تکنولوژی چرخهٔ سوخت هسته‌ای (۲)

جمشید کمالی
عضو هیات علمی بخش شیمی هسته‌ای
مرکز تحقیقات هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران

در بخش اول این مقاله، اهمیت بررسی مینرالوژی سنگ معدن اورانیوم و روشهای تغلیظ فیزیکی عیار اورانیوم در سنگ اورانیوم، مورد بحث قرار گرفت. همچنین، کلیهٔ مراحل تهیهٔ کیک زرد (U_3O_8 ناخالص) از سنگ معدن اورانیوم تشریح شد. در این بخش، چگونگی تهیهٔ دی‌اکسید اورانیوم طبیعی و غنی شده مورد بحث قرار می‌گیرد.

۴ـ تهیهٔ دی‌اکسید اورانیوم طبیعی از U_3O_8 ناخالص (Conversion)

مراحل مختلف تبدیل U_3O_8 ناخالص به UO_2 در شکل (۱) نشان داده شده است. در این قسمت، به شرح مختصری از مراحل مختلف تولید می‌پردازیم.

۱ـ۴ـ تهیهٔ نیترات اورانیل

پودر U_3O_8 ناخالص را در یک تانک از جنس استیل (dissolver) توسط اسید نیتریک غلیظ، به محلول نیترات اورانیل تبدیل می‌کنند. واکنش، گرمازا بوده و گازهای NO و NO_2، از ظرف واکنش خارج می‌شوند. در کارخانه به منظور صرفه‌جویی در مصرف اسید، گازهای ازت را در ستونهای آب مقطر جذب کرده و به اسید تبدیل می‌کنند. در بعضی از کارخانه‌ها، با اسپری کردن آب از کندانسور (Condenser) روی تانک، گاز NO_2 را به HNO_3 تبدیل می‌کنند که در حین عمل، دوباره به تانک واکنش برمی‌گردد. در محیط اسید نیتریک غلیظ، گاز NO_2 و در محیط اسیدی رقیق، گاز NO حاصل می‌شود. (۱۶، ۲، ۱۹)

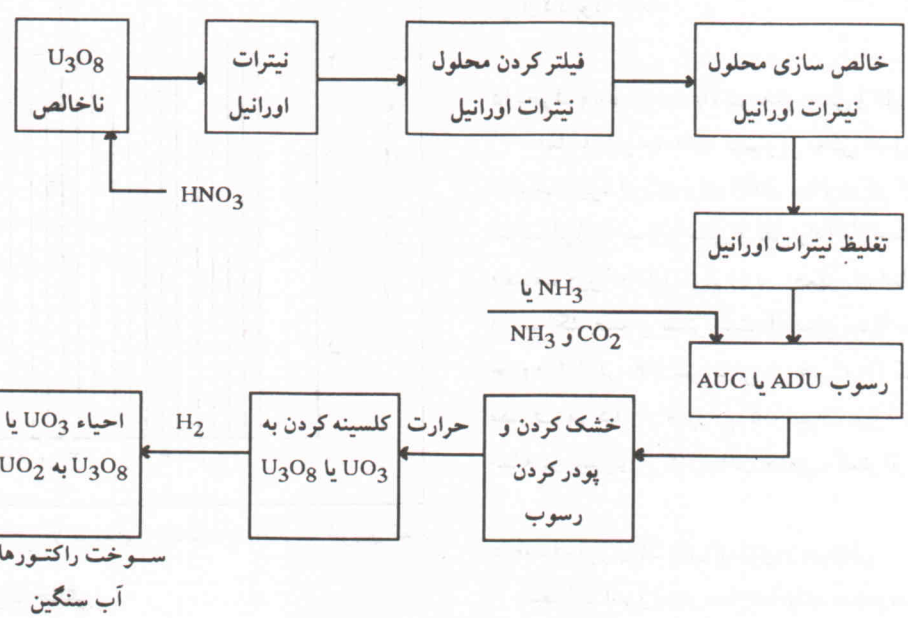
$$U_3O_8+8HNO_3 \longrightarrow 3UO_2(NO_3)_2+2NO_2+4H_2O$$

$$3U_3O_8+20HNO_3 \longrightarrow 9UO_2(NO_3)_2+2NO+10H_2O$$

محلول نیترات اورانیل بعد از صافی، به قسمت خالص سازی فرستاده می‌شود.

