

ارزیابی زنجیره تأمین رادیونوکلید مولیبدن-۹۹ از طریق شکافت اورانیم با غنای پایین در ایران

محسن طبسی*، علی بهرامی سامانی، سیمیندخت شیروانی آرانی، محمد قنادی مراغه، اکبر محمدی

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

*Email: mtabasi@aeoi.org.ir

مقاله‌ی پژوهشی

تاریخ دریافت مقاله: ۹۹/۱/۳۱ تاریخ پذیرش مقاله: ۹۹/۵/۱۳

چکیده

تکنسیم-۹۹م مهم‌ترین رادیوداروی پزشکی هسته‌ای است که حاصل واپاشی مولیبدن-۹۹ است. در حال حاضر، نیاز ایران به رادیونوکلید مولیبدن-۹۹ به مقدار ۱۲۰ Ci در هفته است. بیش از ۹۰٪ مولیبدن-۹۹ تولیدی در جهان از طریق شکافت اورانیم-۲۳۵ حاصل می‌شود. زنجیره تأمین این رادیونوکلید شامل ماده هدف اورانیم-۲۳۵، رآکتور هسته‌ای، تأسیسات فراوری مولیبدن-۹۹ و تأسیسات تولید ژنراتور مولیبدن-۹۹/تکنسیم-۹۹م است. بررسی پتانسیل‌ها و امکانات موجود در داخل کشور نشان از امکان‌پذیر بودن تولید آن در ایران دارد. این پژوهش به بررسی اجزای زنجیره تأمین این رادیونوکلید در ایران و نحوه همسو کردن آن‌ها و نیز توضیحاتی در مورد انتخاب فرایند رادیوشیمیایی مناسب تولید آن می‌پردازد. هدف اورانیمی به‌صورت صفحات کوچکی که قابلیت پرتوهدی در رآکتور تحقیقاتی تهران را داشته باشد به‌عنوان خوراک واحد تأسیسات فرآوری انتخاب شد. با توجه به محدودیت‌های خاص ایران، روش اصلاحی امور که تلفیقی از روش امور و رومول است، برای هدف‌های اکتاکسید اورانیم-آلومینیم/آلومینیم قابل دسترس ایران، گزینه مناسب تشخیص داده شده و براساس آن فعالیت‌های پژوهشی و اجرایی هدف‌گذاری شدند.

کلیدواژه‌ها: مولیبدن-۹۹، تکنسیم-۹۹م، اورانیم با غنای پایین، فرایند اصلاحی امور، فرایند رومول

Assessment of Mo-99 radioisotope supply chain using LEU in Iran

M. Tabasi*, A. Bahrami Samani, S. Shirvani Arani, M. Ghannadi Maragheh, A. Mohammadi

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

Research Article

Received 19.4.2020, Accepted 3.8.2020

Abstract

Tc-99m is the most important nuclear medicine radioisotope produced from the decay of Mo-99. Currently, Iran's demand for Mo-99 is 120 Ci per week. More than 90% of the Mo-99 in the world is produced via U-235 fission. The supply chain of this radioisotope includes the Uranium target supplier, the nuclear reactor, the Mo-99 processing facility, and the Mo-99/Tc-99m generator manufacturer. Investigation of the domestic existing facilities of Iran shows that its production is feasible inside the country. The present study focuses on the Mo-99 production chain in Iran and presents the appropriate radiochemical method. Uranium targets in the miniplate form with irradiation capability in TRR were accepted as feed for processing unit facilities. According to the special limitations of Iran, the Modified AMOR process, which is a combination of AMOR and ROMOL processes, is identified as the appropriate method for the available U₃O₈-Al/Al targets. The researches and the experimental activities are proposed based on this method.

Keywords: Mo-99, Tc-99m, Low enriched uranium (LEU), Modified AMOR, ROMOL



۱. مقدمه

تولید رادیونوکلید مولیبدن-۹۹ به عنوان مادر رادیوداروی تشخیصی تکنسیم-۹۹m از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است. تولید جهانی این رادیونوکلید حدود 12000 Ci در هفته است [۱].

