

نشریه تابش و فناوری هسته‌ای، سال دوم، شماره 1، تابستان 1394

محاسبات ایمنی بحرانیته هسته‌ای و حفاظ رادیولوژیکی برای کسک حامل سوخت های مصرف شده نوع MTR برای راکتور تحقیقاتی تهران

اصغر محمدی^{1*}، مصطفی حسن زاده²، مرتضی قریب³، علی مالکی فارسانی⁴

¹ دانشجوی کارشناسی ارشد، دانشگاه آزاد واحد علوم و تحقیقات، تهران، تهران، ایران

² استادیار، پژوهشکده راکتور، سازمان انرژی اتمی ایران، تهران، تهران، ایران

³ دانشیار، دانشگاه آزاد واحد علوم و تحقیقات، تهران، تهران، ایران

⁴ استادیار، سازمان انرژی اتمی ایران، شرکت پسمانداری صنعت هسته‌ای ایران، تهران، ایران

(تاریخ ارسال مقاله: 1393/10/10 - تاریخ پذیرش مقاله: 1394/2/9)

چکیده

در این مطالعه، محاسبات ایمنی بحرانیته هسته‌ای و حفاظ رادیولوژیکی مربوط به مخزن حمل و انبارش موقت سوخت های هسته‌ای مصرف شده در راکتور تحقیقاتی تهران انجام گردیده است. به چنین مخزن هایی که کاربرد دوگانه دارند، کسک های دو منظوره (*dual purpose cask*) گفته می شود. این مطالعه دارای سه قسمت عمده، شامل عبارت چشمه، محاسبات حفاظ رادیولوژیکی و بحرانیته هسته‌ای می باشد. برای تعیین عبارت چشمه پرتوزا از کد *ORIGEN2.1* و برای محاسبات حفاظ رادیولوژیکی و بحرانیته هسته‌ای از کد *MCNP5* که از روش مونته کارلو بهره می گیرد، استفاده شده است. با توجه به نتایج استوانه ای از جنس سرب با ضخامت بدنه، بالا و پایین به ترتیب 18، 13 و 13 سانتی متری که به محفظه شبکه ای مانند به قطر و ارتفاع به ترتیب 60 و 100 سانتی متری محاط شده است، به عنوان کسک دو منظوره پذیرفته شده است.

واژگان کلیدی: حفاظ گذاری، کسک، *ORIGEN2.1*، *MCNP5*

* تهران، تهران؛ دانشگاه آزاد واحد علوم و تحقیقات، فنی و مهندسی، مهندسی هسته‌ای، کد پستی 1477893855

پست الکترونیکی: asghar_mohammadi@yahoo.com

1. مقدمه

استفاده از مواد پرتوزا در نیروگاههای هسته‌ای برای تولید انرژی و همچنین کاربرد این مواد در پزشکی، صنایع و کشاورزی مانند دیگر صنایع همراه با تولید مواد زائد و ضایعات بلااستفاده می‌باشد. لیکن پسمانهای پرتوزا بدلیل خصوصیات و ویژگیهای منحصر بفرد خود لازم است طبق معیارها و ضوابط مخصوص مورد عملیات قرار گرفته و سپس نگهداری و یا دفن شوند. از میان مشکلاتی که صنعت انرژی هسته‌ای امروزه با آن مواجه است احتمالاً هیچکدام به بزرگی مشکل سوخت‌های هسته‌ای مصرف شده حاصل از کارکرد راکتورهای هسته‌ای نمی‌باشد [1].

لذا با توجه به مطالب ذکر شده در این مطالعه محاسبات ایمنی بحرانیته هسته‌ای و حفاظ رادیولوژیکی برای مخزن حمل و انبارش سوخت‌های هسته‌ای مصرف شده با غنای پایین در راکتور تحقیقاتی تهران انجام گردیده است. این راکتور، یک راکتور 5 مگاواتی، با کند کنندگی آب سبک و سوخت جامد ناهمگون می‌باشد که از آب هم به عنوان خنک کننده، کند کننده و حفاظ رادیولوژیکی استفاده می‌شود. قلب راکتور از مجتمع‌های سوخت از نوع MTR^1 تشکیل گردیده است. سوخت راکتور تحقیقاتی تهران در شروع بهره برداری اورانیوم با غنای بالا بود که در تجدید سوخت بعدی به اورانیوم با غنای پایین یعنی 20 درصد تبدیل گردید. در این مطالعه نیز سوخت‌های هسته‌ای مصرف شده با غنای پایین با زمان خنک شونده 5 سال مورد بحث و بررسی قرار گرفته است [2].

