

## مروری بر سرامیک‌های هسته‌ای

علی احمدی، زهره هم نبرد، رفیع علی رحیمی

سازمان انرژی اتمی ایران

zhamnabard@nrcam.org

**چکیده:** با توجه به نیاز روز افزون به انرژی هسته‌ای در سال‌های اخیر، در این نوشتار سعی شده است با مروری بر کاربردهای مهم سرامیک‌ها در حوزه هسته‌ای، آشنایی بیشتری برای علاقمندان و متخصصین فراهم گردد. کاربردهای مورد اشاره شامل استفاده از سرامیک‌ها در سوخت هسته‌ای، مواد جاذب، کنترل کننده و منعکس کننده نوترون در راکتورهای هسته‌ای، مواد نگهدارنده پسماندهای هسته‌ای، دوز سنجی اشعه، محصور سازی و حفاظت در برابر اشعه می‌باشد که در قالب سه دسته سرامیک‌های اکسیدی، غیر اکسیدی، شیشه و شیشه سرامیک‌ها ارائه گردیده است.

### ۱- مقدمه

انرژی هسته‌ای از شکافت یا گداخت هسته اتم‌هایی نظیر اورانیوم، پلوتونیوم ایجاد می‌شود. این انرژی دارای کاربردهای فراوانی در حوزه صنعت، کشاورزی و پزشکی می‌باشد. تولید آن نسبت به انرژی‌های دیگر ارزان‌تر است و آلودگی زیست محیطی کمتر در مقایسه با روش‌های تولید انرژی از طریق سوخت‌های فسیلی، ایجاد می‌کند. در حال حاضر حدود ۴۵۰ نیروگاه هسته‌ای در ۳۲ کشور جهان مشغول بکار می‌باشند. در آمریکا حدود ۲۰ درصد، در فرانسه ۷۷ درصد و در انگلیس ۲۵ درصد برق مصرفی از انرژی هسته‌ای تامین می‌گردد، در این میان، سرامیک‌ها نقش بسزایی را در این حوزه انرژی از خود بروز داده‌اند.

امروزه سرامیک‌ها علاوه بر کاربردهای سنتی رایج، در بسیاری از صنایع و تکنولوژی‌های پیشرفته جایگاه مهمی دارا می‌باشند. از جمله می‌توان به استفاده از این مواد در حوزه‌های مختلف تکنولوژیکی نظیر صنایع نظامی، هوا فضا، خودرو، الکترونیک، هسته‌ای، امور پزشکی و... اشاره نمود. یکی از کاربردهای مهم سرامیک‌ها، استفاده از آنها در صنایع هسته‌ای است که باعث گردیده در طبقه‌بندی جدید سرامیک‌ها شاخه‌ای به نام سرامیک‌های هسته‌ای شکل بگیرد.

با نگاهی به آینده راکتورهای شکافت نسل چهارم و راکتورهای گداخت، می‌توان سیستم‌های راکتور آزمایشگاهی ترموهسته‌ای بین‌المللی (ITER<sup>1</sup>) یا راکتورهای دمای بالا را به عنوان نسل بعدی واحدهای هسته‌ای معرفی نمود. به عنوان مثال واحد ترموهسته‌ای با قدرت گداخت ۵۰۰ MW و با بازدهی ده برابر راکتورهای حاضر کار می‌کند. تحت این شرایط دمای پلاسما و فلاکس نوترون‌ها در داخل اجزاء راکتور بسیار بالا می‌باشد. در شکل (a1) مواد مورد نظر برای چنین واحد نیروگاهی نشان داده شده است. همانگونه که ملاحظه می‌گردد فلزات دیرگداز، فولادهای فریتی یا فریتی / مارتنزیتی با اکتیویته پائین (RAF<sup>2</sup>), کربن و گرافیت، و سیلیکون کارباید از یک طرف و کامپوزیت‌هایی زمینه فلزی مانند فولادهای تقویت شده با ذرات اکسیدی (ODS<sup>3</sup>) در این راکتورها کاربرد دارند. راکتورهای شکافت دما بالا نیز به عنوان یکی از گسترده‌ترین واحدها در نظر گرفته شده است. این واحدها با خروجی ۵۰۰ MW در دمای حدود ۱۳۰۰ K و با فشار ۵ MPa با خنک کننده هلیوم کار می‌کند. در اینجا مواد مورد نیاز آلیاژهای بر پایه نیکل، ترکیبات بین فلزی آلومینیوم-تیتانیوم، فولادهای تقویت شده با