از میان انواع روش‌های موجود، روش شکافت که به شکافت مولی^۱ معروف است، عمده‌ترین سهم را در تولید این رادیونوکلید به خود اختصاص داده است؛ به طوری که تا سال ۲۰۱۸ میلادی چهار مرکز عمده تولیدکننده مولیبدن-۹۹ جهان با تأمین ۹۰٪ تقاضای جهانی، از این روش استفاده می‌کردند. از سال ۲۰۱۸، شرکت نوردیون کانادا (که تأمین‌کننده حدود ۴۰٪ مولیبدن-۹۹ مصرفی جهان بود) از چرخه تولید خارج شده و مراکز دیگری در حال جایگزین شدن هستند که تولید در اکثر آن‌ها نیز بر مبنای شکافت استوار است. تعدادی از این مراکز، دو رادیونوکلید دارویی دیگر یعنی ید-۱۳۱ و زنون-۱۳۳ را (که همراه مولیبدن-۹۹، قابل استحصال از محصولات شکافت اورانیم هستند)، تولید می‌کنند ولی اهمیت تولید و مقدار مصرف آن‌ها کم‌تر از مولیبدن-۹۹ است.

در ایران از دهه ۷۰ شمسی پروژه‌ای تحت عنوان پروژه MIX، که برگرفته از نام سه رادیونوکلید دارویی حاصل از شکافت اورانیم-۲۳۵ یعنی مولیبدن-۹۹، ید-۱۳۱ و زنون-۱۳۳ است، در آزمایشگاه‌های تحقیقاتی جابرین حیان^۲ سازمان انرژی اتمی ایران شروع شد. هدف از آن پروژه امکان‌سنجی و در نهایت تولید رادیونوکلیدهای دارویی سه‌گانه مذکور با استفاده از پرتودهی اکسید اورانیم با غنای طبیعی در رآکتور تحقیقاتی تهران^۳ و فراوری در سلول‌های داغ^۴ آزمایشگاه جابرین حیان بود [۲-۴].

در اواسط دهه ۸۰ ش. و به دلیل مسایل سیاسی و قطع واردات مولیبدن-۹۹، پروژه مذکور با پروژه ژل مولی^۵ (که مبنای آن فعال‌سازی نوترونی اکسید مولیبدن طبیعی بود) جایگزین شد که با اجرای آن نیاز کشور به این رادیونوکلید برای مدت چندین سال مرتفع شد.

در همان دهه، تحولات فناورانه در حوزه چرخه سوخت هسته‌ای در کشور در حال وقوع بود که دستاورد آن دستیابی به فناوری تولید صفحه سوخت هسته‌ای با غنای پایین اورانیم^۶

(کم‌تر از ۲۰٪) برای رآکتور تحقیقاتی تهران شد. دستیابی به این غنا از اورانیم امکان تولید به مراتب بیش‌تر مولیبدن-۹۹ نسبت به استفاده از اورانیم طبیعی را نوید می‌داد. هم‌چنین امکان دستیابی به هدفی که متجانس با ساختار سوخت رآکتور تهران باشد، مسایل مربوط به پرتودهی هدف را حل می‌کرد.

بدین ترتیب پروژه MIX در قالب جدید باز تعریف شد. آنچه در ادامه این پژوهش ارایه می‌شود، بررسی مجموعه امکانات و توانایی‌های بالقوه کشور و ارایه راهکار مناسب برای تولید 120 Ci در هفته مولیبدن-۹۹ از روش شکافت است.

۲. سنجش و ارزیابی زنجیره تأمین مولیبدن در ایران

تولید مولیبدن-۹۹ شکافت در جهان دارای زنجیره تأمین است که شکل ۱ زنجیره مذکور در دنیا را نشان می‌دهد.