2. معیارهای طراحی

یکی از مهمترین معیارهای طراحی در طراحی مخزن حمل و انبارش موقت سوخت‌های هسته‌ای مصرف شده در راکتورها معیارهای ایمنی بحرانیته هسته‌ای و حفاظ رادیولوژیکی می‌باشد که بصورت زیر تعریف می‌شود [3,4].

$$K_{eff}^2 < 0.96 \quad (1)$$

آهنگ دز روی سطح و همچنین 2 متری از سطح به ترتیب کمتر از 2 mSv/hr و 0.1 تعریف می‌شود.

بنابراین این معیارها برای همه کسک‌های حامل سوخت‌های مصرف شده نوع MTR در راکتورهای تحقیقاتی بدین منظور باید رعایت گردد.

3. مشخصات سوخت با غنای پایین (LEU^3)

سوخت مصرف شده راکتور تهران از نوع MTR با غنای $20\% \text{ }^{235}\text{U}$ به شکل صفحه‌ای با غلاف آلومینیوم بوده و صفحات اورانیوم بین دو صفحه آلومینیومی ساندویچ شده است هر صفحه سوخت حاوی $15/26$ گرم ^{235}U می‌باشد انواع بسته‌های سوخت که در هر مجتمع سوخت قرار می‌گیرد جهت استفاده بهینه از راکتور و قابلیت انعطاف بیشتر به چند نوع تقسیم شده است. در این مطالعه از سوخت $LEU-SFE^4$ استفاده شده که از نوع سوخت MTR می‌باشد که درصد غنای آن نسبت به ^{235}U در حدود 20 درصد وزنی است و شکل آن به صورت صفحه‌ای می‌باشد. مواد تشکیل دهنده سوخت شامل U_3O_8 که بصورت پودر در یک ماتریس خالصی از آلومینیوم توزیع گردیده است. مشخصات مواد تشکیل دهنده و غلاف و هندسه سوخت $LEU-SFE$ به ترتیب در جدول 1 و شکل های 1 و 2 نشان داده شده است [4].

3.1. تعیین عبارت چشمه پرتوزا

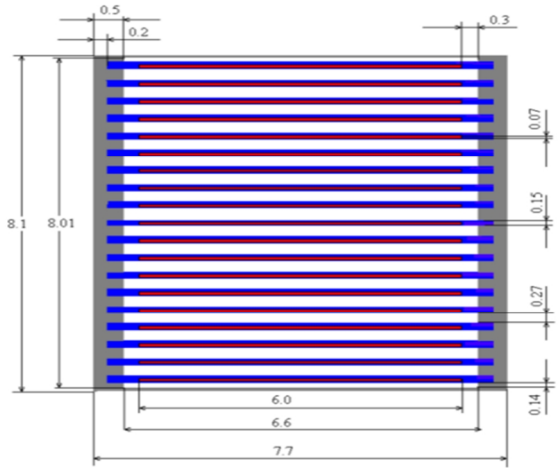
با توجه به نوع رادیونوکلیدهای تولید شده در سوخت‌های مصرف شده، انتظار می‌رود دو نوع چشمه پرتوزا یعنی چشمه های گاما و نوترون وجود داشته باشد. همچنین محاسبات برای سوخت MTR با در نظر گرفتن اینکه 60% از ^{235}U مصرف گردیده است و طی 5 سال خنک شده، توسط کد $ORIGEN2.1$ انجام شد. نتایج آن در جداول 2، 3 و 4 ارائه شده است. لازم بذکر است که نتایج برای یک مجتمع سوخت SFE مصرف شده می‌باشد [2].

