

شناسایی سوخت معیوب در قلب راکتور تهران با استفاده از شاخص‌های میزان مصرف سوخت و ضریب بیشینه قدرت

سمیه باقری^۱، فرشاد فقیهی^{۱*} و حسین خلفی^۳

^۱بخش مهندسی هسته‌ای، دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، شیراز، فارس، ایران.

^۲مرکز تحقیقات تابش دانشگاه شیراز، شیراز، فارس، ایران.

^۳پژوهشکده راکتور، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی، تهران، ایران.

*فارس، شیراز، دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، بخش مهندسی هسته‌ای، صندوق پستی: ۷۱۹۳۶-۱۶۵۴۸

پست الکترونیکی: faghihif@shirazu.ac.ir

چکیده

یکی از مسائل بسیار مهم در زمان نشت مواد رادیواکتیو از قلب یک راکتور هسته‌ای، تعیین و مدیریت مجتمع سوخت معیوب در میان تمامی مجتمع‌های موجود در قلب راکتور می‌باشد. هدف از این مطالعه ارائه یک روش سریع و کارا نسبت به روش‌های غیرمخرب و آزمون‌های نشتی متداول به منظور تشخیص و انتخاب سوخت معیوب است. اساس این روش بر پایه نمونه‌گیری از خنک‌کننده عبوری از قلب راکتور و ارزیابی طیف گاما حاصل از آن به منظور اندازه‌گیری نسبت فعالیت برخی پاره‌های شکافت گازی نشت یافته به خنک‌کننده راکتور می‌باشد. با استفاده از نسبت فعالیت $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$ و لحاظ کردن فاکتور تاریخچه مربوط به هر یک از مجتمع‌های سوخت، می‌توان میزان مصرف سوخت را به دست آورد. همچنین، از نسبت ایزوتوپ‌های $^{133}\text{Xe} / ^{133}\text{I} \times ^{130}\text{I}$ ضریب بیشینه قدرت و موقعیتی از قلب که سوخت معیوب در آنجا قرار دارد را پیش‌بینی نمود. به منظور بررسی این روش، نمونه آب یک سوخت معیوب واقع در کپسول تست نشتی راکتور تحقیقاتی تهران تهیه و مورد مطالعه قرار گرفت. نسبت فعالیت ایزوتوپ‌های موردنظر (برای چیدمان شامل سوخت موردنظر) محاسبه و طیف حاصل از ایزوتوپ‌های گازی در زمان‌های خنک‌سازی متفاوت مورد مطالعه قرار گرفته است. با در نظر گرفتن نسبت $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$ (۰/۱۲۱۲) و تاریخچه تابش دهی سوخت موردنظر (۲/۱۰۲۳) میزان مصرف سوخت برای این سوخت ۳۳/۹۲٪ پیش‌بینی شد. کدهای محاسباتی میزان مصرف این مجتمع را ۳۳/۱۲٪ برآورد می‌نماید که توافق نزدیکی با روش تجربی انجام شده دارد. مقایسه نتایج حاصل از آزمایش و محاسبات بیانگر برآورد نسبتاً خوب این روش از میزان مصرف سوخت مجتمع سوخت موردنظر می‌باشد.

کلیدواژه‌گان: سوخت معیوب، تشخیص نشت، پاره‌های شکافت گازی، شاخص میزان مصرف سوخت، شاخص ضریب بیشینه قدرت.

۱. مقدمه

از این روش می‌توان در همان ساعات آغازین نشت و با نمونه‌گیری از آب راکتور، سوخت نشتی داده شده را شناسایی و مدیریت کرده و با خارج کردن به موقع عامل نشتی، از گسترش بیش از حد آلودگی به محیط جلوگیری نمود. همچنین با به کارگیری این روش تعداد ساعات کار افراد در معرض تابش در حین عملیات شناسایی سوخت معیوب، کاهش یافته و میزان پرتوگیری افراد نیز به میزان قابل توجهی به حداقل خواهد رسید.

در قلب یک راکتور هسته‌ای گستره‌ی وسیعی از رادیونوکلیدها در نتیجه‌ی شکافت و یا فرایندهای بمباران نوترونی تولید می‌شوند، که غلاف سوخت یکی از سدهای بسیار مهم می‌باشد که از نشت مواد رادیواکتیو موجود در سوخت به آب خنک‌کننده جلوگیری می‌کند. زمانی که غلاف سوخت دچار خرابی و یا شکست می‌شود بخشی از پاره‌های شکافت بسته به میزان شکست ایجاد شده به آب خنک‌کننده انتقال می‌یابد. راکتور تحقیقاتی تهران از جمله راکتورهای استخری باز بوده که نشت مواد رادیواکتیو در آن به دلیل استخری بودن فوق‌العاده حائز اهمیت می‌باشد.

از جمله پاره‌های شکافت گازی نشت شده از سوخت به آب خنک‌کننده در یک راکتور می‌توان به ایزوتوپ‌های I, Cs ، Ba, Xe ، Tc و Kr اشاره نمود [۶]. با نمونه‌برداری از آب خنک‌کننده در همان ساعات اولیه نشتی و طیف‌سنجی گاما می‌توان میزان نسبی غلظت ایزوتوپ‌های موجود را برای تعیین مشخصات سوخت نشت داده شده برآورد نموده و از نسبت فعالیت $^{137}Cs / ^{134}Cs$ [۷ و ۸] موجود در نمونه آب می‌توان میزان مصرف سوخت معیوب و از ترکیب نسبت ایزوتوپ‌های $^{133}Xe / ^{133}I \times ^{135}I$ ضریب قله توان و موقعیتی از قلب که سوخت موردنظر در آن‌جا قرار دارد را پیش‌بینی نمود.

یکی از مسائل بسیار مهم در طی بهره‌برداری ایمن هر راکتور تشخیص نشت و شناسایی عامل نشتی می‌باشد. مطالعات بسیاری در زمینه تشخیص نشتی، دلایل ایجاد آن و نیز تعیین موقعیت سوخت معیوب در راکتورهای مختلف انجام گرفته است از جمله آن‌ها می‌توان به برگزاری نشست‌های پیاپی کمیته‌های فنی توسط آژانس بین‌المللی اتمی در سال‌های ۱۹۹۲، ۲۰۰۲ به ترتیب در کشورهای روسیه [۱] و اسلواکی [۲] به منظور بررسی سازوکارها، آزمایشات مختلف و نیز مدیریت سوخت معیوب در راکتورهای آب سبک اشاره نمود. همچنین طی مطالعه‌ی دیگر توسط کیم سو یونگ^۱ در سال ۲۰۰۳ تحلیل خرابی سوخت‌های راکتورهای تحت فشار به- علت هیدرید شدن غلاف سوخت انجام گرفته است [۳]. در مطالعه‌ای توسط دنگولم^۲ و همکارانش در سال ۲۰۱۰ نیز ارزیابی جامعی بر روی سوخت‌های معیوب توسط آژانس بین‌المللی اتمی انتشار یافته است [۴]. در تمامی این مطالعات روش‌های غیرمخرب و تست نشتی^۳ از جمله روش‌های عملیاتی در تشخیص و شناسایی یک سوخت معیوب در راکتورهای هسته‌ای می‌باشند [۵]. از طرفی، تشخیص نشتی با به‌کارگیری روش‌های غیرمخرب روشی پرزحمت بوده و مستلزم دریافت دز بسیار بالایی توسط افراد، فضای بسیار زیاد و نیز تجهیزات سنگین می‌باشد. لذا هدف از این مطالعه ارائه روشی سریع و مناسب است تا بتوان بدون احتیاج به تجهیزات بسیار پیچیده، سوخت معیوب در قلب راکتور را شناسایی و مدیریت نمود. شایان ذکر است برخلاف روش‌های دیگر که مستلزم انجام عملیات در حداقل ۳ روز پس از زمان نشت مواد رادیواکتیو (به دلیل میزان دز بالای محیط) می‌باشند، با استفاده

