155}Eu و ^{156}Eu ، ۵ روز پس از پرتودهی و پس از ۳۶ روز خنک‌سازی ۳۰ برابر می‌باشد و ۵ روز



جدول ۴- نتایج شمارش نمونه‌ها پس از ۵ روز پرتودهی و ۳۶ روز خنک‌سازی

عناصر	انرژی (keV)	درصد فروپاشی	نمونه ۳۵	نمونه ۳۶	نمونه ۳۷	نمونه ۳۸	نمونه ۳۹	نمونه ۴۰
^{153}Sm	۱۰۳	۲۸	ND*	ND	ND	۲۴۵,۸۵	۴۸۸,۱۵	ND
^{154}Eu	۱۲۳,۱	۴۰,۵	ND	۴۴,۶۴	۴۳,۹۴	۱۰,۵۳	۰,۸۱	ND
^{155}Eu	۸۶,۵	۳۲,۷۰	۰,۲۵	۱۲۸۶,۳۶	۱۲۴۱,۱۸	۲۸۸,۲۶	۱۹,۰۱۶	ND
^{156}Eu	۸۹	۸,۹۶	ND	۱۵۱,۸۰	۱۱۷,۳۰	۳۶,۱۱	ND	ND

* مشاهده نشد.

جدول ۵- نتایج شمارش نمونه پس از ۵ روز پرتودهی

عناصر	انرژی (keV)	درصد فروپاشی	نمونه ۳۵	نمونه ۳۶	نمونه ۳۷	نمونه ۳۸	نمونه ۳۹	نمونه ۴۰
^{153}Sm	۱۰۳	۲۸	ND	ND	ND	۱۲۳۹۳۲۳۶	۲۴۶۰۷۵۵۲۴	ND
^{154}Eu	۱۲۳,۱	۴۰,۵	ND	۴۵,۲۵	۴۴,۲۹	۱۰,۶۱	۰,۸۱	ND
^{155}Eu	۸۶,۵	۳۲,۷	۰,۲۵	۱۳۰۵,۲۹	۱۲۵۹,۴۴	۲۹۲,۵	۱۹,۲۹	ND
^{156}Eu	۸۱,۸	۱۰,۳	ND	۷۸۳,۶۱	۶۷۰,۱۶	۱۸۶,۴۴	ND	ND

۵- بحث و نتیجه‌گیری

پس از ۵ روز پرتودهی هدف ساماریم طبیعی با نوترون‌های گرمایی، ۱۸۰ تا ۲۰۰ میلی کوری ^{153}Sm تولید شد. اگرچه پرتودهی کوتاه مدت ساماریم ^{153}Sm غنی شده در شار نوترونی بالا سبب افزایش فعالیت پرتوزایی تا سه برابر می‌شود و میزان تولید ناخالصی رادیونوکلیدهای Eu کاهش می‌یابد، ولی با توجه به بالا بودن قیمت هدف غنی شده، اقتصادی نمی‌باشد. اما چون ساماریم طبیعی ارزان‌تر از ساماریم-۱۵۲ غنی شده است و جداسازی ناخالصی‌های Eu با استفاده از روش جداسازی تبادل یونی به سهولت انجام می‌پذیرد، لذا می‌توان از ساماریم طبیعی برای تولید ^{153}Sm استفاده کرد.

در جداسازی اروپیم از مخلوط ساماریم، اروپیم و گادولینیم توسط کی‌یو و همکارانش [۳] بهره‌ی جداسازی Eu، ۹۵٪ و خلوص Eu برابر ۹۲٪ به دست آمد [۳] و در جداسازی اروپیم از استرانسیم توسط شوانت و همکارانش [۴] بهره‌ی جداسازی اروپیم برابر ۸۹٪ و خلوص Eu رسوب شده در حدود ۹۵٪ تعیین گردید. با توجه به این که جداسازی Sm از Eu با بهره‌گیری از تفاوت سرعت خروج از ستون، و با استفاده از شوینده‌ی بوتریک اسید و روش تبادل یونی انجام شد و بهره‌ی جداسازی

برابر ۶۶/۵۰٪ و میزان خلوص بالاتر از ۹۹/۸٪ به دست آمد، این روش نسبت به روش‌های دیگر از کارایی بالایی برای جداسازی Sm و Eu برخوردار است، زیرا ساماریم-۱۵۳ جدا شده در این روش دارای خلوص رادیونوکلیدی ۹۹/۸٪ می‌باشد و برای تولید رادیودارو خلوص رادیونوکلیدی بالا مورد نیاز است. لذا، این روش با توجه به زمان کم جداسازی و قابل اجرا بودن در حفاظ سربی و اقتصادی بودن و از همه مهم‌تر درجه‌ی خلوص بالاتر، ^{153}Sm به دست آمده ترجیح داده می‌شود.

پی‌نوشت‌ها:

۱- HPGe

۲- α -HIBA

**References:**

1. M.A. Majali, A.R. Mathakar, H.H. Shimpi, Banerjee, Sharmila, Samuel, Grace: Studies on the preparation and stability of samarium-153 propylene diamine tetramethylene phosphonate (PDTMP) complex as a bone seeker. *Appl. Radiat. Isot.* 53(6), 987-991 (2000).
2. W.K.A. Louw, I.C. Dormehl, van Rensburg A.J., Hugo, N., Alberts, A.S., Forsyth, O.E., Beverly, G., Sweetlove, M.A., Marais, J., Loitter, M.G. van Aswegen, A: Evaluation of samarium-153 and holmium-166-EDTMP in the normal baboon model. *Nucl. Med. & Biol.* 23(8), 935-940 (1996).
3. Qiu, L., Kang, X., Wang, T.: A study on photochemical separation of rare earths the separation of europium from an industrial concentrate material of samarium, europium, and gadolinium. *Separ. Sci. Tech.* 26(2), 199-221 (1991).
4. Schwantes, J.M., Sudowe, R., Nitsche, H., Hoffman, D.C.: Applications of solvent extraction in the high-yield multi-process reduction/separation of Eu from excess Sm. *J. radioanal. Nucl. Chem.* 276(2) (2008).
5. T, Hirai., I, Komasaawa.: Separation of Eu from Sm/Eu/Gd mixture by photoreductive stripping in solvent extraction process. *Ind. Eng. Chem. Res.* 34 (1), 237-243 (1995).
6. Balasubramanian, P. S.: Production of radiochemically and radionuclidically pure ^{153}Sm for medical applications. *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 200(1), 43-51 (1995).
7. Ramamoorthy, N., Saraswathy, P., Das, M.K., Mehra, K.S., Ananthkrishnan, M.: Production logistics and radionuclidic purity aspects of ^{153}Sm for radionuclide therapy. *Nuc. Med. commun.* 23(1), 83-89 (2002).
8. Prabhakar, G., Joshi, Sangeeta.H., Ranganatha, D.K., Umamaheswari, S., Ananthkrishhan, M., Ramamoorthy, N.: Preparation and evaluation of samarium phosphate [^{153}Sm] colloid (SMPC) for possible therapeutic use. *Nucl. Med. Biol.* 27(4), 353-356 (2000).