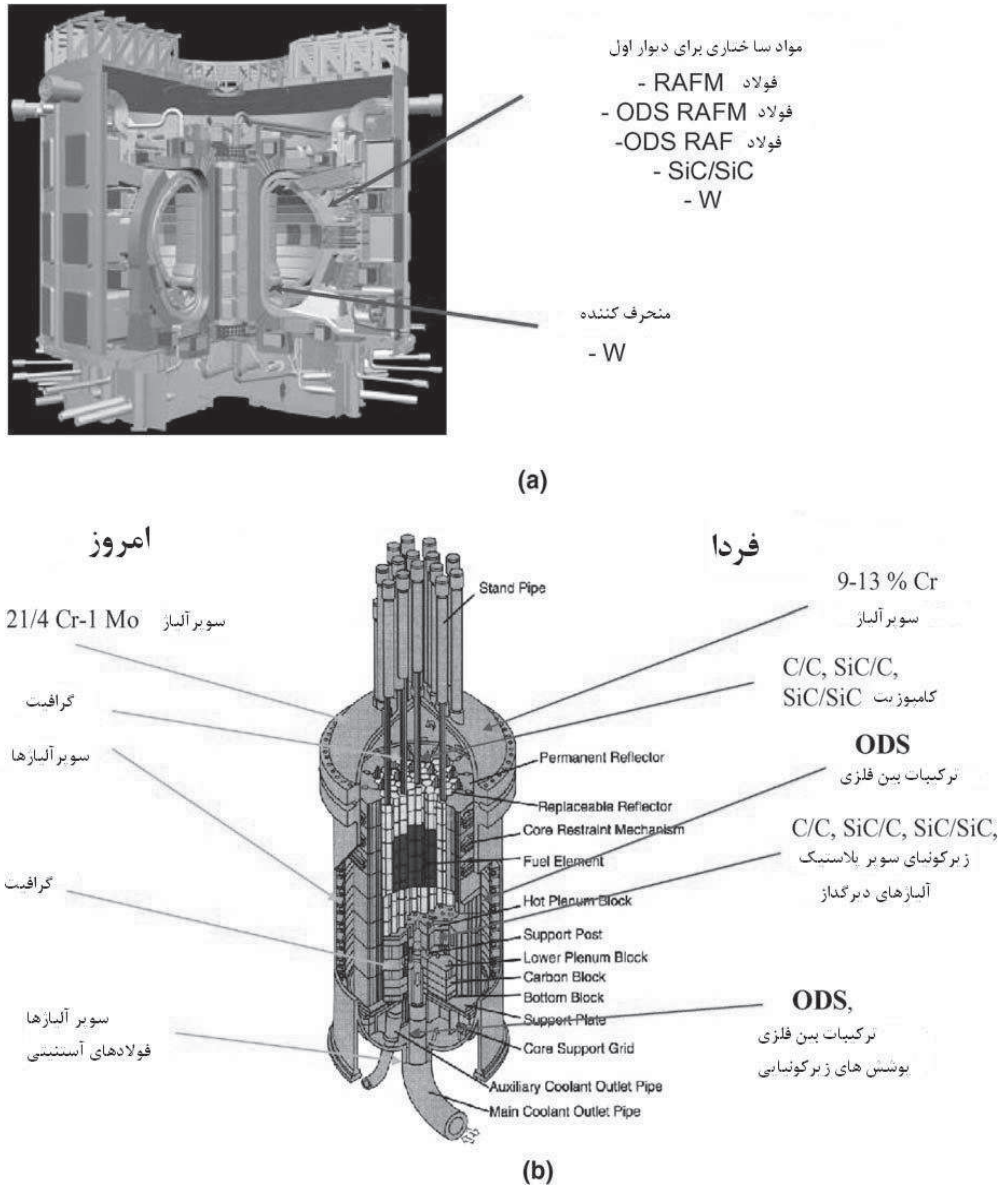
<sup>1</sup> Internatinal Thermonuclear Experimental Reactor