¹ soo Kim-yong

² Dangouleme

³ Sipping Test

سوخت را می‌توان با اندازه‌گیری نسبت برخی رادیونوکلئیدهای با نیمه‌عمر بالا تعیین نمود. فرض می‌شود که نسبت نوکلئیدها در سوخت برابر با نسبتی است که در آب خنک‌کننده نشت کرده است. لذا، با توجه به مراجع، با اندازه‌گیری نسبت‌های $^{137}\text{Cs}/^{134}\text{Cs}$ و $^{85}\text{Kr}/^{137}\text{Cs}$ و $^{135}\text{I}/^{133}\text{I}$ در خنک‌کننده و مقایسه مقادیر به دست آمده با نتایج حاصل از محاسبات برای کلیه مجتمع‌های سوخت و با در نظر گرفتن فاکتور مربوط به تاریخچه سوخت برای ایزوتوپ‌های مورد نظر، میزان مصرف و موقعیت سوخت معیوب را پیش‌بینی نمود. در این جا تأکید می‌شود که تاریخچه مصرف سوخت، نوع و تعداد روشن و خاموش‌سازی قلب در حصول نتیجه صحیح بسیار با اهمیت می‌باشد. در یک سوخت معیوب گستره‌ی وسیعی از پاره‌های شکافت گازی به داخل خنک‌کننده عبوری از نزدیک سوخت منتقل می‌شوند. با نمونه‌برداری از خنک‌کننده عبوری از قلب و تحلیل آن با یک آشکارساز HPGe می‌توان غلظت ایزوتوپ‌های ^{135}I ، ^{134}I ، ^{133}I ، ^{138}Xe ، ^{136}Xe ، ^{134}Xe ، ^{135}Xe ، ^{138}Cs ، ^{137}Cs ، ^{134}Cs ، ^{132}Cs و کریپتون (^{85}Kr ، ^{87}Kr ، ^{86}Kr) را برای شناسایی سوخت نشت داده‌شده تعیین نمود. این ایزوتوپ‌ها یا به صورت مستقیم از طریق شکافت تولید می‌شوند و یا به صورت غیرمستقیم دختر محصولات شکافت کوتاه عمری هستند که در نتیجه شکافت ایجاد شده در ^{235}U تولید می‌شوند و نیمه‌عمر آن‌ها به اندازه کافی بلند می‌باشد که بتوان تا چند روز بعد از نشت نیز مجتمع سوخت مورد نظر را شناسایی نمود. عناصر گازی مورد نظر در این تحقیق، به همراه نیمه‌عمر آن‌ها در جدول ۱ آورده شده است.

در این مطالعه یک چیدمان کاری از راکتور تحقیقاتی تهران با ۳۳ مجتمع سوخت که یکی از المان‌های سوخت در آن نشت داده بود انتخاب و محاسبات لازم برای تمامی مجتمع-

در این مطالعه نمونه آب یک سوخت معیوب واقع در کپسول تست نشتی در قلب راکتور تحقیقاتی تهران مورد مطالعه و با طیف‌سنجی گاما توسط آشکارساز HPGe غلظت ایزوتوپ‌های مورد نظر برای تعیین مشخصات سوخت معیوب مورد ارزیابی قرار گرفت. از آنجایی که از زمان نشت سوخت مورد نظر و نمونه‌برداری انجام شده در این مطالعه حدوداً دو سال گذشته است، انتظار می‌رود تمامی عناصر گازی با نیمه-عمر پایین واپاشی نموده و تنها ایزوتوپ‌هایی با نیمه‌عمر بالا در نمونه‌ی مورد نظر موجود باشند، لذا برای بیان این روش، طرحی از قلب راکتور تهران که سوخت مورد نظر در آن نشت کرده در نظر گرفته شد و با مدل‌سازی چیدمان مورد نظر توسط کدهای محاسباتی WIMSD5 [۹] و CITATION [۱۰] نحوه توزیع قدرت در مجتمع‌های سوخت محاسبه و با توجه به میزان قدرت حرارتی تولید شده در طی چیدمان مورد نظر، میزان توان تولیدی در هر یک از مجتمع‌های سوخت محاسبه گردید. سپس با استفاده از کد محاسباتی ORIGEN2.1 [۱۱] غلظت ایزوتوپ‌های گازی برای تمامی مجتمع‌های سوخت در زمان نشت مورد ارزیابی و نحوه‌ی تغییرات آن‌ها با توجه به تغییرات میزان مصرف سوخت و سطح تولید توان در آن مجتمع مورد مطالعه قرار گرفت. نهایتاً، طیف حاصل از ایزوتوپ‌های گازی که امکان نشت آن‌ها به خنک‌کننده وجود دارد در زمان‌های خنک شدن^۱ متفاوت توسط کد محاسباتی MCNPX 2.7 [۱۲] شبیه‌سازی گردید.

۲. روش‌های اندازه‌گیری و محاسبات

با ارزیابی فعالیت برخی از رادیونوکلئیدها (ید و برخی گازهای نجیب) در خنک‌کننده، نقص ایجاد شده در سوخت را می‌توان شناسایی نمود. همان‌طور که اشاره شد، میزان مصرف

^۱ Cooling Time

های سوخت انجام شده است. آرایش و نحوه چیدمان مجتمع - های سوخت در شکل ۱ آورده شده است.

جدول (۱): برخی پاره‌های شکافت گازی به همراه نیمه‌عمرشان [۱۳].