۲ـ۴ـ تخلیص (Purification)

به منظور خالص کردن محلول نیترات اورانیل، از روش استخراج به کمک حلال استفاده می‌شود. دستگاههای «Mixer Settler» و ستونهای جداکننده (extraction column) ، از متداولترین سیستمها به شمار می‌آیند. حلالِ تری بوتیل فسفات (TBP) ، از متداولترین



شکل ۱ – مراحل مختلف تهیهٔ دی اکسید اورانیوم طبیعی از U_3O_8 ناخالص

حلالها برای خالص‌سازی نیترات اورانیل می‌باشد. معمولاً از دودکان و کروزن، به عنوان رقیق کننده استفاده می‌شود. (۱۵، ۱۹، ۲۰، ۲۱)

$$2TBP_{(org)} + UO_2(NO_3)_{2(aq)} \longrightarrow UO_2(NO_3)_2.2TBP_{(org)}$$

$$UO_2(NO_3)_2.2TBP_{(org)} \xrightarrow{\text{تغییر pH محیط}} 2TBP_{(org)} + UO_2(NO_3)_{2(aq)}$$

نیترات اورانیل که در فاز آبی جدا می‌شود، پس از تغلیظ برای انجام مرحله رسوب‌گیری فرستاده می‌شود:

۳ـ۴ـ رسوب‌گیری

با افزودن آمونیاک و یا آمونیاک و CO_2 به محلول نیترات اورانیل، رسوب ADU (آمونیم دی اورانات) و AUC (آمونیم اورانیل تری کربنات) به دست می‌آید.

نیترات اورانیل که از مرحلهٔ قبل به دست آمده، توسط محلول آمونیاک (در دمای ۹۰ درجهٔ سانتیگراد و در pH حدود ۷، در یک و یا دو مرحله) به رسوب آمونیم دی اورانات (ADU) تبدیل می‌شود.

$$2UO_2(NO_3)_2 + 6NH_4OH \longrightarrow (NH_4)_2U_2O_7 + 4NH_4NO_3 + 3H_2O$$

شرایط رسوب‌گیری مثل pH، غلظت نیترات اورانیل، درجهٔ حرارت، سرعت افزایش محلول آمونیاک و سرعت همزدن، در خصوصیات رسوب AUC و ADU مؤثر است که در نهایت، بر روی دی‌اکسید اورانیومی که بعداً تولید می‌شود اثر می‌گذارد و لذا، این مرحله، از ظرافت و حساسیت خاصی برخوردار است. رسوب AUC و ADU حاصل را پس از فیلترکردن خشک کرده و به پودر تبدیل می‌کنند (۱۶، ۲، ۱، ۸، ۹، ۲۲).

برای تهیهٔ رسوب AUC به محلول نیترات اورانیل، گاز آمونیاک و CO_2 اضافه می‌کنند.

$$UO_2(NO_3)_2 + 6NH_3 + 3CO_2 + 3H_2O \xrightarrow{\sim 60\,^{\circ}C} (NH_4)_4UO_2(CO_3)_3 + 2NH_4NO_3$$

۴ـ۴ـ کلسینه کردن رسوب ADU و AUC

پودر ADU و AUC را در دمای حدود ۴۰۰ درجهٔ سانتیگراد به UO_3 تبدیل می‌کنند. همچنین، پودر نارنجی UO_3 در دمای ۶۰۰ درجهٔ سانتیگراد به U_3O_8 تبدیل می‌شود (۲۷ـ۲۳).

$$\begin{matrix}AUC\\ADU\end{matrix} \xrightarrow[\sim 400^{\circ}C]{\text{حرارت}} UO_3 \xrightarrow[\sim 600^{\circ}C]{\text{حرارت}} U_3O_8$$

کلسینه کردن ADU و AUC را می‌توان در راکتور «Fluidized bed»، کورهٔ گردان و کوره با سینی‌های متحرک انجام داد. راکتور «Fluidized bed» و کوره گردان، دارای کاربرد بیشتری هستند.