1-Material Test Reactor

3-Low Enrichment Uranium

4-Low Enrichment Uranium- Standard Fuel Element

2- ضریب تکثیر بحرانیته



شکل 2. ابعاد صفحات سوخت MTR به میلی‌متر [4]

جدول 2. طیف گاماها‌ی ساطع شده در ثانیه از یک مجتمع سوخت SFE مصرف شده بعد از پنج سال که حاصل از آکتینیدها، دختر هسته‌ها و پاره‌های شکافت می‌باشد.

جدول 1. مشخصات مواد تشکیل دهنده سوخت و غلاف SFE

مجموع سوخت	^{235}U بر SFE	290 گرم
	اورانیوم بر صفحه سوخت	76 گرم
	U_3O_8 غنی شده	20 درصد وزنی نسبت به ^{235}U
	چگالی اورانیوم	2/9617 گرم بر سانتی متر مکعب
مواد تشکیل دهنده سوخت	فضای خالی	10 %
	^{235}U	12/45 %
	^{238}U	49/78 %
	O	11/18 %
	Al	26/59 %
	Al	99/6 خالص
غلاف		2/7 گرم بر سانتی متر مکعب

تعداد گاما‌ی ساطع شده در ثانیه از هر مجتمع سوخت

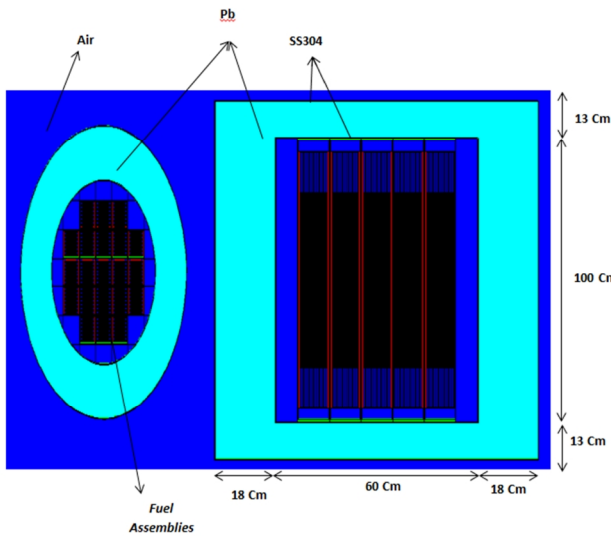
انرژی (MeV)

$1/00 \times 10^{-2}$	$1/37 \times 10^{12}$
$2/50 \times 10^{-2}$	$4/75 \times 10^{11}$
$3/75 \times 10^{-2}$	$1/58 \times 10^{12}$
$5/75 \times 10^{-2}$	$2/98 \times 10^{11}$
$8/50 \times 10^{-2}$	$2/92 \times 10^{11}$
$1/25 \times 10^{-1}$	$6/98 \times 10^{11}$
$2/25 \times 10^{-1}$	$2/03 \times 10^{11}$
$3/75 \times 10^{-1}$	$1/95 \times 10^{11}$
$8/50 \times 10^{-1}$	$1/79 \times 10^{13}$
1/25	$3/01 \times 10^{12}$
1/75	$5/17 \times 10^{11}$
2/25	$1/29 \times 10^{10}$
2/75	$2/24 \times 10^{10}$
3/5	$1/66 \times 810^8$
5/00	$2/29 \times 10^7$
7/00	$1/11 \times 10^3$
8/00	$1/27 \times 10^2$
9/50	$1/46 \times 10^1$
مجموع	$2/66 \times 10^{13}$



شکل 1. ابعاد کلی سوخت به سانتی متر [4]

مانند هزینه‌های اقتصادی برای ساخت و همچنین امکان ساخت پذیری، شکل 3 به عنوان یک پیشنهاد اولیه برای طراحی، در کد MCNP5 شبیه سازی گردید. کسک بصورت کلی دارای لایه های داخلی و خارجی از جنس استنلس استیل ANSI 304 می باشد و مابین این دو لایه نیز لایه ای بعنوان حفاظ رادیولوژیکی از جنس سرب قرار گرفته است.



شکل 3. نمای کلی از کسک رادیولوژیکی برای سوخت مصرف شده راکتورهای تحقیقاتی از نوع MTR

4. نتایج

4.1. حفاظ رادیولوژیکی

نتایج حفاظ رادیولوژیکی بطور خلاصه در جدول های 5 و 6 نشان داده شده اند.

