



محاسبه میزان رهاسازی تریتیوم و دیگر هسته‌های پرتوزا در پساب‌های خروجی نیروگاه بوشهر

زمانی، مجید* (۱ و ۴) - رستمی، حسن (۲) - اخوان حریری، الهه (۳) - سپانلو، کامران (۴)

(۱) سازمان انرژی اتمی ایران، مرکز نظام ایمنی هسته‌ای کشور، دفتر ایمنی هسته‌ای، ص. پ: ۱۳۳۹-۱۴۱۵۵، تهران، ایران

(۲) مدیریت ایمنی، سلامت و محیط‌زیست، نیروگاه اتمی بوشهر، ص. پ: ۷۵۱۸۱/۱۱۱، بوشهر، ایران

(۳) دانشگاه اصفهان، دانشکده علوم تربیتی، گروه علم اطلاعات و دانش‌شناسی، ک. پ: ۸۱۷۴۶۷۳۴۴۱، اصفهان، ایران

(۴) سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور، ص. پ: ۴۴۹۴-۱۴۱۵۵، تهران، ایران

چکیده:

با توجه به اثرات مخرب تابشی تریتیوم و دیگر هسته‌های پرتوزا بر کارکنان، مردم و محیط‌زیست، لازم است میزان اکتیویته رهاسازی شده توسط نیروگاه اتمی بوشهر، تحت پایش و کنترل مداوم قرار گیرد. قبل از رهاسازی حجم آب مورد استفاده جهت سیستم خنک‌کننده کندانسور، این پسمان‌های مایع از فیلترهای مخصوص عبور داده می‌شود. به منظور اطمینان از تطابق میزان اکتیویته سالیانه رهاسازی شده با استاندارد، میزان اکتیویته تریتیوم و مجموع اکتیویته دیگر هسته‌های پرتوزا در پساب‌های خروجی در واحد حجم (Bq/Liter)، اندازه‌گیری می‌شود. در این تحقیق، اکتیویته حجمی تعداد ۱۰۳۴ نمونه اندازه‌گیری و مورد تحلیل و بررسی قرار گرفت. نتایج نشان می‌دهد این کمیت برای تریتیوم و دیگر هسته‌های پرتوزای موجود در پساب وارد شده به آب‌های خلیج-فارس، به ترتیب برابر ۰/۰۱ و ۰/۰۰۱ حدود استاندارد سالیانه مجاز می‌باشد.

کلمات کلیدی: نیروگاه اتمی بوشهر، رهاسازی تریتیوم، هسته‌های پرتوزا، حدود مجاز سالیانه

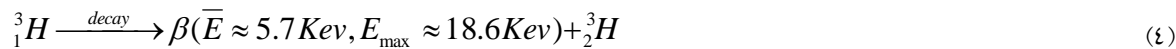
۱- مقدمه:

تریتیوم (3_1H) هسته‌ی پرتوزایی است که به صورت طبیعی و در اثر برخورد پرتوهای کیهانی نوترونی با نیتروژن و هیدروژن موجود در لایه‌های بالایی جو تولید می‌شود. این هسته‌ی پرتوزا هم به صورت مصنوعی و هم به عنوان یک محصول جانبی در سیستم‌های راکتورهای هسته‌ای و تأسیسات بازفرآوری سوخت‌های هسته‌ای، تولید می‌شود. مکانیسم اساسی تولید تریتیوم در راکتورهای آب جوشان (BWR) و مخصوصاً در راکتورهای آب سبک (LWR)، به علت وجود رسوبات کروم (CRUD) و عمدتاً ناشی از وجود پدیده شکافت در داخل سوخت است. اصطلاح کروم به تجمع خوردگی-ها و محصولات ناشی از فرسودگی سوخت، میله و غلاف و... (ذرات ناشی از زنگ‌زدگی، سائیدگی و...)، که در اثر تابش رادیواکتیو شده‌اند، اطلاق می‌شود. معادلات زیر، واکنش‌های که به صورت طبیعی و مصنوعی منجر به تولید تریتیوم می‌شود را نشان می‌دهد [۱، ۲ و ۳]:



به علت خصوصیات طبیعی تریتیوم و اثرات مخرب پرتوی ناشی از ورود آن به بدن، لازم است علاوه بر کنترل میزان تولید آن در تأسیسات هسته‌ای، میزان رهاسازی آن به محیط‌زیست نیز مورد پایش و نظارت مستمر قرار گیرد تا از آسیب به کارکنان، مردم و محیط‌زیست جلوگیری شود.