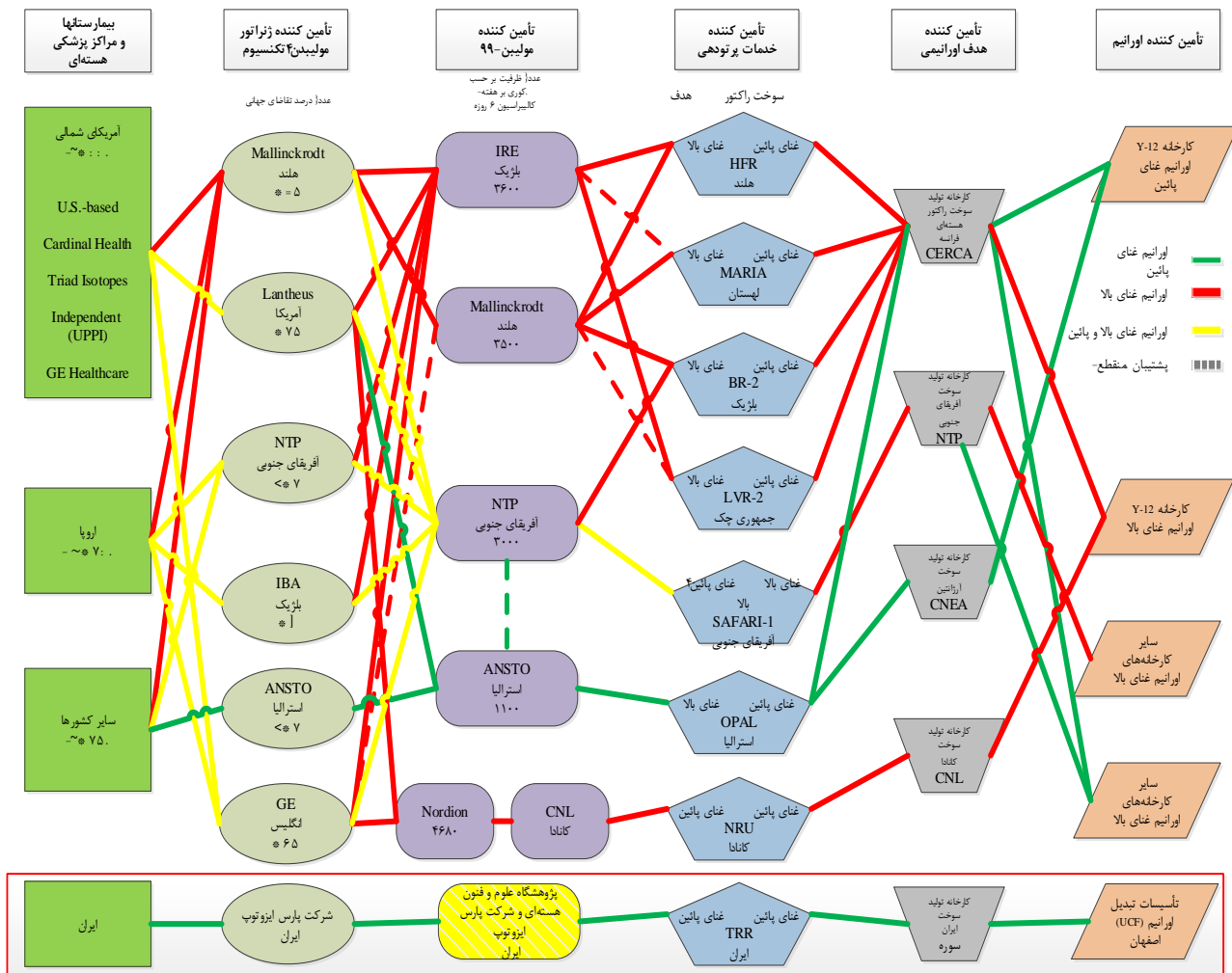
سطر آخر این دیاگرام حلقه‌های زنجیره تأمین را به صورت بالقوه برای ایران نشان می‌دهد. حلقه‌های این زنجیره، به جز حلقه فرایند تأمین مولیبدن-۹۹، به طور کامل در حال فعالیت در زمینه‌هایی به جز تولید مولیبدن-۹۹ شکافت هستند. به عبارت دیگر برای تکمیل زنجیره تأمین مولیبدن-۹۹ نیاز به هماهنگی و اصلاحات در هر یک از حلقه‌های زنجیره بوده که در ادامه به آن پرداخته می‌شود.

۱.۲ منابع اورانیم

بر اساس محاسبات، به منظور تأمین 120 Ci مولیبدن-۹۹ در هفته نیاز به حدود 25 g اورانیم-۲۳۵ است که معادل 5 kg اورانیم با غنای ۲۰٪ در سال (با احتساب ۴۰ نوبت فراوری معادل هر فراوری در یک هفته) خواهد شد. مبنای محاسبات مذکور، پرتودهی ۵ روزه نمونه‌های اورانیمی در شار $10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{sec}^{-1}$ رآکتور تهران، خنک شدن یک شبانه‌روزی نمونه، بازده فرایند شیمیایی ۸۰٪ تا ۹۰٪ و استفاده از آن به مدت یک هفته است. افزون بر این، چندین برابر این مقدار اورانیم در رآکتور تحقیقاتی تهران مصرف خواهد شد. از آنجا که کارکرد رآکتور تهران اختصاص به تولید این رادیونوکلید نداشته و مدیریت سوخت در حیطه تخصصی این پژوهش نیست، برآورد میزان مصرف سوخت رآکتور تهران دقیق نیست. با این حال با احتساب فعالیت شبانه‌روزی رآکتور تهران با ظرفیت کامل، اورانیم مصرف شده چند برابر مقدار فوق خواهد بود که با توجه به ذخیره معادن کشور، امکان تهیه اورانیم موردنیاز برای پروژه مذکور برای مدت بیست سال وجود خواهد داشت. از این رو بابت تأمین اورانیم مورد نیاز پروژه در داخل کشور مشکلی وجود ندارد.