Isotope	Half-life	Isotope	Half-life	Isotope	Half-life	Isotope	Half-life	Isotope	Half-life
^{128}I	۲۴/۹۸ دقیقه	^{127}Xe	روز ۳۶/۴۰	^{132}Cs	روز ۶/۴۷	^{133}Ba	سال ۱۰/۷۰	^{79}Kr	ساعت ۳۵/۰۳
^{130}I	۱۲/۳۶ ساعت	^{133}Xe	روز ۵/۲۹	^{134}Cs	سال ۲/۰۲	^{139}Ba	دقیقه ۸۴/۹۰	^{81}Kr	سال $۲/۱۰ \times 10^6$
^{131}I	۸/۰۴ روز	^{135}Xe	ساعت ۹/۰۸	^{136}Cs	روز ۱۲/۹۷	^{140}Ba	روز ۱۲/۷۹	^{85}Kr	سال ۱۰/۷۳
^{132}I	۱۴۲/۸۰ دقیقه	^{137}Xe	دقیقه ۳/۸۳	^{137}Cs	سال ۳۰/۱۰	^{141}Ba	دقیقه ۱۸/۲۷	^{87}Kr	دقیقه ۷۶/۴۰
^{133}I	۲۰/۳۰ ساعت	^{138}Xe	دقیقه ۱۴/۱۳	^{138}Cs	دقیقه ۳۲/۲۰	^{142}Ba	دقیقه ۱۰/۷۰	^{88}Kr	ساعت ۲/۸۴
^{134}I	۵۲/۶۰ دقیقه			^{139}Cs	دقیقه ۹/۴۰				
^{135}I	۶/۶۱ ساعت								

		Core Configuration				Thermal Column	
		GR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	IR-BOX	GR-BOX	
9	IR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	GR-BOX	IR-BOX	GR-BOX	
8	SFE-1	CFE-1	SFE-2	SFE-3	SFE-4	SFE-5	
7	SFE-6	SFE-7	SFE-8	SFE-9	CFE-2	SFE-10	
6	SFE-11	CFE-3	SFE-12	IR-BOX	SFE-13	SFE-14	
5	SFE-15	SFE-16	SFE-17	SFE-18	CFE-4	SFE-19	
4	SFE-20	SFE-21	CFE-5	SFE-22	SFE-23	SFE-24	
3	IR-BOX	SFE-25	SFE-26	SFE-27	SFE-28	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	

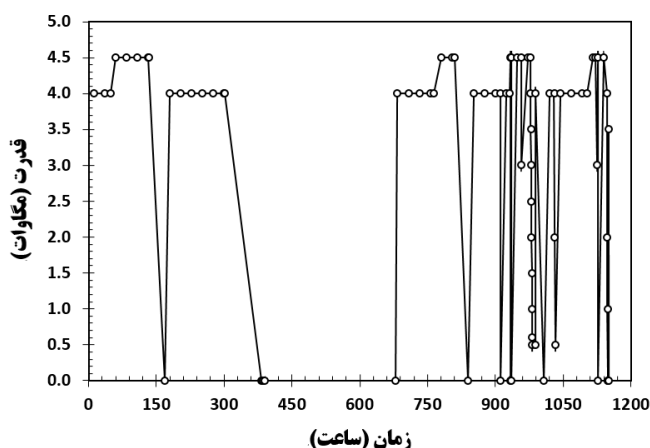
شکل (۱): نحوه چیدمان مجتمع‌های سوخت در قلب شامل سوخت معیوب.

می‌شود راکتور در طی این چیدمان کاری در یک قدرت ثابت نبوده و در قدرت‌های کاری متفاوت مورد بهره‌برداری قرار گرفته است. لذا، بعد از دستیابی به تاریخچه‌ی راکتور، سهم هر کدام از مجتمع‌های سوخت با توجه به ضریب بیشینه قدرت و توان حرارتی تولیدی راکتور در هر گام زمانی، محاسبه و با توجه به میزان مصرف هر المان، سوخت تغییرات قدرت در این چیدمان برای تمامی مجتمع‌های سوخت توسط کد محاسباتی ORIGEN 2.1 مدل‌سازی گردید.

نخست قلب مورد نظر توسط کدهای محاسباتی WIMSD5 و CITATION مدل‌سازی شده و نحوه توزیع قدرت در قلب راکتور محاسبه شد، در جدول ۲ میزان مصرف سوخت کلیه مجتمع‌ها به همراه ضریب قدرت راکتور آورده شده است. سپس بعد از محاسبه سهم قدرت ایجاد شده توسط هر مجتمع، تاریخچه‌ی کاری راکتور در چیدمان موردنظر بررسی شد. نحوه کارکرد راکتور در طی این چیدمان کاری در شکل ۲ آمده است. همان‌طور که در این شکل نیز مشاهده

جدول (۲): تغییرات نسبت‌های $^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ و $^{130}\text{I} \times ^{133}\text{I}/^{133}\text{Xe}$ در کلیه مجتمع‌های سوخت چیدمان موردنظر با توجه به تاریخچه تابش‌دهی، میزان مصرف سوخت و ضریب بیشینه قدرت.