تریتیوم اصولاً یک هسته‌ی بتا‌دهنده‌ی ضعیف است. بر اساس واکنش شماره ۴، واپاشی این عنصر خطر پرتوگیری خارجی عمده‌ای ندارد، ولی نیمه‌عمر نسبتاً طولانی و مدت زمان باقی‌ماندن آن در اتمسفر و هیدروسفر کافی است تا طی فرآیند انتقال در وسعت جغرافیایی زیاد، به صورت فرامنطقه‌ای و حتی جهانی پخش شود [۴].



بنابراین، اثرات رادیولوژیکی پخش تریتیوم تنها به ناحیه‌ی پخش آن محدود نشده و ممکن است این اثرات (به صورت تقریباً یکنواخت) در ابعاد بسیار وسیع‌تری گسترش یابد. اکتیویته‌ی تولید شده در خنک‌کننده راکتورهای هسته‌ای، که به صورت جزئی یا کلی از طریق پساب‌های خروجی به بیرون رهاسازی می‌شود، به نوع فعالیت‌های مرتبط به مدیریت پسمان در راکتورهای هسته‌ای بستگی دارد. در راکتورهایی که از آب برای خنک‌کننده مدار اول خود استفاده می‌کنند، رهاسازی تریتیوم به محیط‌زیست عمدتاً به شکل HTO (اکسید تریتیوم یا آب تریتیوم‌دار) می‌باشد. انتقال اکسید تریتیوم محیطی به انسان از طریق استنشاق، بلع و جذب از طریق پوست انجام می‌شود. استنشاق، تنها مسیر با اهمیت در ورود گاز تریتیوم‌دار (با فرمول شیمیایی HT) که هم دارای هیدروژن و هم دارای تریتیوم است) به بدن انسان است.

بر اساس ضوابط، دستورالعمل‌ها و قوانین ملی و بین‌المللی، کنترل میزان رهاسازی تریتیوم به محیط‌زیست ناشی از فعالیت نیروگاه‌های قدرت هسته‌ای، به وسیله‌ی استفاده از استراتژی‌های مناسب و مقتضی مربوط به مدیریت پسمان‌های هسته‌ای، لازم و ضروری است. مقدار تریتیوم تولیدشده از طریق واکنش‌های فعال‌سازی ${}^6\text{Li}$ ، ${}^3\text{He}$ ، ${}^1\text{H}$ به نسبت کمتر است. در راکتورهای BWR تولید تریتیوم از طریق واکنش‌های فعال‌سازی، عمدتاً ناشی از وجود بورن در میله‌های کنترل است. در صورتی که میزان غلظت تریتیوم موجود در پساب‌های خروجی ناچیز باشد، امکان رهاسازی مستقیم آب تریتیوم-دار (مورد استفاده در سیستم خنک‌کننده و کندکننده‌ی راکتورهای از نوع LWR) به محیط‌زیست وجود دارد.

در ایران، راکتور نیروگاه اتمی بوشهر به عنوان تنها نیروگاه اتم فعال کشور، راکتوری از نوع WWER-1000 می‌باشد که در فاصله ۱۷ کیلومتری جنوب‌شرقی شهر بوشهر و در کنار خلیج فارس واقع شده و از سال ۲۰۱۱ به مرحله بهره‌برداری



کامل رسیده است. آب خلیج فارس در سیستم کندانسور خنک‌کننده این نیروگاه مورد استفاده قرار گرفته و پس از استفاده (در صورت برآورده شدن الزامات ایمنی) به آن بازگردانیده می‌شود. فعالیت روزانه و کارکردهای مرتبط به ایمنی نیروگاه اتمی بوشهر، بر اساس ضوابط و مقررات [۵ و ۶]، تحت نظارت‌های قانونی و بازرسی‌های مستمر مرکز نظام ایمنی هسته‌ای کشور (INRA) قرار دارد. هدف نهایی از این کنترل‌ها، اطمینان از کمتر بودن میزان غلظت تریتیوم رهاسازی شده از مقادیر ذکر شده در استانداردهای پذیرفته‌شده بین‌المللی یا ضوابط و مقررات ملی تدوین شده توسط این مرکز می‌باشد. نیل به این هدف از طریق به کارگیری چندین سیستم کنترلی جداگانه به منظور جلوگیری یا به حداقل رسانی تولید تریتیوم و رهاسازی آن در طبیعت انجام می‌شود.