۵ـ۴ـ احیاء UO_3 و یا U_3O_8 به دی‌اکسید اورانیوم

احیاء UO_3 و یا U_3O_8، توسط گاز هیدروژن (مخلوط با ازت) و در درجهٔ حرارت بین ۵۵۰ تا ۸۰۰°C صورت می‌گیرد. برای انجام عمل احیاء، معمولاً از راکتور «Fluidized bed» و یا کورهٔ گردان استفاده می‌شود (۲۷ـ۲۳).

$$\begin{matrix}UO_3\\U_3O_8\end{matrix} \xrightarrow[550 - 800^{\circ}C]{H_2} UO_2$$

با توجه به اینکه شرایط انجام عمل احیاء روی خصوصیات پودر UO_2 (اندازهٔ ذرات، دانسیته، شکل ذرات و سطح مخصوص) اثر می‌گذارد از این رو، کنترل شرایط تولید از جمله غلظت گاز هیدروژن و درجهٔ حرارت احیاء، دارای اهمیت خاصی است. یکی از خواص مهم دی‌اکسید اورانیوم، میل به جذب اکسیژن در شبکهٔ کریستالی آن و تبدیل به فرم غیر استوکیومتری (UO_{2+x}) است. این تمایل برای پودر ریز، حتی در درجهٔ حرارت محیط (25°C) نیز نسبتاً زیاد است. بنابراین، الزامی است که پودر دی‌اکسید اورانیوم قبل از اینکه در معرض هوا قرار گیرد، از پایداری آن اطمینان حاصل شود. روشهای متعددی برای پایداری به کار می‌رود که از جملهٔ آنها، می‌توان اکسیدکردن جزئی و کنترل شدهٔ سطح خارجی ذرات پودر توسط گاز اکسیژن را نام برد. به این ترتیب، نسبت O/U از ۲ به ۲/۱۰ افزایش می‌یابد که اگر در مجاورت هوا قرار گیرد، اکسید شدن آن خیلی کند خواهد بود، به طوری که، بعد از یکسال از ۲/۱۰ به ۲/۱۵ می‌رسد که قابل قبول است.

دی‌اکسید اورانیومی که بدین ترتیب حاصل می‌شود، پس از انجام کنترلهای کیفی لازم به قسمت تهیهٔ قرص، ساخت میله و بسته‌های سوخت راکتور فرستاده می‌شود. این نوع سوخت، برای استفاده در راکتورهای آب سنگین مورد استفاده قرار می‌گیرد.

۵ـ تهیهٔ دی‌اکسید اورانیوم غنی شده از UO_2 طبیعی

مراحل مختلف تهیهٔ UO_2 غنی شده از UO_2 طبیعی در شکل ۲ نشان داده شده است.

این مراحل عبارتند از:

۱ـ۵ـ تبدیل UO_2 طبیعی به UF_4

این عمل به دو روش خشک و یا تَر انجام می‌گیرد. در روش خشک، در راکتور «Fluidized bed» و یا کورهٔ گردان UO_2 با گاز HF برخورد

داده شده و بدین ترتیب، UF_4 به دست می‌آید. در روش تَر، محلول HF را با پودر UO_2 ترکیب کرده و به UF_4 تبدیل می‌کنند (۱۹، ۲۸ـ۳۰).

روش خشک

$$\underset{(s)}{UO_2} + \underset{(g)}{4HF} \longrightarrow \underset{(s)}{UF_4} + \underset{(g)}{2H_2O}$$

روش تر

$$\underset{(s)}{UO_2} + \underset{(aq)}{4HF} \longrightarrow \underset{(s)}{UF_4} + \underset{(aq)}{2H_2O}$$

UF_4 به دست آمده پس از آبگیری و خشک شدن، برای تبدیل به UF_6، به واحد دیگر فرستاده می‌شود.

۲ـ۵ـ تبدیل UF_4 به UF_6

پودر UF_4 در راکتور «Fluidized bed» و یا راکتور شعله، توسط گاز F_2 و در دمای حدود ۴۵۰ درجه سانتی‌گراد به گاز UF_6 تبدیل می‌شود.

$$\underset{(s)}{UF_4} + \underset{(gas)}{F_2} \xrightarrow{\sim 450^\circ C} \underset{(gas)}{UF_6}$$

گاز UF_6 در درجهٔ حرارت اتاق، به صورت جسم جامد سفید رنگی است که در سیلندرهای مخصوص، حمل و نقل می‌شود.

۳ـ۵ـ غنی‌سازی ایزوتوپی اورانیوم (Uranium Enrichment)

از روشهای متداول غنی‌سازی ایزوتوپی اورانیوم، دیفیوژن گازی و سانتریفیوژ را می‌توان نام برد. غنی‌سازی توسط اشعهٔ لیزر نیز اخیراً مورد توجه قرار گرفته ولی هنوز به مرحلهٔ تولید صنعتی نرسیده است. در کارخانهٔ غنی‌سازی، UF_6 را در حدود ۶۴°C، به گاز تبدیل کرده و عملیات غنی‌سازی ایزوتوپی را روی آن انجام می‌دهند.