شماره سوخت	میزان مصرف (%)	ضریب بیشینه قدرت	ضریب تاریخچه سوخت (F)	$^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$	$F \times ^{135}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$	$^{130}\text{I} \times ^{133}\text{I}/^{133}\text{Xe}$
Elements Fuel Standard						
SFE-1	۳/۴۶	۰/۸۴۴۵	۱/۱۰۱۴	$۱/۲۱۳ \times ۱۰^{-۳}$	$۱/۳۳۶ \times ۱۰^{-۳}$	$۳/۷۵۴ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-2	۲۷/۷۲	۱/۰۲۷۷	۱/۸۴۴۴	$۱/۷۲۵ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۱۸۲ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۲۸۵ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-3	۳۲/۱۱	۱/۰۰۷۵	۱/۹۲۰۸	$۲/۳۰۵ \times ۱۰^{-۱}$	$۴/۴۲۷ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۶۴۱ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-4	۱۶/۳۴	۱/۰۲۳۵	۱/۵۰۲۶	$۵/۶۴۳ \times ۱۰^{-۲}$	$۸/۴۷۹ \times ۱۰^{-۲}$	$۳/۰۱۵ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-5	۴/۶۴	۰/۸۶۷۵	۱/۰۶۴۸	$۲/۹۷۹ \times ۱۰^{-۳}$	$۳/۱۷۲ \times ۱۰^{-۳}$	$۳/۰۵۹ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-6	۳۳/۱۳	۰/۸۳۵۰	۲/۱۰۲۳	$۲/۴۰۵ \times ۱۰^{-۱}$	$۵/۱۵۱ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۶۴۶ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-7	۴۰/۹۵	۱/۰۰۳۵	۲/۰۹۶۳	$۳/۷۰۰ \times ۱۰^{-۱}$	$۷/۷۵۶ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۹۰۵ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-8	۴۷/۵۸	۱/۰۸۱۴	۲/۳۳۵۵	$۴/۹۲۰ \times ۱۰^{-۱}$	۱/۱۴۹	$۳/۹۴۰ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-9	۴۹/۵۴	۱/۱۶۵۲	۲/۳۵۹۲	$۵/۳۲۰ \times ۱۰^{-۱}$	۱/۲۵۵	$۳/۶۲۱ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-10	۲۹/۵۴	۰/۸۸۶۴	۱/۹۲۴۴	$۱/۹۵۵ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۷۶۲ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۱۴۰ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-11	۲۱/۰۸	۱/۰۰۶۱	۱/۶۵۳۵	$۹/۷۶۰ \times ۱۰^{-۲}$	$۱/۶۱۴ \times ۱۰^{-۱}$	$۴/۶۰۵ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-12	۵۷/۱۲	۱/۱۵۵۸	۲/۴۹۵۰	$۶/۹۳۵ \times ۱۰^{-۱}$	۱/۷۳۰	$۴/۱۶۸ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-13	۴۰/۳۰	۱/۲۱۹۱	۲/۱۴۴۷	$۴/۰۰۴ \times ۱۰^{-۱}$	$۸/۵۸۷ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۹۰۳ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-14	۱۲/۶۹	۱/۰۹۲۲	۱/۲۸۲۳	$۳/۴۶۰ \times ۱۰^{-۳}$	$۴/۴۳۷ \times ۱۰^{-۳}$	$۳/۷۰۸ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-15	۳۳/۷۳	۰/۹۱۰۴	۲/۰۰۲۸	$۲/۵۳۹ \times ۱۰^{-۱}$	$۵/۰۸۵ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۲۰۳ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-16	۳۹/۰۴	۱/۰۹۲۳	۲/۱۰۴۷	$۳/۳۸۷ \times ۱۰^{-۱}$	$۷/۱۲۹ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۵۵۶ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-17	۳۸/۹۰	۱/۲۷۵۵	۲/۱۵۲۵	$۳/۳۶۴ \times ۱۰^{-۱}$	$۷/۲۴۱ \times ۱۰^{-۱}$	$۴/۳۸۹ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-18	۵۵/۳۵	۱/۲۱۷۲	۲/۴۰۰۴	$۶/۵۵۹ \times ۱۰^{-۱}$	۱/۵۷۴	$۴/۲۰۴ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-19	۲۵/۳۸	۰/۹۸۹۶	۱/۷۵۱۸	$۱/۴۴۰ \times ۱۰^{-۱}$	$۲/۵۲۳ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۶۴۳ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-20	۲/۵۹	۱/۰۳۴۵	۱/۰۲۹۰	$۴/۱۸۴ \times ۱۰^{-۴}$	$۴/۳۰۵ \times ۱۰^{-۴}$	$۳/۶۸۵ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-21	۲۱/۷۳	۱/۰۷۷۹	۱/۶۳۹۰	$۱/۰۴۶ \times ۱۰^{-۱}$	$۱/۷۱۴ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۴۲۱ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-22	۵۴/۳۱	۰/۹۸۵۸	۲/۴۷۸۲	$۶/۳۳۱ \times ۱۰^{-۱}$	۱/۵۶۹	$۴/۳۹۸ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-23	۴۵/۰۳	۰/۹۴۸۰	۲/۳۵۴۹	$۴/۴۲۶ \times ۱۰^{-۱}$	۱/۰۴۲	$۳/۷۰۱ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-24	۱/۷۵	۱/۱۰۴۱	۱/۰۱۷۴	$۴/۶۰۶ \times ۱۰^{-۴}$	$۴/۶۸۶ \times ۱۰^{-۴}$	$۴/۰۱۱ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-25	۱۲/۲۰	۱/۰۰۵۶	۱/۲۸۰۳	$۳/۱۸۷ \times ۱۰^{-۲}$	$۴/۰۵۵ \times ۱۰^{-۲}$	$۳/۶۱۷ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-26	۲۱/۷۸	۱/۰۵۸۹	۱/۶۰۲۲	$۱/۰۵۲ \times ۱۰^{-۱}$	$۱/۶۸۶ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۹۶۰ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-27	۴۱/۷۰	۰/۸۸۸۱	۱/۲۷۶۴	$۳/۸۲۳ \times ۱۰^{-۱}$	$۸/۷۰۳ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۲۰۱ \times ۱۰^{-۶}$
SFE-28	۷/۳۵	۱/۰۱۶۳	۱/۱۰۱۴	$۹/۹۰۵ \times ۱۰^{-۳}$	$۱/۰۹۱ \times ۱۰^{-۲}$	$۳/۱۴۲ \times ۱۰^{-۶}$
Control Fuel Elements						
CFE-1	۲/۶۶	۰/۷۸۰۶	۱/۰۲۹۳	$۴/۲۶۶ \times ۱۰^{-۴}$	$۴/۳۹۱ \times ۱۰^{-۴}$	$۲/۷۹۲ \times ۱۰^{-۶}$
CFE-2	۹/۱۹	۰/۹۱۹۶	۱/۱۰۳۶	$۹/۲۵۷ \times ۱۰^{-۳}$	$۱/۰۲۲ \times ۱۰^{-۲}$	$۲/۵۵۳ \times ۱۰^{-۶}$
CFE-3	۴۷/۱۰	۰/۷۷۴۰	۲/۲۹۵۶	$۳/۸۴۷ \times ۱۰^{-۱}$	$۸/۸۳۱ \times ۱۰^{-۱}$	$۳/۵۸۶ \times ۱۰^{-۶}$
CFE-4	۱۴/۳۶	۰/۹۸۹۹	۱/۱۸۰۵	$۳/۰۱۹ \times ۱۰^{-۲}$	$۳/۵۶۴ \times ۱۰^{-۲}$	$۲/۶۶۵ \times ۱۰^{-۶}$
CFE-5	۵۸/۵۲	۰/۷۰۷۲	۲/۴۹۳۶	$۵/۸۹۴ \times ۱۰^{-۱}$	۱/۴۷۰	$۲/۸۲۹ \times ۱۰^{-۶}$

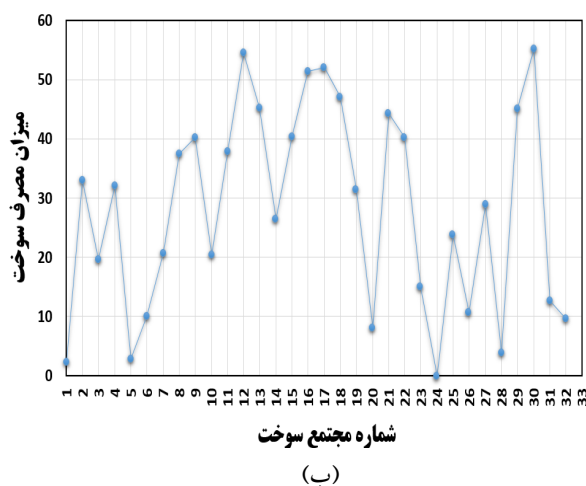


شکل (۲): تغییرات قدرت در مدت زمان بهره‌برداری از یک چیدمان کاری راکتور تحقیقاتی تهران [۱۳].