1. Fission Moly
2. Jaber- Ibn-e Hayan Research Laboratories
3. Tehran Research Reactor (TRR)
4. Hot Cells
5. Gelmoly
6. Low Enriched Uranium (<20%)





شکل ۱. زنجیره تأمین مولیبدن در دنیا و ایران [۵].

۲.۲ تأمین ماده هدف اورانیمی

سوخت اولیه رآکتور تحقیقاتی تهران به صورت صفحات آلیاژی اورانیم/آلومینیم ساندویچ شده در صفحات آلومینیمی با غنای بالای اورانیم^۱ بود. در دهه ۷۰ ش. با اجرای دستورالعمل بین‌المللی کاهش غنای سوخت رآکتورهای تحقیقاتی موسوم به RERTR^۲، علاوه بر غنای سوخت، فرم شیمیایی آن از فلزی به اکسیدی U_3O_8 تغییر یافت. فناوری تولید صفحات سوخت رآکتور تهران در داخل کشور در دسترس است. بنابراین تنها با تغییرات اندک می‌توان خط تولید صفحات کوچک^۳ اورانیمی را، که مناسب برای فرایند استحصال مولیبدن-۹۹ باشند، در کنار خط تولید صفحات سوخت داشت.

1. High Enriched Uranium (>% 90)
2. Reduced Enrichment for Research and Test Reactors
3. Mini Plate Targets

علی‌رغم اینکه به کار بردن انواع مختلفی از هدف‌های اورانیم در مراکز تولیدی و تحقیقاتی گزارش شده، با این حال عمده تولید مولیبدن-۹۹ در دنیا با استفاده از صفحات کوچک آلیاژی اورانیم/آلومینیم است. دو دلیل عمده این موضوع، یکی متجانس بودن هدف‌های پرتودهی با عنصر سوخت و تشابه در مسائل نوترونیک و ترموهیدرولیک و دیگری رهایی از بحث ساخت ماده هدف^۴ مراکز تولیدی است.

تفاوت عمده‌ای بین صفحات کوچک اورانیمی قابل تولید در ایران و صفحات کوچک بین‌المللی که مورد استفاده به‌منظور تولید مولیبدن-۹۹ هستند وجود داشته که به ترکیب شیمیایی اورانیم مربوط می‌شود. صفحات قابل ساخت در ایران دارای ترکیب اکسید اورانیم هستند در حالی که در صفحات کوچک بین‌المللی، از اورانیم فلزی استفاده شده‌است.

4. Targeting



بیشتر در قبال میزان تولید محصول کمتر خواهد شد. دلیل دیگر انتخاب این تعداد روز، تنظیم با برنامه هفتگی سامانه‌های حمل و نقل بین‌المللی و بیمارستان‌ها و مراکز تشخیص پزشکی است. خنک‌سازی یک روزه نیز به‌منظور واپاشی محصولات شکافت با نیمه‌عمر کوتاه است، به‌طوری که حدود پانصد رادیونوکلید با نیمه‌عمر کمتر از ۱ ساعت، که ۹۰٪ اکتیویته پایان پرتودهی را به خود اختصاص می‌دهند، واپاشی می‌کنند.

9	IR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	IR-BOX	GR-BOX
8	SFE	CFE	SFE	SFE	SFE	SFE
7	SFE	SFE	SFE	SFE	CFE	SFE
6	SFE	CFE	SFE	IR-BOX	SFE	SFE
5	SFE	SFE	SFE	SFE	CFE	SFE
4	SFE	SFE	CFE	SFE	SFE	SFE
3	IR-BOX	SFE	SFE	SFE	SFE	IR-BOX
2	GR-BOX	IR-BOX	IR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	GR-BOX
1	GR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	GR-BOX
	A	B	C	D	E	F

شکل ۲. آرایش نوعی قلب رآکتور تحقیقاتی تهران.

جدول ۱. مشخصات صفحات کوچک هدف ایرانی و بین‌المللی.