۲- مواد و روش کار:

در حال حاضر تکنیک‌های متعددی برای خارج نمودن تریتیوم از پساب‌های مایع نیروگاه‌های قدرت وجود دارد. این شیوه‌ها شامل الکترولیز، تبادل کاتالیکی و تقطیر جزء به جزء می‌باشد. بر اساس ضوابط، دستورالعمل‌ها و مقررات مرکز نظام ایمنی هسته‌ای کشور، قبل از رهاسازی آب استفاده شده جهت سیستم خنک‌کننده کندانسور نیروگاه بوشهر به خلیج فارس، تمامی این آب‌ها از یک سیستم تصفیه که دارای فیلترهای آنیونی و کاتیونی است عبور داده شده و در نهایت در مخازن مخصوصی نگهداری می‌گردد.

علیرغم استفاده از این سیستم تصفیه‌کننده، معمولاً می‌توان غلظت‌های هرچند ناچیزی از تریتیوم و دیگر رادیونوکلوئیدها را در پساب‌های خروجی نیروگاه، آشکارسازی نمود. به منظور اطمینان از انطباق میزان وجود این مقادیر با ضوابط تعیین شده در واحد قانونی، لازم است قبل از رهاسازی این پساب‌های مایع به دریا، غلظت تریتیوم (اکتیویته در واحد حجم) مطابق دستورالعمل‌های تأییدشده، اندازه‌گیری و کنترل شده و بعد از تحلیل و بررسی، کل بسته به محیط‌زیست رهاسازی شود.

مطابق معادله ۴، تریتیوم یک ایزوتوپ رادیواکتیو از عنصر هیدروژن با نیمه-عمر نسبتاً طولانی (۱۲/۳ سال) است که با تابش پرتوهای بتای کم انرژی (متوسط انرژی ۵/۷ Kev و انرژی بیشینه ۱۸/۶ Kev)، به عنصر هلیوم (^3He) واپاشی می‌کند. بنابراین چون پرتوی گاما ساطع نمی‌کند، آشکارسازی آن مشکل است.

در این تحقیق و به منظور رفع این مشکل، از یک طیف‌سنج سنتیلاسیون مایع α - β با قدرت تفکیک کم (و حساسیت بالا) برای شمارش اکتیویته‌ی تریتیوم در نمونه‌ها (اکتیویته در واحد حجم بر حسب Bq/liter) استفاده شده است. این کار بر اساس دستورالعمل‌های کاری مورد تأیید واحد قانونی انجام شده است [۷]. همزمان، به منظور ارزیابی مجموع اکتیویته‌ی سالیانه‌ی دیگر هسته‌های پرتوزا گاما‌زای رهاسازی‌شده‌ی (به غیر از تریتیوم)، ناشی از کارکرد نیروگاه اتمی بوشهر، میزان



اکتیویته در واحد حجم نمونه آب پسمان‌ها با استفاده از یک از طیف‌سنج گاما با قدرت تفکیک کم (حساسیت بالا) از نوع HPGe نیز انجام شده است.

این کنترل‌های محیطی قبل از رهاسازی هر بسته از آب‌های نگهداری شده در مخازن مخصوص صورت می‌گیرد تا اطمینان حاصل گردد که میزان چگالی تریتیوم در پساب‌ها، از مقادیر تعیین شده در استانداردهای ملی یا ضوابط مرکز نظام ایمنی هسته‌ای کشور فراتر نمی‌رود. در صورتی که نتایج آزمایش‌ها برآورده کننده‌ی ضوابط واحد قانونی باشد، آنگاه همه آب‌های نگهداری شده در مخازن مستقیماً به دریا رهاسازی می‌شود و در غیر این صورت فرآیندهای تصویب‌کننده تکمیلی انجام خواهد گرفت. در طول سه ماهی اول و دوم سال ۲۰۱۷ میلادی (در یک دوره شش ماهه)، به ترتیب تعداد ۴۱۸ و ۶۱۶ نمونه (جمعاً ۱۰۳۴ نمونه) مورد تحلیل و بررسی قرار گرفته و گزارش شده است. جدول ۱ و ۲ به ترتیب، میزان اکتیویته تریتیوم و مجموع اکتیویته‌ی بقیه‌ی هسته‌های پرتوزا موجود (به جز تریتیوم) در پساب‌های مایع راکتور اتمی نیروگاه بوشهر را در پساب‌های خروجی نیروگاه بوشهر در شش ماهه‌ی اول سال ۲۰۱۷ نشان می‌دهد.