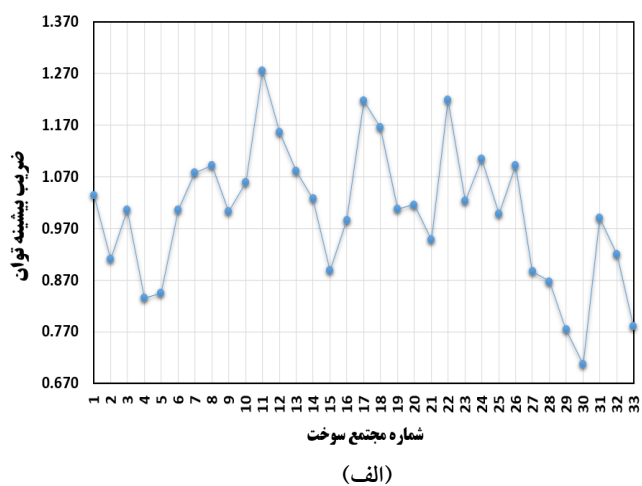
۳. نتایج محاسبات و اندازه‌گیری

گازی برای کلیه مجتمع‌های سوخت و مقایسه آن‌ها با شکل-های ۳ (الف و ب) قابلیت ایزوتوپ‌های مختلف به‌عنوان شاخص میزان مصرف سوخت و نیز ضریب بیشینه قدرت مورد مطالعه قرار گرفت.

شکل ۳ (الف) نحوه تغییرات ضریب بیشینه توان و شکل ۳ (ب) نحوه تغییرات میزان مصرف سوخت را برای مجتمع سوخت نشان می‌دهد. از طرفی، کلیه ایزوتوپ‌های گازی از جمله Kr و Xe, I, Cs برای کلیه مجتمع‌های سوخت محاسبه شده است و با ارزیابی میزان غلظت ایزوتوپ‌های

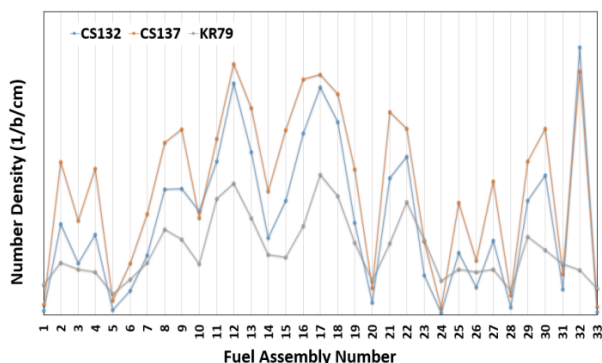


شکل (۳): (الف) تغییرات ضریب بیشینه توان و (ب) تغییرات میزان مصرف در مجتمع‌های سوخت.

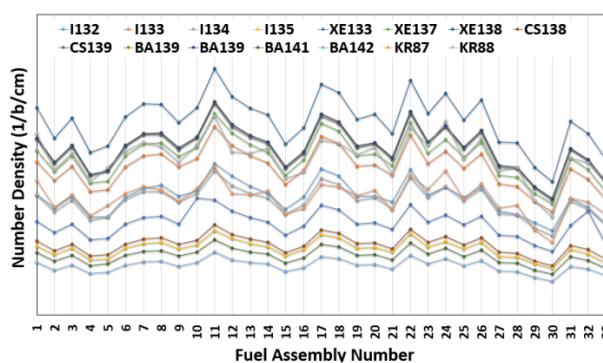


ایزوتوپ‌های ^{137}Cs ، ^{134}Cs ، ^{85}Kr و ^{133}Cs را به‌عنوان شاخص میزان مصرف سوخت و ایزوتوپ‌های ^{133}Xe ، ^{131}I و ^{130}I را به‌عنوان شاخص نحوه توزیع قدرت در قلب راکتور می‌توان در نظر گرفت.

شکل‌های ۴ (الف و ب) نحوه تغییرات ایزوتوپ‌های مختلف را برای کلیه مجتمع‌های سوخت نشان می‌دهد. با مقایسه این شکل‌ها و شکل‌های ۳ (الف و ب) و نیز با توجه به نیمه‌عمر عناصر که در جدول ۱ آورده شده، استنباط می‌شود که



(ب)



(الف)

شکل (۴): (الف) تغییرات ایزوتوپ‌های گازی مناسب به‌عنوان شاخص‌های ضریب بیشینه قدرت و (ب) به‌عنوان شاخص‌های میزان مصرف در مجتمع‌های سوخت.

ایزوتوپ‌های ^{137}Cs ، ^{134}Cs با نیمه‌عمر به ترتیب ۳۰/۱۰۴ و ۲/۰۲ سال دارای نیمه‌عمرهای نسبتاً بلندی می‌باشند و در صورت استفاده از این ایزوتوپ‌ها به‌عنوان شاخص میزان مصرف سوخت، تصحیح مربوط به تاریخچه تابش‌دهی سوخت مورد بررسی باید انجام گیرد.

ضریب مربوط به تاریخچه تابش‌دهی کلیه مجتمع‌های سوخت با در نظر گرفتن لحظه به لحظه کارکرد راکتور برای ایزوتوپ‌های ^{137}Cs ، ^{134}Cs توسط فرمول زیر محاسبه و فاکتور تصحیح موردنظر برای نسبت $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$ در جدول ۲ آورده شده است.

$$F = \frac{\sum_k P_k t_k e^{-\lambda \cdot t_k}}{\sum_k P_k t_k} \quad (1)$$

که در آن F ضریب تاریخچه تابش دهی، P_k میانگین قدرت مورد نظر در k امین دوره تابش دهی، t_k مدت زمان k امین دوره تابش دهی، τ مدت زمان بین k امین دوره تابش‌دهی و پایان آخرین دوره تابش‌دهی، λ ثابت واپاشی شاخص موردنظر ($\lambda = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}}$ ، $T_{1/2}$ نیمه‌عمر ایزوتوپ موردنظر) می‌باشند.

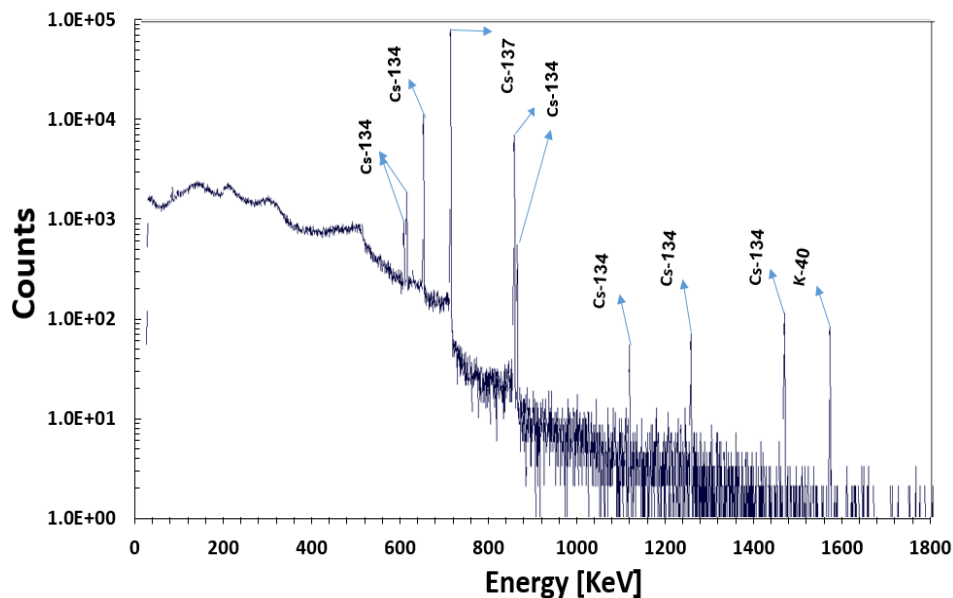
به‌منظور ارزیابی طرح موردنظر، نمونه آب سوخت معیوب واقع در کپسول آزمون نشتی تهیه و میزان فعالیت عناصر