محصول کارخانه، UF_6 غنی شده است که در سیلندرهای مخصوص برای تبدیل به UO_2 فرستاده می‌شود.

۴ـ۵ـ تبدیل UF_6 غنی شده به AUC یا ADU

گاز UF_6 با عملیات زیر به رسوب ADU و یا AUC تبدیل می‌شود:

$$UF_6 + 10NH_3 + 3CO_2 + 5H_2O \longrightarrow (NH_4)_4UO_2(CO_3)_3 + 6NH_4F$$

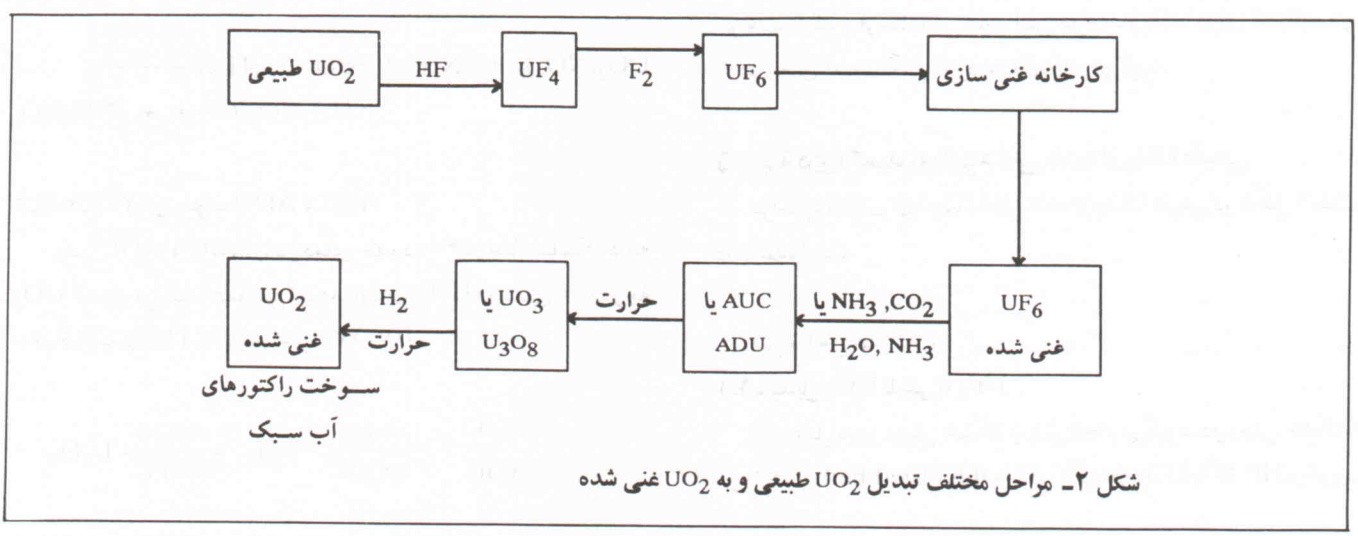
$$\begin{cases} UF_6 + 2H_2O \longrightarrow UO_2F_2 + 4HF \\ UO_2F_2 + 2NH_4OH + H_2O \longrightarrow (NH_4)_2U_2O_7 + 4HF \\ HF + NH_4OH \longrightarrow NH_4F + H_2O \end{cases}$$

۵ـ۵ـ تبدیل ADU و یا AUC به UO_2

این مرحله، دقیقاً شبیه به تبدیل ADU و AUC طبیعی است که در قسمت قبلی شرح داده شده است.

کنترل کیفی مراحل مختلف تولید دی‌اکسید اورانیوم

پودر دی‌اکسید اورانیوم که برای تهیهٔ قرص و ساخت میله‌های سوخت مورد استفاده قرار می‌گیرد، بایستی دارای خصوصیات معینی باشد. از این‌رو، انجام کنترل کیفی در مراحل مختلف تولید، دارای اهمیت خاصی است (۳۴، ۳۱).