جدول ۱- مجموع اکتیویته تریتیوم (Bq) در پساب‌های مایع خروجی نیروگاه اتمی بوشهر، در شش ماهه اول سال ۲۰۱۷

ماه (میلادی)	حجم آب رهاسازی شده (m ³)	مجموع اکتیویته تریتیوم (Bq)
January	۷۶۰	۷/۵۸×۱۰ ^{۱۰}
February	۸۲۵	۱/۴۴×۱۰ ^{۱۱}
March	۹۹۸	۸/۳۰×۱۰ ^{۱۰}
April	۸۶۰	۱/۶۲×۱۰ ^{۱۱}
May	۵۹۰	۴/۹۸×۱۰ ^{۱۰}
June	۸۹۵	۱/۰۹×۱۰ ^{۱۱}
مجموع = ۴۹۲۸ m ³		۶/۲۴×۱۰ ^{۱۱}

جدول ۲- مجموع اکتیویته بقیه‌ی هسته‌های پرتوزای موجود در پساب‌های مایع راکتور اتمی نیروگاه بوشهر (بجز تریتیوم)، در

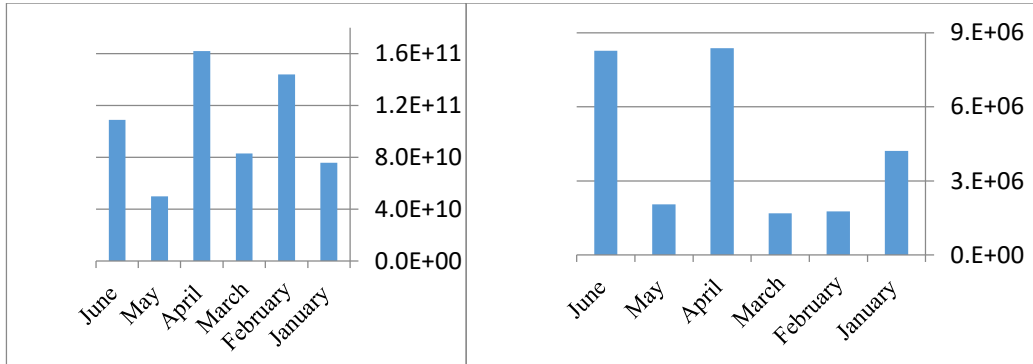
در این	مجموع شش ماهه اول ۲۰۱۷	
	هسته‌های پرتوزا (Bq)	رهاسازی شده (m ³) (میلادی)
January	۴/۲۱×۱۰ ^۶	۷۶۰
February	۱/۷۷×۱۰ ^۶	۸۲۵
March	۱/۶۹×۱۰ ^۶	۹۹۸
April	۸/۳۸×۱۰ ^۶	۸۶۰
May	۲/۰۵×۱۰ ^۶	۵۹۰
June	۸/۲۷×۱۰ ^۶	۸۹۵
مجموع = ۴۹۲۸ m ³		۲/۶۴×۱۰ ^۷

تحقیق، علاوه بر تریتیوم، مجموع اکتیویته بقیه‌ی هسته‌های

پرتوزا موجود در پساب‌های مایع راکتور اتمی نیروگاه بوشهر نیز بر اساس دستورالعمل‌های مورد تأیید واحد قانونی، اندازه‌گیری و تحلیل شده است [۸]. این هسته‌های پرتوزا شامل Cr-51, Mn-54, Ci-58, Co-60, Zn-64, Sr-89, H-3, Ce-144 و Sr-90, Ru-160, Cs-134, Cd-137 می‌باشد. چون این هسته‌های پرتوزا بسیار زودتر از تریتیوم واپاشی نموده