از آن‌جایی که نمونه مورد بررسی ما آب خنک‌کننده می‌باشد و با فرض اینکه نسبت ایزوتوپ‌های موردنظر در سوخت برابر با نسبت آن‌ها در نمونه آب باشد می‌توان از نسبت‌های $^{137}\text{Cs} / ^{134}\text{Cs}$ ، $^{137}\text{Cs} \times ^{132}\text{Cs} / ^{79}\text{Kr}$ ، ^{134}Cs و یا $^{137}\text{Xe} / ^{133}\text{I} \times ^{135}\text{I}$ به ترتیب به‌عنوان شاخص‌های میزان مصرف سوخت و یا توزیع قدرت در قلب راکتور استفاده نمود. هر یک از مجتمع‌های سوخت در قلب راکتور دارای میزان مصرف متفاوت بوده و با توجه به موقعیت آن فاکتور قله نیز متفاوت می‌باشد، (در جدول ۲ میزان مصرف و فاکتور قله برای هر یک از مجتمع‌های سوخت در چیدمان مورد مطالعه آورده شده است).

با تعیین میزان مصرف سوخت معیوب می‌توان موقعیت سوخت معیوب را در میان مجتمع‌های سوخت در قلب راکتور شناسایی نمود و در صورت وجود چند مجتمع سوخت با میزان مصرف نزدیک، می‌توان از شاخص ضریب قله توان، مجتمع سوخت معیوب را تشخیص داد. حال اگر ایزوتوپ مورد بررسی دارای نیمه‌عمر نسبتاً زیادی باشد، علاوه بر نحوه ی کارکرد راکتور در چیدمان جاری، تاریخچه‌ی کارکرد سوخت موردنظر از ابتدای تابش‌دهی آن، در چیدمان‌های پیشین نیز باید لحاظ گردد.

نسبت $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$ ($0/1212 + 0/023$)، تاریخچه تابش‌دهی سوخت مورد نظر ($2/1023$) و با توجه به تغییرات $^{137}\text{Cs} / ^{134}\text{Cs}$ نسبت به میزان مصرف سوخت (محاسبه شده توسط کد محاسباتی ORIGEN2.1) میزان مصرف برای این سوخت $33/92\%$ پیش‌بینی شد و نتایج حاصل از محاسبات توسط کدهای محاسباتی WIMSD5 و CITATION با پیگیری کلیه چیدمان‌های کاری میزان مصرف این مجتمع را $33/12\%$ برآورد می‌نماید مقایسه بین نتایج به‌دست آمده از میزان مصرف سوخت بیانگر اختلاف $2/3\%$ می‌باشد.

موجود در آن‌ها توسط آشکارساز HPGe مورد تحلیل قرار گرفت. از آنجایی که از زمان نشت سوخت موردنظر و نمونه-برداری حدود دو سال سپری شده است، بنابراین انتظار می‌رود عناصر با نیمه‌عمر کوتاه واپاشی نموده و تنها عناصر با نیمه‌عمر بلند از جمله ^{137}Cs و ^{134}Cs قابل اندازه‌گیری باشند. طیف گامای حاصل از این نمونه آب توسط آشکارساز HPGe ارزیابی شده و در شکل ۵ آورده شده است. همان‌طور که مورد انتظار بود با توجه به گذشت دو سال ایزوتوپ‌های گازی با نیمه‌عمر کوتاه واپاشی نموده و تنها انرژی‌های مربوط به ایزوتوپ‌های ^{137}Cs و ^{134}Cs دیده می‌شوند. با در نظر گرفتن



شکل (۵): طیف حاصل از نمونه آب سوخت معیوب توسط آشکارساز HPGe

ضرب گردید. بازده ذاتی به جنس آشکارساز، انرژی تابش و ضخامت فیزیکی آشکارساز در جهت تابش برخوردی بستگی دارد. شکل ۱۰ تغییرات بازده ذاتی آشکارساز را نسبت به انرژی تابش گامای برخوردی برای یک آشکارساز HPGe نوعی با شعاع بلور $2/760\text{ cm}$ نشان می‌دهد، در این آشکارساز ضخامت فضای خالی بین پنجره‌ی آلومینیومی و بلور در آشکارساز $0/30\text{ cm}$ می‌باشد.

بازده ذاتی آشکارساز نسبت به انرژی برخوردی تابش گاما در حالت کلی از فرمول لگاریتمی زیر تبعیت می‌نماید، ثابت-

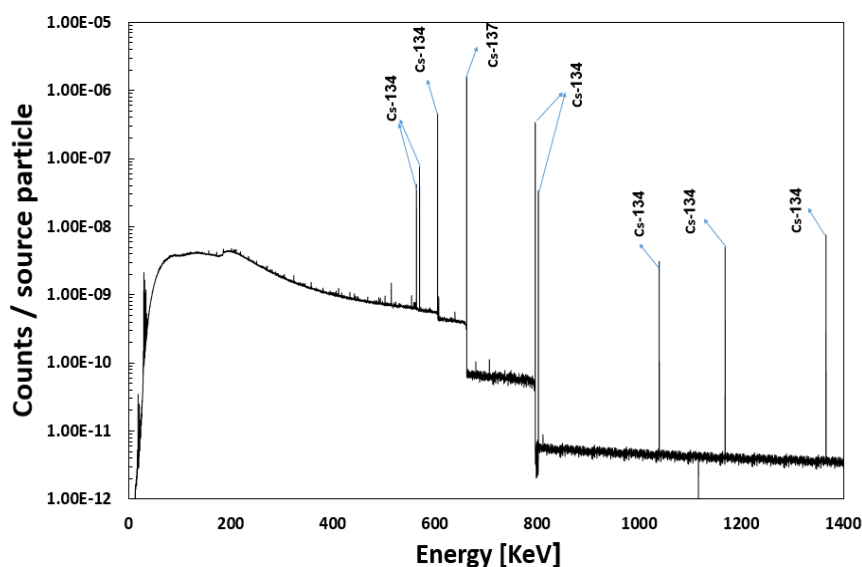
به‌منظور ارزیابی طیف حاصل از نمونه آب سوخت معیوب و در دسترس نبودن نمونه‌های آن در ساعات نخستین نشت، ایزوتوپ‌های گازی موردنظر برای سوخت نشت داده شده توسط کد محاسباتی ORIGEN2.1 برآورد و طیف حاصل از آن در زمان‌های خنک‌شدن متفاوت (۳ ساعت، ۳ روز، ۳ ماه و ۲ سال بعد از زمان نشت) توسط کد محاسباتی MCNPX2.7 شبیه‌سازی و در شکل‌های ۶ تا ۹ آورده شده است. همچنین برای لحاظ پاسخ آشکارساز HPGe در برابر تابش برخوردی، طیف‌های مدل‌سازی شده در بازده ذاتی یک آشکارساز نوعی

همان‌طور که در شکل‌های ۶ تا ۹ دیده می‌شود در زمان‌های خنک‌شدن کوتاه به دلیل وجود اغلب ایزوتوپ‌های گازی کوتاه عمر، گستره وسیعی از قله‌های تمام انرژی در طیف قابل مشاهده می‌باشد به طوری که در زمان خنک‌شدن ۳ ساعت پس از نشت، قله‌های تمام انرژی اغلب ایزوتوپ‌های گازی در طیف دیده می‌شود، با گذشت زمان و واپاشی عناصر با نیمه‌عمر کوتاه‌تر، تعداد قله‌های تمام انرژی کم‌تر شده به طوری که در طیف مربوط به زمان خنک‌شدن ۲ سال تنها قله‌های انرژی مربوط به ایزوتوپ‌های ^{137}Cs و ^{134}Cs در طیف قابل مشاهده می‌باشد.