شکل ۲ـ مراحل مختلف تبدیل UO_2 طبیعی و به UO_2 غنی شده

منابع

۱ـ کمالی، جمشید، بررسی خواص دی‌اکسید اورانیوم (UO_2) و عوامل مؤثر در تهیهٔ پودر مناسب برای ساخت میله‌های سوخت راکتور. مرکز تکنولوژی هسته‌ای اصفهان، سمینار داخلی، ۵ تیر ۱۳۶۰.

2- BELLE, J. Uranium dioxide; Properties and nuclear applications, United States Atomic Energy Commission, 1961.

3- YEMEL YANOV. V.S., and YEVSTYUKHIN. A.T. "Metallurgy of nuclear fuel". Pergamon Press, 1969.

4- KELLER, CORNELIUS, "The chemistry of the transuranium elements" "Kernchemie in Einxeldarstellungen, Vol. 3, 1971

5- International Meeting on Reduced Enrichment For Research and Test Reactor, 24-27 Oct.,TOKYO JAPAN, 1983.

۶ـ کمالی، جمشید، «وضعیت تولید سوخت هسته‌ای در کشورهای مختلف جهان» سمینار داخلی، مرکز تکنولوژی هسته‌ای اصفهان، خرداد ۱۳۶۵.

7- Technical Committee Meeting on Advances in Uranium Refining and Conversion, IAEA Head quarters, Vienna, 7-11 April, (1986).

8- Uranium Ore Processing, Proceedings of an advisory group meeting, Washington DC, 24-26 November, 1975, IAEA Publication.

9- Production of Yellow Cake and Uranium Fluorides, IAEA Proceedings of an advisory group meeting, Paris, 5-8 June, (1979).

۱۰ـ جانخواه، محمد حسین ـ کمالی، جمشید «مروری بر راکتورهای اورانیوم طبیعی و مقایسهٔ آنها با راکتورهای اورانیوم غنی شده»، کنفرانس علوم و تکنولوژی هسته‌ای در ایران، بوشهر ۲۲ الی ۲۸ اسفند ۱۳۶۸.

۱۱ـ کمالی، جمشید «مروری بر دورنمای سیکل سوخت راکتورهای آب سنگین»، کنفرانس علوم و تکنولوژی هسته‌ای در ایران، بوشهر ۲۲ الی ۲۸ اسفند ۱۳۶۴.

12- VILLANI,S.,"Isotope Separation". ANS, 1976.

13- Enrichment Availability, Report of INFCE Working Group 2, IAEA, 1980.

14- Nuclear Engineering International, Page 10, September, 1985.

15- ROBERT. C. MERRITT, "The extractive metallurgy of Uranium", United States Atomic Energy Commission, 1971.

16- CORDFUNKE. E.H.P., "The Chemistry of Uranium". (1969).

17- Ion Exchange Technology in the Nuclear Fuel Cycle, IAEA, TECDOC-365, 1986.

18- STOLLER. S.M. and RICHARDS, R.B., "Reactor hand book", Vol. II, 1961.

19- CHARLES. D. HARRINGTON and ARCHIE E. RUEHLE, "Uranium Production Technology", United States Atomic Energy Commission, 1959.

20- RITCEY, G.M. and ASHBROOK, A.W. Solvent Extraction, Part II, ELSEVIER, 1979.

۲۱ـ امیریان، هنریک، «کاربرد «Mixer settler» در بررسی نقش غلظت اورانیوم و اسیدیتهٔ آزاد در مورد انتقال جرم اورانیوم با استفاده از حلال TBP»، کنفرانس علوم و تکنولوژی هسته‌ای در ایران، بوشهر ۲۲ الی ۲۸ اسفند ۶۴.

۲۲ـ فروغی، احسان‌اله، «تهیهٔ آمونیم دی اورانات (ADU) از نیترات اورانیل»، کنفرانس علوم و تکنولوژی هسته‌ای در ایران، بوشهر ۲۲ الی ۲۸ اسفند ۶۴.

۲۳ـ کمالی، جمشید و سرهنگی، ساسان، گزارش داخلی در خصوص چرخهٔ سوخت هسته‌ای. مرکز تکنولوژی هسته‌ای اصفهان، بهار ۱۳۶۴.

۲۴ـ کمالی، جمشید و سرهنگی، ساسان، مقاله در خصوص تکنولوژی چرخهٔ سوخت هسته‌ای، کنفرانس علوم و تکنولوژی هسته‌ای در ایران، بوشهر ۲۲ الی ۲۸ اسفند ۶۴.