<sup>2</sup> Reduced activation ferritic/martensitic

<sup>3</sup> Oxide dispersion straightens steel



ذرات اکسیدی، گرافیت و زیرکونیا می‌باشد (شکل ۱b) [۱] از انواع فولادها و آلیاژهای مذکور به عنوان مواد ساختاری در راکتور و از گرافیت به عنوان بازتاب کننده نوترون استفاده می‌گردد. کامپوزیت‌های SiC/SiC و زیرکونیای سوپر پلاستیک به عنوان مواد حفاظت کننده از هسته مرکزی راکتور استفاده می‌شوند و پوشش‌های زیرکونیایی به عنوان پوشش‌های ضد حرارتی<sup>۱</sup> در لوله‌های خنک کن کاربرد دارند.



شکل ۱- (a) واحد گداخت، (b) هسته راکتور دما بالا [۱]

از نظر ترکیبی سرامیک‌های مورد استفاده در صنایع هسته‌ای را می‌توان به سه گروه اصلی طبقه‌بندی نمود:

- سرامیک‌های اکسیدی شامل سرامیک‌های آلومینایی، زیرکونیا، اکسید اورانیم، اکسید اریبیم و...
- سرامیک‌های غیر اکسیدی و کامپوزیت‌های آن شامل انواع کاربیدها، نیتريد‌ها، بوریدها و...
- انواع شیشه و شیشه-سرامیک‌های مورد استفاده در صنایع هسته‌ای

در این نوشتار سعی شده است که با مروری بر کاربردهای مهم سرامیک‌های هسته‌ای، نقش آنها در این صنعت استراتژیک بیشتر عیان گردد.