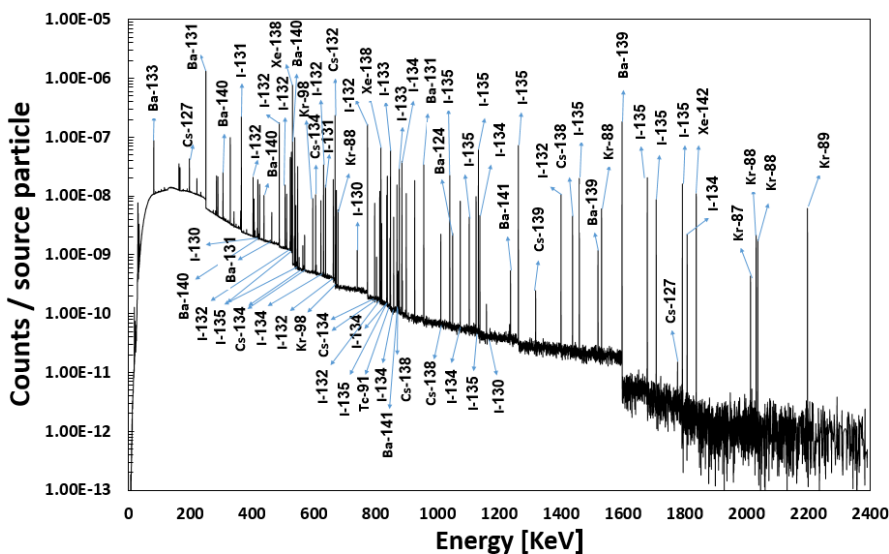
های a_0 ، a_1 ، a_2 و a_3 را می‌توان با اندازه‌گیری بازده ذاتی آشکارساز نسبت به انرژی تابش برخوردی چشمه‌های استاندارد به دست آورد [۱۴].

$$\ln \varepsilon_\gamma = a_0 + a_1 \ln\left(\frac{E_\gamma}{E_r}\right) + a_2 \left[\ln\left(\frac{E_\gamma}{E_r}\right)\right]^2 + a_3 \left[\ln\left(\frac{E_\gamma}{E_r}\right)\right]^3 \quad (2)$$

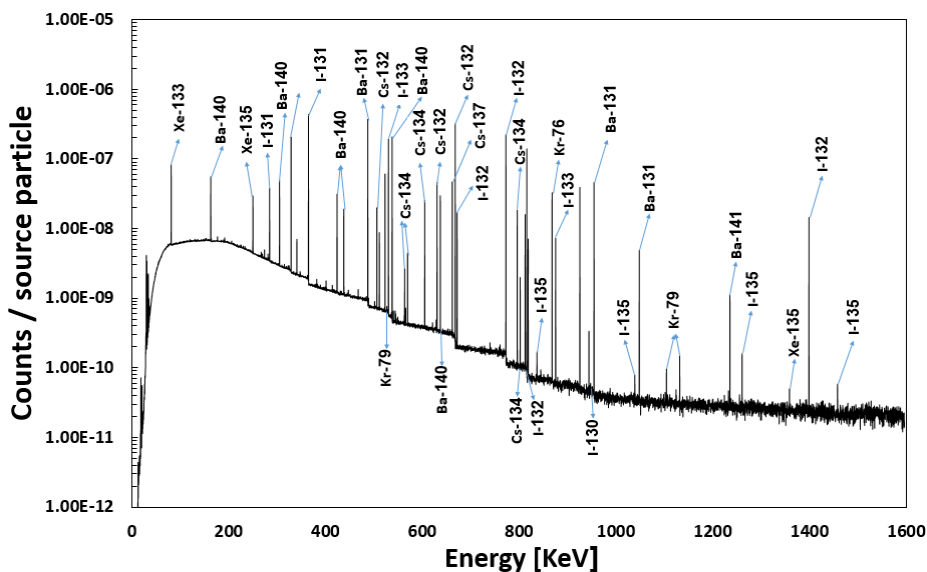
که در آن $a_2 = -0.21814$ ، $a_1 = -0.75835$ ، $a_0 = -2.70891$ و $a_3 = -0.09302$ می‌باشند.



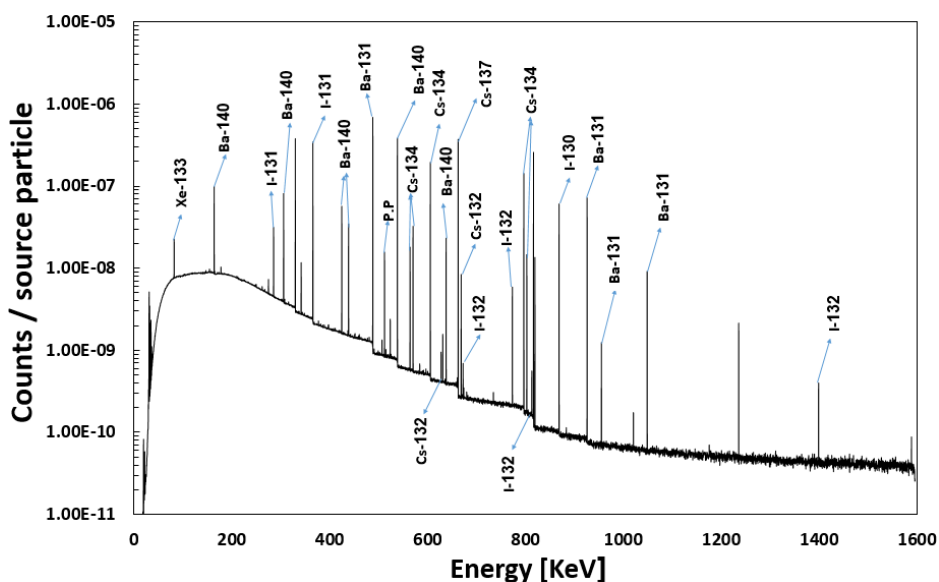
شکل (۶): طیف شبیه‌سازی شده نمونه آب سوخت معیوب ۲ سال پس از زمان نشت.