جدول 5. نتایج شبیه سازی در راستای شعاعی از مرکز محفظه حمل

ضخامت بدنه در راستای شعاع از سطح استوانه (cm)	آهنگ دز فاصله های مختلف از محفظه در راستای شعاعی (mSv/hr)	چسبیده به سطح
15	$8/6$	$2/1 \times 10^{-1}$
17	$2/41$	$6/88 \times 10^{-2}$
17/5	$1/98$	$5/25 \times 10^{-2}$
18	$1/16$	$4/00 \times 10^{-2}$

جدول 3. تعداد نوترون های ساطع شده در ثانیه از یک مجتمع سوخت مصرف شده بعد از پنج سال ناشی از واکنش (α, n)

رادیونوکلئید	تعداد نوترون ساطع شده در ثانیه از هر مجتمع سوخت
Pu-238	$3/85 \times 10^3$
Pu-239	$3/05 \times 10^2$
Pu-240	$4/12 \times 10^2$
Am-241	$6/84 \times 10^2$
Cm-242	$1/08 \times 10^1$
Cm-244	$1/75 \times 10^2$
مجموع	$5/45 \times 10^3$

جدول 4. تعداد نوترونهای ساطع شده در ثانیه حاصل از شکافت خودبخودی از یک مجتمع سوخت مصرف شده بعد از پنج سال

رادیونوکلئید	تعداد نوترون ساطع شده در ثانیه از هر مجتمع سوخت
U-238	$1/72 \times 10^1$
Pu-238	$6/28 \times 10^2$
Pu-240	$2/17 \times 10^3$
Pu-242	$2/69 \times 10^2$
Cm-242	$5/26 \times 10^1$
Cm-244	$2/10 \times 10^4$
Cm-246	$3/01 \times 10^1$
مجموع	$2/42 \times 10^4$

همانگونه که از جداول 3 و 4 مشخص است در مقایسه با جدول 2، نوترون های ساطع شده از مجتمع سوخت دارای اثر بسیار ناچیزی در آهنگ دز حاصل از مجتمع سوخت مصرف شده دارد. لذا جدول 2 به عنوان مبنای محاسبات حفاظ رادیولوژیکی در نظر گرفته شده است.

3.2. شبیه سازی هندسه و مواد کسک

قبل از شروع به انجام محاسبات بحرانی و حفاظ رادیولوژیکی باید یک مدل پیشنهادی شبیه سازی گردد، که با توجه به وجود مسائلی

- [6] Standard Safety Series. Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials. International Atomic Energy Agency Vienna, 2005.
- [4] TRR, Introduction and General Description of the Facilities, Tehran Research Reactor, Atomic Organization of Iran, 2006.
- [5] Standard Safety Series. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials. International Atomic Energy Agency Vienna, 2005.



Shielding and criticality safety analyses for spent fuel transportation cask in Tehran research reactor

A. Mohammadi¹, M. Hasanzadeh², M. Gharib³, A. Maleki Farsani⁴

1. M.Sc. Student, Islamic Azad University, Science and Research Branch, Tehran, Tehran, Iran

2. Professor, Reactor Research, Atomic Organization of Iran, Tehran, Iran

3. Associate Professor, Islamic Azad University, Science and Research Branch, Tehran, Tehran, Iran

4. Professor, Iran Radioactive Waste Management Company, Atomic Organization of Iran, Tehran, Tehran, Iran

** Corresponding author's E-mail: asghar_mohammadi@yahoo.com*

(Received: 31/12/2014 - Accepted: 29/4/2015)

ABSTRACT

In this research, shielding and criticality safety calculations carried out for interim storage and transportation cask in the Tehran Research Reactor. Such dual purpose cask is being designed to the spent fuel elements of research reactors. The Monte Carlo MCNP5 code calculation was utilized for the criticality safety analysis and ORIGEN2.1 code was used for shielding calculation. According to the results, a cylinder of lead body with thickness, top and bottom, 18, 13 and 13 cm respectively, as cask dual meet the design criteria that can be accepted.

Keywords: *Burn-up, Research Reactor, MTR, Shielding, cask*