<sup>1</sup> Thermal barrier coatings



## ۲- کاربرد سرامیک‌های اکسیدی در صنایع هسته‌ای

### ۲-۱- سوخت هسته‌ای

#### ۲-۱-۱- سوخت اکسید اورانیوم

سرامیک‌های اکسیدی عمدتاً به دلیل مقاومت به اکسیداسیون بالا، خنثایی شیمیایی، عایق الکتریکی و هدایت حرارتی نسبتاً بالا کاربردهای مختلفی در این صنعت دارا می‌باشند. از جمله مهمترین این اکسیدها می‌توان به اکسید اورانیوم اشاره نمود که در حال حاضر به عنوان مهمترین سوخت هسته‌ای در اکثر راکتورهای در حال کار استفاده می‌گردد. به طور کلی سوخت راکتورهای هسته‌ای از مواد و منابع قابل شکافت شامل ترکیبات اورانیوم، پلوتونیوم و توریم تشکیل می‌شود. ترکیب این عناصر به صورت اکسیدی یا مخلوطی از اکسیدهای این عناصر از راندمان بالاتری برخوردار است. اما معمول ترین سوخت مورد استفاده در راکتورهای تجاری با خنک کن آبی، اکسید اورانیوم است که در مواردی با مقادیر کمی از سوخت‌های دیگر و یا افزودنی‌های کنترل کننده نوترون نظیر گادولینیم، ترکیب می‌شود. ویژگی‌های ریزساختاری قرص‌های  $UO_2$  سینتر شده نظیر دانسیته، نسبت تخلخل باز به بسته و شکل دانه و تخلخل‌ها، تاثیر مستقیمی بر عملکرد راکتور داشته و تغییرات ابعادی ناشی از پرتوهای مختلف (تراکم و تورم)، محصول شکافت و میان کنش با غلاف سوخت را تحت تاثیر قرار می‌دهد. در صورتیکه قرص‌های اورانیوم مورد استفاده در راکتور از دانسیته بالایی برخوردار باشند، راکتور طراحی شده فشرده‌تر خواهد بود. این در حالیست که اگر عدد دانسیته خیلی بالا باشد با درکده گی قرص‌ها در طول مدت پرتو دهی به غلاف سوخت آسیب می‌رساند. لذا قرص‌های  $UO_2$  که عموماً در راکتورهای آب سبک استفاده می‌شوند، دانسیته‌ای در محدوده ۹۴ تا ۹۷ درصد دانسیته تئوریک دارند. طول میله سوخت در راکتورهای تجاری که حاوی چندین قرص سوخت به ابعاد حدود ۱/۵ سانتی‌متر ارتفاع و یک سانتی‌متر قطر می‌باشد، حدود ۲/۵ تا ۴ متر است. در حین کار قرص‌های سوخت تحت پرتو قرار گرفته و محصولات شکافت تولید می‌شود که باعث با درکده گی قرص می‌گردد. در بعضی موارد تغییر شکل ناشی از با درکده گی بسیار بالا بوده و باعث شکست قرص و در نتیجه آزاد شدن ذرات رادیواکتیو به خنک کننده راکتور می‌شود. از طرف دیگر مهاجرت تخلخل به مرزهای دانه در طول فرایند شکافت نیز تراکم قرص سوخت را به همراه دارد. این فرایند منجر به تشکیل جای خالی در ستون قرص شده که تغییراتی در واکنش‌پذیری، انتقال گرما یا تخریب میله سوخت به همراه داشته و بر کارکرد راکتور تأثیر منفی خواهد داشت. می‌توان پدیده‌های تراکم و تورم در قرص را از طریق برابری یکی در برابر دیگری متعادل نمود و این مسئله با دقت ویژه در فرایند ساخت قرص هسته‌ای قابل دستیابی است.

به طور کلی ریزساختار قرص‌های سوخت هسته‌ای به ویژگی‌های پودر اولیه و فرایند قرص سازی بستگی دارد. ویژگی‌های پودر اولیه، فرایندهای دیگر نظیر بهینه سازی پودر، پرس و قابلیت سینترپذیری پودر را تحت تأثیر قرار می‌دهند و از اینرو تأثیر منحصر بفردی بر ویژگی‌های قرص  $UO_2$  دارند از اینرو ارائه اطلاعات کامل از سنتز و خصوصیات پودر مورد استفاده به منظور تنظیم ویژگی‌های قرص ضروری است. به صورت نمونه، این ارتباط در جداول ۱ و ۲ بصورت کمی نشان داده شده است.

روش‌های سنتز پودر اکسید اورانیوم را می‌توان به دو دسته کلی روش‌های تر و خشک تقسیم نمود. فرایند شیمیایی تر شامل رسوب دهی اورانیوم از محلول نمک، به صورت محصول میانی دی اورانات آمونیوم ( $ADU^1$ ) و یا کربنات اورانیل آمونیوم ( $AUC^2$ ) و در ادامه کلسیناسیون به منظور تهیه پودر  $UO_2$  است. فرایند شیمیایی خشک شامل تبدیل  $UF_6$  به  $UO_2$  از طریق واکنش‌های حالت گازی می‌باشد.