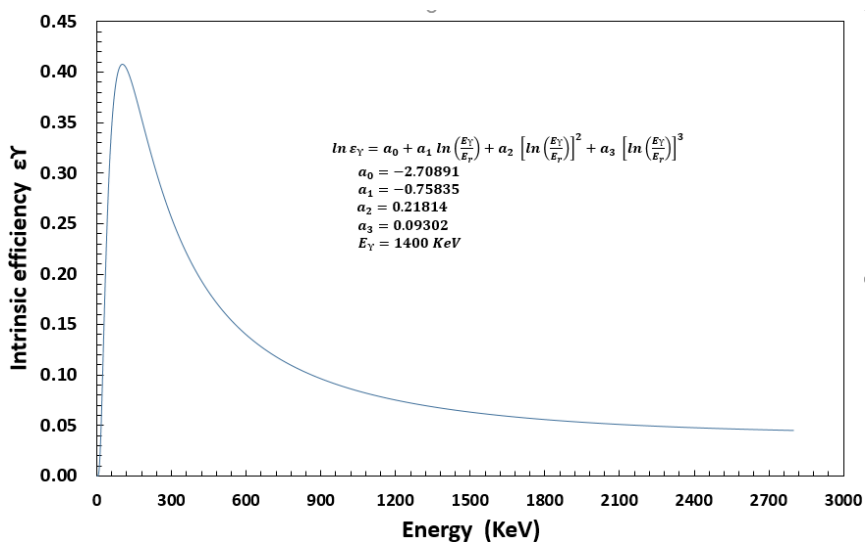
شکل (۷): طیف شبیه‌سازی شده نمونه آب سوخت معیوب ۳ ساعت پس از زمان نشت.



شکل (۸): طیف شبیه‌سازی شده نمونه آب سوخت معیوب ۳ روز پس از زمان نشت.



شکل (۹): طیف شبیه‌سازی شده نمونه آب سوخت معیوب ۳۰ روز پس از زمان نشت.



شکل (۱۰): تغییرات بازده ذاتی نسبت به انرژی تابش گامای برخوردی برای یک آشکارساز HPGc نوعی [۱۳].

۴. بحث و نتیجه‌گیری

هدف از این مطالعه ارائه و به‌کارگیری روشی سریع و کارا نسبت به روش‌های غیرمخرب و آزمون‌های نشتی در تشخیص سوخت معیوب در قلب راکتور می‌باشد.

این روش بر پایه نمونه‌گیری از خنک‌کننده عبوری از نزدیک سوخت و طیف‌سنجی آن بوده و با اندازه‌گیری نسبت فعالیت $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$ و لحاظ کردن فاکتور تاریخچه مربوط به کلیه مجتمع‌های سوخت، می‌توان میزان مصرف سوخت معیوب را پیش‌بینی نمود. با در نظر گرفتن نسبت $^{134}\text{Cs} / ^{137}\text{Cs}$ (۰/۱۲۱۲) و تاریخچه تابش دهی سوخت مورد نظر (۲/۱۰۲۳) میزان مصرف سوخت برای این سوخت ۳۳/۹۲٪ پیش‌بینی شد و نتایج حاصل از محاسبات توسط کدهای محاسباتی WIMSD5 و CITATION با پیگیری کلیه چیدمان‌های کاری میزان مصرف این مجتمع را ۳۳/۱۲٪ برآورد می‌نماید. مقایسه نتایج حاصل از آزمایش و محاسبات

بیانگر برآورد نسبتاً خوب این روش از میزان مصرف سوخت مجتمع سوخت موردنظر می‌باشد. همچنین از ترکیب نسبت ایزوتوپ‌های $^{134}\text{I} \times ^{133}\text{I} / ^{133}\text{Xe}$ ضریب بیشینه قدرت و موقعیتی از قلب که سوخت موردنظر در آن قرار دارد را می‌توان پیش‌بینی نمود.

همچنین مدل‌سازی طیف نمونه آب در زمان خنک‌شدن دو سال و مقایسه آن با نتایج آزمایشی بیانگر پیش‌بینی خوب محاسبات از طیف اندازه‌گیری شده می‌باشد. بعد از راستی-آزمایی طیف شبیه‌سازی شده و به‌دلیل در دسترس نبودن نمونه آب خنک‌کننده از سوخت معیوب در زمان‌های خنک‌شدن کوتاه‌تر، طیف حاصل از پاره‌های شکافت گازی نشت یافته از سوخت در زمان‌های خنک‌شدن ۳ ساعت، ۳ روز، ۳ ماه و ۲ سال بعد از زمان نشت توسط کدهای محاسباتی شبیه‌سازی شد.

۵. مراجع

- [1] C. Leuthrot, A. Brissaud and A. Harrer. A review of recent LWR fuel failures. IAEATCM, Fuel failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Mechanisms and Management. 26-29 May 1992, IAEA-TECDOC-709, (1993).
- [2] C. Leuthrot, A. Brissaud, A. Harre, fuel failure in water reactor: causes and mitigation, IAEA Tecdoc-1345, IAEA, Vienna: 95, (2002).
- [3] Y.S. Kim. PWR fuel failure analysis due to hydriding based on pie data, Fuel failure in water reactors: Causes and mitigation. 137 (2003).
- [4] D. Dangouleme, V. Inozemtsev, K. Kamimura, J. Killeen, A. Kucuk, V. Novikov, V. Onufriev and M. Tayal. IAEA review on fuel failures in water cooled reactors. Proceedings of Top Fuel. (2010).
- [5] M. Jafari, R.G. Aghoyeh, R. Toumari and H. Khalafi. A sipping test simulator for identifying defective fuels in MTR type nuclear research reactor. Annals of Nuclear Energy. 77 (2015) 238–245.
- [6] S. Ansari, M. Asif, T. Rashid and K. Qasim. Burnup studies of spent fuels of varying types and enrichment. Annals of Nuclear Energy. 34 (2007) 641–651.
- [7] P.H. Liem, S. Amini, A.G. Hutagaol and T.M. Sembiring. Nondestructive burnup verification by gamma-ray spectroscopy of LEU silicide fuel plates irradiated in the RSG GAS multipurpose reactor. Annals of Nuclear Energy. 56 (2013) 57–65.
- [8] J. Donnelly. WIMS-CRNL: A user's manual for the Chalk River version of WIMS. (1986).
- [9] T.B. Fowler, D.R. Vondy and G.M. Cunningham. Nuclear reactor analysis code CITATION. ORNL-TM-2496, (1989).
- [10] A.G. Croff. User's manual for the ORIGEN2 computer code. Oak Ridge National Lab. (2002).

- [11] E. Browne, J.M. Dairiki and R.E. Doebler. Table of isotopes, national standard reference data system. (1978).
- [12] AEOI, Logbook 32, Tehran-Iran. (2001).
- [13] L. Terremoto, C. Zeituni, J. Perrotta and J. Da Silva. Gamma-ray spectroscopy on irradiated MTR fuel elements. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. 450 (2000) 495–514.