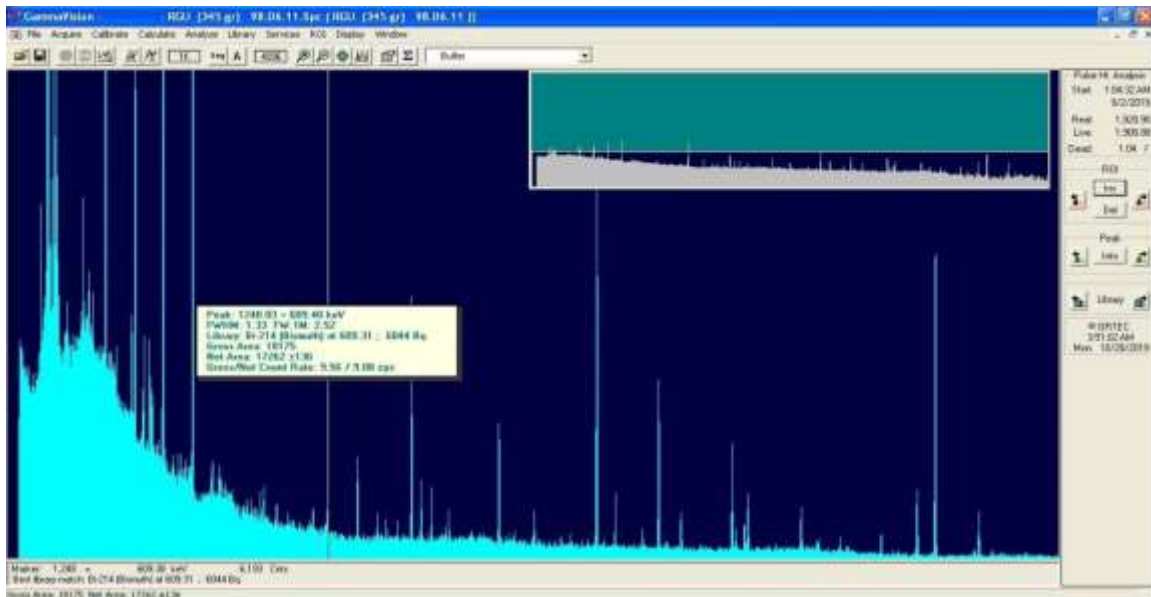
و از بین می‌روند، بنابراین نقشی اساسی و با اهمیت در میزان پرتوگیری خارجی و داخلی انسان از طریق استنشاق، بلع و جذب از طریق پوست ندارند. شکل ۱، نمودار تغییرات میزان اکتیویته رهاسازی شده در ماه‌های مختلف را نشان می‌دهد.



مجموع اکتیویته تریتیم (Bq) رهاسازی شده در شش ماهه‌ی نخست سال ۲۰۱۷

مجموع اکتیویته بقیه‌ی هسته‌های پرتوزا (Bq) رهاسازی شده در شش ماهی نخست سال ۲۰۱۷

شکل ۲، یک نمونه از نمودار اسپکترومتری (طیف‌سنجی) در اندازه‌گیری هسته‌های پرتوزا موجود در پساب‌های خروجی نیروگاه بوشهر را که با استفاده از یک دستگاه طیف‌سنج گاما (از نوع HPGe) با میزان خوبی از تفکیک انرژی و دقت بالا (آشکارساز با قدرت تفکیک کم) تهیه شده است را نشان می‌دهد.



شکل ۲- نمودار طیف‌سنجی (شمارش اکتیویته‌ی هسته‌های پرتوزا) در نمونه پساب خروجی نیروگاه اتمی بوشهر



۳- نتایج:

نتایج این پژوهش نشان‌دهنده آن است که مجموع اکتیویته‌ی تریتیوم رهاسازی شده در پساب‌های خروجی نیروگاه اتمی بوشهر در شش ماه نخست سال ۲۰۱۷ میلادی تقریباً برابر $0/624 \text{ TBq}$ بوده است. با توجه به عدم تغییر عمده‌ی پارامترهای کارکردی نیروگاه بوشهر در شش ماهه دوم همان سال نسبت به دوره‌ی قبلی، با تقریب خوبی می‌توان فرض نمود که میزان اکتیویته‌ی تریتیوم رهاسازی در نیمه دوم سال نیز به همین میزان باشد. بنابراین بیشینه‌ی اکتیویته سالیانه تریتیوم رهاسازی شده برابر $1/248 \text{ TBq}$ خواهد بود. بر اساس استانداردهای آژانس بین‌المللی انرژی اتمی (IAEA) و ضوابط مرکز نظام ایمنی هسته‌ای کشور، حدود استاندارد تعیین شده برای رهاسازی تریتیوم و دیگر هسته‌های پرتوزا در پساب‌های خروجی، خصوصاً راکتورهای از نوع PWR، مانند نیروگاه اتمی بوشهر به ترتیب برابر $(1/18 \times 10^3 \text{ Ci})$ و $4/4 \times 10^{13} \text{ Bq}$ و $(0/57 \text{ Ci})$ $2/1 \times 10^{11} \text{ Bq}$ می‌باشد. با در نظر گرفتن فرض قابل قبولی قبلی در مورد بقیه هسته‌های پرتوزا (به جز تریتیوم)، میزان اکتیویته رهاسازی شده ناشی از آن‌ها به صورت سالیانه برابر $0/527 \text{ GBq}$ می‌باشد.