<sup>1</sup> Ammonium diuranate

<sup>2</sup> Ammonium uranyl carbonate



در صورتیکه پودر  $UO_2$  قابل جریان و با سینترپذیری کافی تهیه شود عمل پرس مستقیماً امکانپذیر است معمولاً پودرهای حاصل از روش AUC مستقیماً پرس می‌گردد. در این حالت نیازی به آسیاب، متراکم سازی اولیه، گرانولاسیون و اختلاط بایندها و روانکارها نمی‌باشد، در نتیجه مرحله واکس زدایی قبل از سینترینگ نیز انجام نمی‌گردد [۳]

جدول ۱- ویژگی‌های نمونه‌های پودری [۲]

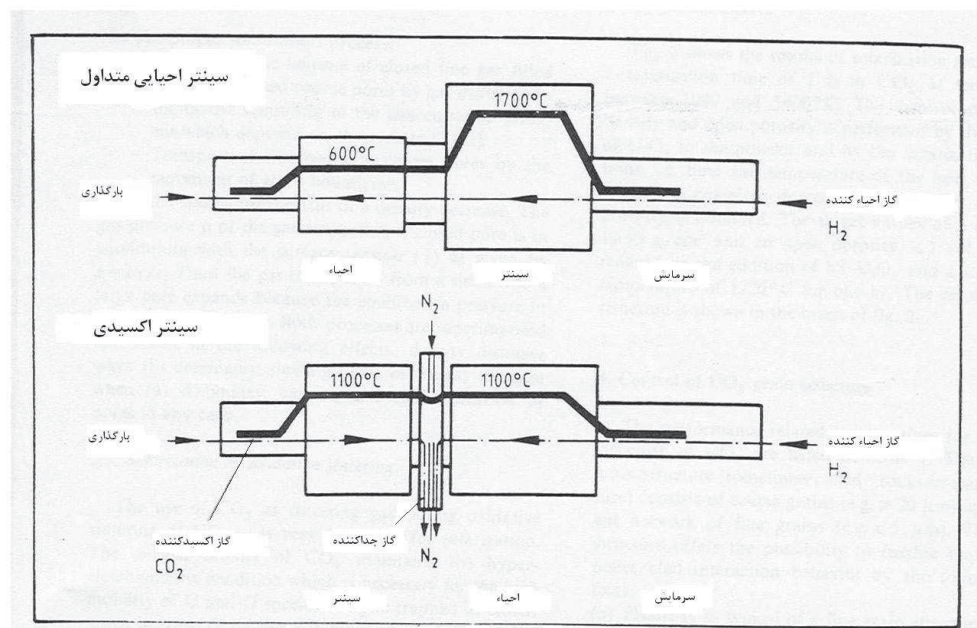
UO <sub>2</sub> -ADU	UO <sub>2</sub> -AUC			ویژگیها
	D	C	B	
۲/۱۹	۲/۱۶	۲/۱۸	۲/۱۷	نسبت O/U
۰/۲۱	۰/۱۴	۰/۱۶	۰/۱۵	درصد آب
۱۱۰	۹۰	۱۶۰	۶۰	ناخالصی (ppm)
۶/۰۴	۶/۶۶	۵/۳۷	۴/۲۹	مساحت سطح (m <sup>2</sup> /gr)
۱/۹۷	۲/۵۶	۲/۹۲	۳/۱۱	دانسیته ریختن (gr/cm <sup>3</sup> )
۱/۰۲	۲/۰۸	۲/۱۵	۲/۲۴	دانسیته کلی (gr/cm <sup>3</sup> )
۰/۶۳	۲/۶۸	۲/۷۸	۲/۹۳	قطر متوسط (μm)

جدول ۲- فشار پرس، دانسیته خام، دانسیته و تخلخل پس از سینتر نمونه‌های پودری مختلف [۲]