مشخصه	هدف‌های بین‌المللی	هدف خاص ایران	واحد
غناى اورانیم	۱۹,۷۵	۱۹,۲±۰,۲	%
فرم شیمیایی	UAl _k	U ₂ O ₈ Al _k	
ابعاد صفحه	۲۰۰×۵۰×۱,۶۶	۲۰۰×۵۱×۱,۵	mm
ابعاد مغز	۱۸۰×۴۳,۳×۰,۹	۱۶۰×۴۰×۰,۷	mm
جرم اورانیم-۲۳۵	۳,۷۴	۲,۵۹	g
جرم آلومینیم	۳۸,۲۵	۳۴,۷۴	g
مشخصه	هدف‌های بین‌المللی	هدف خاص ایران	واحد
غناى اورانیم	۱۹,۷۵	۱۹,۲±۰,۲	%
فرم شیمیایی	UAl _x	U ₃ O ₈ Al _x	
ابعاد صفحه	۲۰۰×۵۰×۱,۶۶	۲۰۰×۵۱×۱,۵	mm
ابعاد مغز	۱۸۰×۴۳,۳×۰,۹	۱۶۰×۴۰×۰,۷	mm
جرم اورانیم-۲۳۵	۳,۷۴	۲,۵۹	g
جرم آلومینیم	۳۸,۲۵	۳۴,۷۴	g

از مطالعات و محاسبات به عمل آمده مشخص شده که تولید صفحات کوچک به تعداد ۱۰ قطعه در هفته (معادل ۴۰۰ قطعه در سال) با مشخصات جدول ۱ (که با هدف بین‌المللی مقایسه شده است) برای رفع نیاز کشور کافی خواهد بود. در این‌جا مشخصات صفحات کوچکی که با نیاز ایران مطابقت داشته باشد انتخاب شده‌است.

۳.۲ تجهیزات پرتودهی هدف

رآکتور تحقیقاتی تهران با توان ۵ MW، شار نوترونی در حدود 10^{14} تا $10^{14} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ ، داشتن چندین کانال پرتودهی و امکان استفاده از بازتابنده‌های مختلف، مهم‌ترین تجهیز به منظور تولید مولیبدن-۹۹ در مقیاس انبوه (چندصد کوری) به‌شمار می‌آید.

در مطالعات و بررسی‌های به‌عمل آمده، آرایش‌های مختلفی از مجتمع‌های سوخت، کانال‌های پرتودهی و بازتابنده‌ها مورد ارزیابی قرار گرفتند. نتایج مؤید این است که قابلیت تولید مولیبدن از ۱۰۰ تا ۴۰۰ Ci در هفته در رآکتور تحقیقاتی تهران وجود دارد [۷۰].

آرایش نوعی قلب رآکتور تهران مانند شکل ۲ است. در چنین آرایشی بیش‌ترین شار نوترونی در کانال D6 اتفاق افتاده و بیش‌ترین مقدار تولید مولیبدن-۹۹ به‌دست خواهد آمد.

مهم‌ترین برتری رآکتور تهران برای پرتودهی صفحات کوچک هدف، متجانس بودن با صفحات سوخت است به‌طوری که جعبه پرتودهی^۱ و نگهدارنده مجتمع هدف را می‌توان مشابه یکی از کانال‌های پرتودهی و یا مجتمع‌های سوخت در نظر گرفت.

ابعاد صفحات کوچک اورانیمی طوری در نظر گرفته شده‌اند که در ناحیه با شار بالای نوترونی قلب قرار گیرند. هم‌چنین در صورت افزایش تقاضای مولیبدن-۹۹، امکان اضافه کردن محدود صفحات در کانال پرتودهی وجود دارد.

مدت زمان پرتودهی و خنک شدن هدف‌های پرتوپذیر مانند سایر مراکز تولید، به‌ترتیب ۵ روز و ۱ روز در نظر گرفته شده است. این مدت زمان‌ها با توجه به بهره تولید و نیمه‌عمر رادیونوکلیدهای موجود در ایزوبارهای مورد نظر در تمامی مراکز تولید تقریباً یکسان است. با توجه به اینکه نیمه‌عمر مولیبدن-۹۹، ۶۶ ساعت است، پس از ۵ روز پرتودهی مقدار مولیبدن-۹۹ به حدود ۷۵٪ حالت اشباع خود رسیده و پرتودهی بیش‌تر باعث افزایش هزینه پرتودهی و تولید ناخالصی‌های

1. Irradiation Box



دنیا بوده و از این رو فرایند شیمی و رادیوشیمی متفاوت و منحصر به فرد دارد که دانش فنی آن باید با پژوهش و توسعه کسب شود. این ترکیب از اورانیم باعث می شود که امکان استفاده از فرایند رومول که روش مورد استفاده در چند مرکز تولید مولیبدن-۹۹ از جمله روسیه و پاکستان است، منتفی شود. در روش رومول مینا، سوخت اورانیم به صورت آلیاژ فلزی اورانیم/ آلومینیم است که قابلیت انحلال در قلیا را داشته و قسمت اعظم محصولات ناشی از انحلال که سدیم دی اورانات و سدیم آلومینات است به صورت رسوب جدا می شوند. ضمن اینکه این فرایند نیمه اتوماتیک بوده و مراحل مختلف شیمیایی آن قابل کنترل و مستقل از دخالت انسانی است. این موضوع برای فرایندی که در رابطه با مواد شدیداً پرتوزا بوده و کنترل آن نیاز به مهارت فراوان اپراتورها دارد، از اهمیت بالایی برخوردار است.