25- WOOLFERY. J.L., The Preparation of UO_2 Powder; Effect of Ammonium Uranate Properties, Journal of Nuclear Materials, P. 123-137, Vol. 74, (1978).

26-ALFREDSON. P.G., Australian Atomic Energy Commission, Research Establishment, Lucas Heights, AAEC/E 245, 1972.

27-ASSMAN. H., "The powder properties of ex-AUC and ex-DC (dry Conversion) are different, what are the differences and why. KWU, B22, 1985.

28-PAGE. H, Conversion of Uranium Ore Concentrates and Reprocessed Uranium to Nuclear Fuel Entermediates at BNFL, U.K., Presented at, Technical Committee on Advances in Uranium Refining and Conversion, IAEA, Vienna, 7-11 April., 1986.

29-YASUDA. I., MIYAMOTO. Y and MOCHITI. T. Conversion of Reprocessed Uranium in JAPAN, Presented at Technical Committee Meeting on Advances in Uranium Refining and Conversion, IAEA, Vienna, 7-11 April, 1986.

30-ASHBROOK. A.W., The Refining and Conversion of Uranium Yellow Cake to Uranium Dioxide and Uranium Hexafluoride Fuels in CANADA, Presented at Technical Committee Meeting on Advances in Uranium Refining and Conversion, IAEA, Vienna, 7-11 April, 1986.

31-Quality Control and Quality Assurance, IAEA Publication.

۳۲- سرهنگی، ساسان - پاکی، داوود - باقرپور، محمد و قائی، سعید «کنترل کیفی ترکیبات حاصل از مراحل مختلف تولید پودر دی‌اکسید اورانیوم از کیک زرد»، کنفرانس علوم و تکنولوژی هسته‌ای در ایران، بوشهر، ۲۲ الی ۲۸ اسفند ٦٤.

۳۳- مجتبی شریفی فرد، سید عباس احمدی، حمیدهٔ خدائیانی و جمشید کمالی «اندازه‌گیری نسبت اتمی O/U در دی‌اکسید اورانیوم بروشهای پلاروگرافی، تیتریمتری، گراویمتری و مقایسه آنها»، کنفرانس علوم و تکنولوژی هسته‌ای، بوشهر ۲۲ الی ۲۸ اسفند ۱۳۶۴.

مرکز تابش گاما
معرفی خدمات پرتودهی، کنترل کیفی و تحقیقات

مصطفی سهرابپور
مؤسس و مدیر مرکز تابش گاما
سازمان انرژی اتمی

چکیده

وضعیت موجود تکنولوژی پرتو و یا پرتو فرآیند در جمهوری اسلامی ایران، با تاکید روی تحقیق و توسعه همراه است. مرکز تابش گاما به عنوان معرفی کنندهٔ این تکنولوژی در کشور پس از راه‌اندازی و ارائه خدمات پرتودهی و کنترل کیفی در سالهای اولیهٔ بعد از تأسیس، اخیراً تأکید بیشتری روی فعالیتهای پژوهشی به منظور افزایش مشارکت داخلی و توسعهٔ تکنولوژی توسط منابع داخلی داشته است. در این رابطه، دستاوردهای مرکز را می‌توان در زمینه‌های آثار پرتوگاما روی مواد پلیمری، میکروبیولوژی، پرتودهی مواد غذائی، فیزیک پرتو و دزیمتری، اندازه گیری عناصر کم‌مقدار در ذرات معلق هوا و پروژه‌های طراحی مهندسی و غیره خلاصه کرد.

مقدمه

پرتو فرآیند در جمهوری اسلامی ایران عمری کوتاه و کمتر از ده سال دارد. شرح حال پیشرفتهای اولیهٔ این تکنولوژی، شامل خدمات پرتودهی، تحقیق و توسعه، در گردهمایی‌های داخلی و خارجی ارائه شده است [۲،۱]. بر مبنای این گزارشها تکنولوژی پرتو فرآیند در این کشور، در مرکز تابش گاما شکل گرفته است.

مرکز تابش گاما با ارائهٔ یک طرح به برنامهٔ عمران سازمان ملل متحد (UNDP)[1] و اخذ بودجه‌ای بالغ بر ۱/۵ میلیون دلار از طرف آن سازمان تحقق یافت و سازمان برنامه وبودجه هزینه‌های ساختمانی آن را بر عهده