درصد تخلخل	نمونه پودر	فشار پرس (ton/cm <sup>2</sup> )	دانسیته خام (gr/cm <sup>3</sup> )	دانسیته سینتر (gr/cm <sup>3</sup> )	درصد تخلخل	
					باز	بسته
A		۱/۴۹	۴/۸۲	۱۰/۱۲	۴/۳	۳/۴
		۲/۲۳	۵/۳۲	۱۰/۵۳	۰	۳/۹
		۴/۴۶	۵/۹	۱۰/۶۷	۰	۲/۶
B		۱/۷۱	۴/۸۹	۱۰/۱۸	۳/۵	۳/۶
		۴/۵۴	۵/۸۳	۱۰/۶۵	۰	۲/۸
		۵/۹۵	۶/۱۰	۱۰/۷۱	۰	۲/۳
C		۱/۴۹	۴/۸۴	۱۰/۳۴	۲/۳	۳/۴
		۴/۹۱	۵/۸۱	۱۰/۶۴	۰	۲/۹
		۵/۸۰	۵/۹۸	۱۰/۷۰	۰	۲/۳
D		۰/۸۹	۴/۵۶	۱۰/۵۰	۰	۴/۲
		۲/۳۸	۵/۳۶	۱۰/۷۰	۰	۲/۴
		۴/۳۱	۵/۸۱	۱۰/۷۶	۰	۱/۸

سینترینگ معمولی  $UO_2$  در اتمسفر احیاء ( $H_2$ ) در دمای حدود  $1700^\circ C$  صورت می‌گیرد. ماده اولیه برای ساخت قرص‌های  $UO_2$  استوکیومتری، پودر فوق استوکیومتری  $UO_{2+x}$  (مثلاً  $UO_{2.15}$ ) می‌باشد. ابتدا قرص‌های خام  $UO_{2+x}$  احیاء شده و سپس تراکم در دمای  $1700^\circ C \leq$  و نسبت  $O/U$  نزدیک به ۲ اتفاق می‌افتد. ولی در فرایند سینترینگ اکسیدی، تراکم قبل از احیاء انجام می‌شود (شکل ۲). سرعت تراکم بوسیله ضریب نفوذ شبکه‌ای  $U$  که در  $UO_{2+x}$  به طور تناسبی با  $x^2$  افزایش می‌یابد، کنترل می‌شود. استوکیومتری  $UO_{2+x}/U_4O_{9-y}$  بوسیله اکتیویته گاز اکسیژن کنترل می‌شود، چون در دمای بیش از  $600^\circ C$  تحرک اکسیژن در این شبکه‌ها بیشتر است، به خاطر افزایش قابل توجه نفوذ  $U$  در اکسید اورانیوم فوق استوکیومتری، سینتر اکسیدی در دماهای پائین (مثلاً  $1100^\circ C$ ) و در فاصله‌های زمانی کوتاه‌تر انجام می‌شود. احیاء اکسید اورانیوم سینتر شده بوسیله تغییر اتمسفر سینتر به  $H_2$  برای یک دوره کوتاه، بدون هیچگونه اثر منفی بر روی انسجام قرص  $UO_2$  انجام می‌شود [۴].





شکل ۲- مقایسه بین کوره‌های سینتر اکسیدی و احیایی سوخت هسته‌ای [۴]