مشکلی که ماده هدف با فرم شیمیایی اکتاکسید تری اورانیم دارد این است که تنها در اسید قابل حل بوده که روش فراوری مشابه آن برای استحصال مولیبدن-۹۹ فرایند امور است. در این روش پس از حل قرص های اکسید اورانیم، محلول از ستون جداسازی آلومینا و خالص سازی AGIX8 عبور داده شده، سپس به واحدهای تبخیر و تصعید هدایت شده و در نهایت محصول به دست می آید. برتری این روش نسبت به روش رومول حذف مرحله اسیدی کردن محلول است؛ در حالی که برتری روش رومول باقی ماندن قسمت اعظم ناخالصی ها و آلومینیم و اورانیم در رسوب مرحله انحلال است. به دلیل آنکه در روش امور از قرص های دی اکسید اورانیم استفاده می شود، انجام کامل آن برای صفحات اکسید اورانیم قابل اجرا نیست؛ لذا فرایند رادیوشیمیایی خاصی برای آن ابداع شد که به نام فرایند اصلاحی امور نام گذاری شده است. این فرایند خاص ایران بوده که تعیین دقیق معایب و محاسن فرایند رادیوشیمی آن منوط به تکمیل مرحله پژوهش آن است. با این حال روش مذکور جزو معدود انتخابها برای ایران است. طرحواره جریان فرایند اصلاحی امور در شکل ۳ نمایش داده شده است.

با انجام آزمایشهایی با مقادیر کم اورانیم پرتودیده و نیز انجام فرایندهای نشان داده شده در طرحواره جریان بالا بر روی هدف های اکسید اورانیم پرتودیده در رآکتور تهران، مشخص شد که اجرای روش اصلاحی امور امکان پذیر است.

۴.۲ تأسیسات فرآوری و استحصال

بزرگترین چالش در تکمیل زنجیره تأمین مولیبدن در ایران مربوط به این حلقه است. در واقع انتخاب روش تولید مولیبدن-۹۹ بر مبنای شرایط و امکانات این حلقه از زنجیره صورت گرفته است. بدین منظور انواع روش های تولید مولیبدن-۹۹ مورد بررسی قرار گرفتند. فرایندهای مطالعه شده عبارتند از:

- فرایند آلومیناید سامح در کارلسروهه KSA^۱ مبتنی بر انحلال قلیایی صفحات حاوی آلیاژی از اورانیم فلزی و آلومینیم (آلومیناید) در غلاف آلومینیمی.
- فرایند سیلیساید سامح در کارلسروهه KSS^۲ مبتنی بر انحلال اسیدی (فلوئوریدریک) صفحات حاوی آلیاژی از سیلیساید اورانیم (با برتری چگالی بالا) در غلاف آلومینیمی.
- فرایند اصلاحی سامح در کارلسروهه برای انحلال اسیدی هدف های اکسید اورانیم.
- فرایند رومول^۳ برای هضم صفحات آلومینایدی در سود.
- فرایند امور^۴ برای انحلال قرص های دی اکسید اورانیم در اسید نیتریک.
- فرایند اصلاحی امور برای انحلال اسیدی صفحات حاوی اکسید اورانیم و آلومینیم در غلاف آلومینیم.
- فرایند لایت مول^۵ برای انحلال اسیدی (اسید کلریدریک) اورانیم فلزی با غنای طبیعی.
- فرایند قدیمی انستو^۶ در استرالیا برای انحلال قرص های دی اکسید اورانیمی در اسید نیتریک.
- فرایند ولو اکسیداسیون^۷ برای انحلال قرص های دی اکسید اورانیمی در اسید نیتریک.
- فرایند اوبنینسک^۸ برای انحلال پودر اکسید اورانیم پخش شده در اسید روی در اسید نیتریک.
- فرایند اصلاحی سینتی کم^۹ برای انحلال فویل اورانیمی در اسید نیتریک.