۴- بحث و نتیجه‌گیری:

برای به دست آوردن معیاری واقعی جهت مقایسه نتایج به دست آمده، توجه به این نکته لازم است که نرخ تخمینی تولید تریتیوم در طبیعت به صورت طبیعی سالیانه برابر $1/48 \times 10^8 \text{ GBq}$ می‌باشد. واپاشی این عنصر باعث به وجود آمدن یک تعادل در میزان تولید طبیعی تریتیوم از یک سو و نابودی این هسته‌ی پرتوزا از سوی دیگر شده است. این میزان تولید طبیعی سالیانه تریتیوم، باعث به وجود آمدن یک ذخیره‌ی پایدار از آن در طبیعت برابر $2/59 \times 10^9 \text{ GBq}$ شده است [۸]. مطابق جدول ۱، میزان مقایسه‌ی میان بیشینه اکتیویته‌ی تریتیوم رهاسازی شده در طول یک سال ناشی از کارکرد نیروگاه اتمی بوشهر با مقادیر حدود رهاسازی تعیین شده توسط واحد قانونی و استانداردهای بین‌المللی نشان می‌دهد که این نسبت کمتر از $0/01$ است. جدول ۲ نیز بیانگر آن است نسبت مجموع اکتیویته‌ی بقیه‌ی هسته‌های پرتوزا (به جز تریتیوم) به حدود استاندارد مجاز رهاسازی سالیانه، کمتر از $0/001$ می‌باشد. بنابراین میزان رهاسازی تریتیوم و دیگر هسته‌های پرتوزا در پساب‌های خروجی نیروگاه اتمی بوشهر، بسیار کمتر از حدود سالانه‌ی توصیه شده بین‌المللی می‌باشد. این نکته بیانگر ایمن بودن و عدم آلاینده‌ی محیط‌زیست توسط نیروگاه اتمی بوشهر از این دیدگاه می‌باشد. البته ذکر این نکته ضروری است که علیرغم آن که میزان رهاسازی تریتیوم ناشی از کارکرد نیروگاه اتمی بوشهر در حالت کارکرد نرمال، بسیار کمتر از حدود مجاز پذیرفته شده است ولی، مطابق اصل هر چه کمتر موجه شدنی (ALARA)، کنترل‌های اضافه برای به حداقل رسانیدن تولید و رهاسازی تریتیوم ناشی از کارکرد این نیروگاه در جریان است. بهینه‌سازی سوخت و



اجزاء ساختاری آن و برپایی سیستم‌های مکمل برای حذف آلاینده‌های اکتیو در پساب‌های خروجی این نیروگاه، نمونه-هایی از این تلاش‌ها در سال‌های اخیر بوده است.

۵- منابع و مأخذ:

1. United States Department of Energy (USDOE), Primer on Tritium Safe Handling Practices, Rep. DOE-HDBK-1079-94, USDOE, Washington, DC, (1994).
2. BELOVODSKY, L.F., GAEVOY, V.K., GRISHMANOVSKY, V.I., Tritium, Energoatomizdat, Moscow (1985) (in Russian).
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Handling of Tritium- Bearing Wastes, Technical Reports Series No. 203, IAEA, Vienna (1981).
4. Technical Report Series No. 421 (TRS-421), Management of waste containing Tritium and Carbon-14, International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, 2004.
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY IAEA, USNRC and INRA Safety Regulations and Guides for Nuclear Facilities, Doc No: INRA-NS-LI-000-50/01-0, Mar. 2008, Tehran I.R. IRAN.
6. Supervisory procedure for Assurance of safety of nuclear power plants in IRAN, Doc. No.: NNSD-R-0040-2000/05, May 2000, Tehran I.R. IRAN
7. Radiation analyzes of BNPP, Identification code: 51. BU.10.00.AB.WI. ATEX.016. BNPP, Bushehr, 2012.
8. Technical specification of safe operation of nuclear power plants and the Standards of Radiation Safety, NRB-96, Russia, 1996.
9. GRIMES, W.R., et al., An Evaluation of Retention and Disposal Options for Tritium in Fuel Reprocessing, Rep. ORNL/TM-8261, Oak Ridge Natl Lab., TN (1982).