## ۲-۱-۲- سوخت با زمینه خنثی

در سال‌های اخیر استفاده از اکسید زیرکونیم (زیرکونیا) در سوخت هسته‌ای به علت پایداری شیمیایی و نقطه ذوب بالا مطرح شده است. زیرکونیا مکعبی با نقطه ذوب حدود ۳۰۰۰ کلوین و مقاومت در برابر اشعه بالا کاندیدای مناسبی برای حبس انواع اکتینیدهای رادیواکتیو حاصل از سوخت هسته‌ای است. در این حالت با افزودن اکسیدهای  $Er_2O_3$  و  $Y_2O_3$  به عنوان عامل پایدارکننده ترکیبات با فرمول شیمیایی  $Er_xY_yPu_zZr_{1-(x+y+z)}O_{2-(x+y)/2}$  به عنوان سوخت هسته‌ای مطرح می‌باشند. ویژگی این سوخت اینست که حاوی مواد قابل شکافت مانند  $U_{238}$  نمی‌باشد. مهمترین مشکل این نوع سوخت‌ها، هدایت حرارتی کمتر آن نسبت به اکسید اورانیم می‌باشد. برای رفع این مشکل سوخت به صورت کامپوزیت همراه با فلز یا سرامیک اکسیدی با هدایت حرارتی بالاتر مورد استفاده قرار می‌گیرد. از سوی دیگر، یکی از محصولات جانبی تولید شده در راکتورهای هسته‌ای با سوخت اورانیم، پلوتونیم است. روش‌های مختلفی برای ذخیره سازی پلوتونیم وجود دارد. یکی از روش‌ها انتقال و ذخیره سازی پلوتونیم به صورت مخلوط اکسیدی (MOX) و در راکتورهای آب سبک است. به دلایلی که در بالا اشاره شد، استفاده از سوخت‌های با زمینه خنثی نظیر زیرکونیا بسیار موثر است. موسسه تحقیقات انرژی اتمی ژاپن (JAERI) ترکیب سوختی را که شامل مخلوط زیرکونیا و اسپینل می‌باشد را با موفقیت مورد استفاده قرار داده است. اسپینل به عنوان تامین کننده هدایت حرارتی بالا عمل می‌نماید. در این میان استفاده از زیرکونیا به صورت سرمت و همراه با یک جزء فلزی با هدایت حرارتی بالاتر قابل بررسی است. سوخت مورد نظر حاوی ذرات بسیار ریز پلوتونیم دوپ شده داخل زیرکونیا پخش شده در زمینه خنثی فلزی است. به علت احتمال کاهش دمای مرکز سوخت حداکثر اندازه قطر ذرات سوخت ۴۰۰ میکرومتر است. در این میان استفاده از روش‌های مناسب جهت تهیه میکروکره‌های زیرکونیایی قابل بررسی می‌باشد. در صورت جداسازی این عنصر از پسماندهای سوخت هسته‌ای، عنصر Americium (Am) مهمترین عامل خطرناک باقیمانده در پسماند هسته‌ای خواهد بود. به منظور جلوگیری از صدمات ناشی از وجود این عنصر در پسماند، سوخت‌های با زمینه خنثی ( $IMF^1$ ) ابداع شده است. این نوع سوخت‌ها به صورت محلول جامد، حاوی عوامل بازدارنده تبدیل Am به اکتینیدهای سمی جدید می‌باشند.

<sup>1</sup> inert matrix fuel

نکاتی که به منظور انتخاب IMF مناسب مورد توجه می‌باشد عبارتند از دمای ذوب بالا، هدایت حرارتی بالا، عدم وقوع تغییرات فازی، سازگاری با غلاف سوخت، پایداری در برابر اشعه و خواص مکانیکی مطلوب. سرامیک‌های مناسب برای این کاربرد عبارتند از اسپینل ( $MgAl_2O_4$ )، زیرکن ( $ZrSiO_4$ )، اکسید سریم ( $CeO_2$ )، سرامیک‌های غیراکسیدی نظیر کاربید سیلیسیم و نیتريد سیلیسیم، مونازیت ( $CePO_4$ ) و زیرکونیای پایدار شده با سریا، ایتريا و اربيا [۶۵].

## ۲-۲- پوشش‌های محافظ

یکی از کاربردهای دیگر سرامیک‌های اکسیدی در صنایع هسته‌ای استفاده از آنها به صورت پوشش و به عنوان محافظ در برابر نفوذ ایزوتوپ‌های هیدروژن در راکتورهای هسته‌ای می‌باشد. ایزوتوپ‌های هیدروژن نظیر تریتم تمایل به نفوذ در ساختارهای فلزی راکتورها را دارند. پوشش‌های سرامیکی از جنس  $Al_2O_3$  و  $Eu_2O_3$  به عنوان عامل حفاظت کننده در برابر نفوذ این ایزوتوپ‌ها بکار برده می‌شود. ویژگی‌های مهم دیگر این پوشش‌ها مقاومت الکتریکی و مقاومت خوردگی بالا می‌باشد. به منظور دستیابی به پوشش‌های با کیفیت بالا و ساختار بلوری مناسب روش‌های ویژه پوشش دهی برای تهیه آنها استفاده می‌گردد [۸۷].