به دلایل زیر فرایند اصلاحی امور انتخاب شد:

۱. صفحات کوچک هدف مورد استفاده در این پروژه به لحاظ فرم شیمیایی متفاوت با صفحات کوچک هدف متداول در

1. Karlsruhe Sameh Aluminide
2. Karlsruhe Sameh Silicide
3. ROsendorf MOLybdenum Process ®
4. Anlage Zur MOLybdenum Production Rosendorf Process
5. LITEMOL
6. ANSTO
7. VOLOXIDATION
8. Obninsk
9. CINTICHEM





شکل ۴. تأسیسات سلول‌های داغ آزمایشگاه‌های جابربن‌حیان.

۳. راکتور تحقیقاتی تهران فاقد تجهیزات پرتودهی، ترخیص و انتقال هدف‌های مورد نظر به تأسیسات فرآوری بوده و طراحی آن‌ها وابستگی شدید به نوع فرایند شیمی دارد که انجام بخش اعظم آن در حیطه وظایف این حلقه از زنجیره تأمین است.

۴. عموم محدودیت‌ها در طراحی و بهره‌برداری از فرایند و مسایل بین‌المللی مربوط به این حلقه می‌باشد؛ بدین مفهوم که امکانات و شرایط تهیه هدف، ساختار راکتور تهران و محدودیت‌های سلول‌های داغ، باعث انتخاب ناگزیر و انجام پژوهش در مورد روشی کاملاً منحصر به فرد برای ایران در بخش فرایند شده است.

۵.۲. تأسیسات تولید ژنراتور مولیبدن / تکنسیم و تأسیسات بیمارستانی و مراکز تشخیصی
 دو حلقه مذکور تنها حلقه‌هایی از زنجیره تأمین هستند که به طور مستمر از سال‌های پیش فعالیت داشته‌اند. در واقع به دلیل نیاز بیماران و تأمین مولیبدن-۹۹ مورد نیاز از طریق واردات، نیازی به ایجاد تغییرات و اصلاح در این دو حلقه زنجیره نبوده و تمام طراحی‌ها، پژوهش‌ها و اصلاحات در سایر حلقه‌های زنجیره صورت می‌پذیرد.

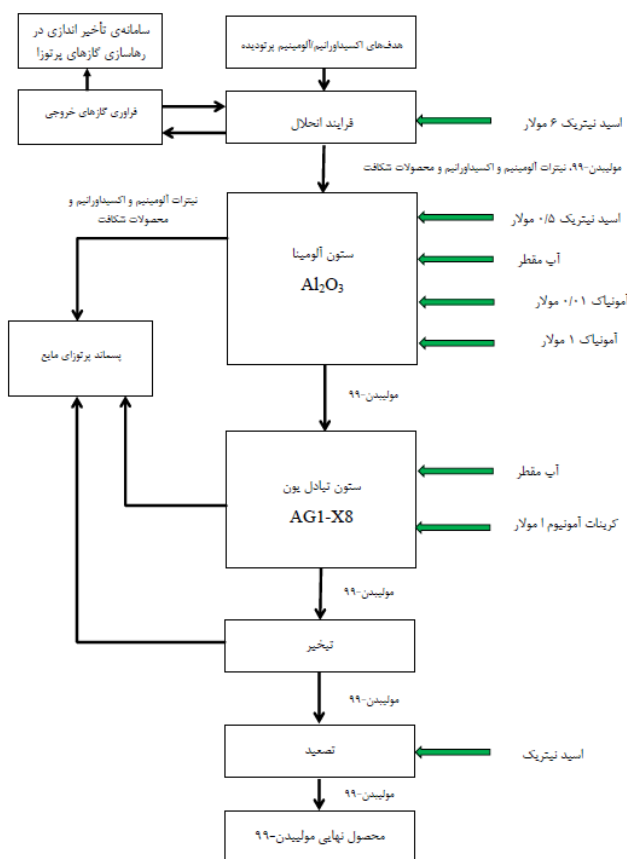
۳. نتیجه‌گیری

با توجه به موارد زیر، بهترین روش فرآوری و استحصال مولیبدن-۹۹ از شکافت در ایران روش اصلاحی امور تشخیص داده شد:

۱. داشتن فناوری تولید صفحات اکسید اورانیم (اکتاکسید تری‌اورانیم) ۲۰٪ در ایران. لازم به ذکر است که به‌دلیل غیرفناورانه، در حال حاضر امکان تولید صفحات با ماده اورانیم فلزی وجود ندارد.

۲. سلول‌های داغ جابربن‌حیان برای تولید مولیبدن به روش فعال‌سازی نوترونی طراحی، تجهیز و راه‌اندازی شده بود. برای فرایند شکافت که در آن اکتیویته نمونه پرتودیده بسیار بالاتر و خطرناک‌تر از روش قبلی است، نیاز به بازطراحی وجود دارد. شکل ۴ نمایی از سلول‌های داغ آزمایشگاه‌های تحقیقاتی جابربن‌حیان را، که به‌منظور تولید مولیبدن-۹۹ ساخته شده‌اند، نشان می‌دهد. این تأسیسات شامل سه سلول داغ مجزا از هم هستند که قرار است با افزودن چند سلول داغ دیگر و اصلاح تأسیسات جانبی، فرایندهای اصلاحی امور در آن نصب و اجرا شوند.

توضیح اینکه تنها تعداد و ابعاد تجهیزات فرایندهای انحلال ماده هدف پرتودیده، آمایش گازهای متصاعد شده و عبور از ستون آلومینا (Al_2O_3) به‌گونه‌ای است که یک سلول داغ با حجم $20\ m^3$ را اشغال می‌کنند. همچنین به‌منظور رعایت استانداردهای پزشکی و حفاظت در برابر پرتو، چند سلول داغ مجزا از هم برای انجام فرایند در نظر گرفته می‌شوند.



شکل ۳. طرح‌واره جریان فرایند اصلاحی امور به‌منظور استحصال مولیبدن-۹۹ از اورانیم پرتودیده.



4. M. Tabasi, et al, *Separation of ^{133}Xe from ^{99}Mo , ^{131}I and uranium, and removal of impurities using gas chromatography*, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **264**(3), 679-686, (2005).
 5. S. J. ADELSTEIN, et al, *Molybdenum-99 for medical Imaging*, *The National Academies press., Washington D.C.*, ISBN:978-0-309-44531-3/DOI 10.17226/23563.
 6. E. Abedi, et al, *Neutronic and thermal-hydraulic analysis of fission molybdenum-99 production at Tehran Research Reactor using LEU plate targets*, *Appl. Radiat. Isot.*, **118**, 160-166, (2016).
 7. S. A. Safari, et al, *Feasibility study on production of ^{99}Mo , ^{131}I , and ^{133}Xe in the different core loading patterns of Tehran Research Reactor using MCNPX 2.6*, *Eur. Phys. J. Plus*, **135**: 441, (2020).
۲. پرتودهی آسان، ایمن و مطمئن تر هدف‌های صفحه‌ای در رآکتور تهران به دلیل تشابه آن با المان سوخت رآکتور.
 ۳. داشتن زیرساخت مناسب برای انجام فرایند استحصال مولیبدن-۹۹ از ماده هدف اورانیمی پرتودیده بر مبنای روش رادیوشیمیایی اصلاحی آمو.
 ۴. انجام موفقیت‌آمیز آزمایش‌های اولیه بر مبنای فرایند اصلاحی آمو.

تشکر و قدردانی

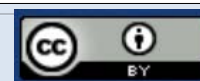
بدین‌وسیله نویسندگان مراتب تشکر خود را از شرکت‌های پارس ایزوتوپ، سوره و پژوهشکده ایمنی و رآکتور و همچنین پروفیسور بیر^۱ و کومور^۲ که در اجرای پروژه تولید مولیبدن-۹۹ شکافت همکاری و مشاورت دارند، اعلام می‌دارند.

مراجع

1. K. Charlton, *The Supply of Medical Radioisotopes-2017 Medical Isotope Supply Review*, *NEA/SEN/HLGMR 2*, (2017) www.oecd-nea.org.
2. R. Sayareh, et al, *Theoretical calculations for the production of ^{99}Mo using natural uranium in Iran*, *Ann. Nucl. Energy*, **30**, 883-895, (2003) .
3. K. Nazaria, et al, *New method for separation of ^{131}I , produced by irradiation of natural uranium*, *Appl. Radiat. Isot.*, **55**, 605-608, (2001).

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

محسن طبسی، علی بهرامی سامانی، سیمیندخت شیروانی آرانی، محمد قنادی مراغه، اکبر محمدی (۱۴۰۰)، ارزیابی زنجیره تأمین رادیونوکلید مولیبدن-۹۹ از طریق شکافت اورانیم با غنای پایین در ایران، ۹۷، ۱۰۴-۱۱۰

DOI: 10.24200/nst.2021.1302

Url: https://jonsat.nstri.ir/article_1302.html

1. Gerd Juergen BEYER Prof.
2. Jozef COMOR Dr.