## ۲-۳- نگهداری و بازیافت پسماندهای هسته‌ای

در طی دهه‌های اخیر یکی از چالش‌های روبروی دانشمندان هسته‌ای پایدار سازی و نگهداری ضایعات هسته‌ای درجه بالا ( $HLW^1$ ) بشکل جامد بوده است، چرا که بدینوسیله می‌توان انسان را از تشعشعات پرتوهای منتشره از این مواد حفظ نموده و از طرفی از گسترش آن در محیط زیست و آلوده کردن آب‌های زیرزمینی جلوگیری نمود. چنین پسماندهایی به لحاظ حجمی تنها ۳٪ ضایعات هسته‌ای را تشکیل می‌دهند ولی به لحاظ میزان رادیواکتیویته، بیش از ۹۵٪ را در بر می‌گیرد [۹]. این پسماندها عمدتاً از باز فراوری سوخت‌های مصرف شده هسته‌ای حاصل می‌گردد. منابع اصلی پرتو در  $HLW$  واپاشی  $\beta$  محصولات شکافت ( $^{137}Cs$  و  $^{90}Sr$ ) و واپاشی  $\alpha$  عناصر اکتینید ( $U$ ،  $Np$ ،  $Am$ ،  $PU$  و  $Cm$ ) می‌باشد. واپاشی  $\beta$  ذرات پر انرژی  $\beta$ ، هسته‌های برگشتی (recoil) کم انرژی و اشعه  $\gamma$  تولید می‌کند در حالیکه واپاشی  $\alpha$  ذرات پر انرژی  $\alpha$  (۴/۵ تا ۵/۵ مگا الکترون ولت)، هسته‌های پر انرژی (۷۰ تا ۱۰۰ کیلو الکترون ولت) و مقداری اشعه  $\gamma$  تولید می‌کند [۱۰ و ۱۱]. در سال‌های اخیر با ورود یک ماده سرامیکی جدید موسوم به سینراک، تحولی شگرف در زمینه نگهداری این نوع پسماندها حاصل شده است. سینراک یک ماده سنتزی چند فازی بر پایه تیتانات می‌باشد که از طریق ذوب القایی مواد اولیه اکسیدی یا پرس گرم پودر مواد اولیه بدست می‌آید و اخیراً از تکنیک‌های جدیدتری نظیر سل-ژل برای تهیه آن نیز استفاده شده است [۱۲]. این ماده اولین بار در سال ۱۹۷۸ توسط پروفیسور Ted ringwood در دانشگاه ملی استرالیا سنتز شد [۱۳ و ۱۴]. فازهای عمده آن زیرکونولیت ( $CaZrTi_2O_7$ )، پرووسکایت ( $CaTiO_3$ )، هولاندیت ( $BaAl_2Ti_6O_{16}$ ) می‌باشد. این ماده انواع مختلفی از نوع B تا FAL دارد که بر حسب نوع ضایعات هسته‌ای می‌توان آن را طراحی نمود. در ماده سینراک، فاز زیرکونولیت عناصر خاک‌های کمیاب و اکتیندها را در برمی‌گیرد. پرووسکایت عناصر خاک‌های کمیاب و اکتیندها و استرانسیم را در بر می‌گیرد و هولاندیت  $Cs$ ،  $Rb$  و  $Ba$  را از میان رادیونوکلوئیدها نگهداری می‌کند. در برخی موارد فاز پایروکلر (pyrochlore) با فرمول  $A_2B_2O_7$  که به لحاظ ساختاری شبیه زیرکونولیت است در بعضی ترکیب‌ها وجود دارد [۱۷-۹].

نوع متداول این ماده  $synroc - C$  (synroc - B + مواد پسماند) است که برای نگهداری مایعات حاوی ضایعات هسته‌ای درجه بالا ناشی از بازفراوری سوخت مصرف شده راکتورهای آب سبک استفاده می‌گردد. نکته قابل توجه آن است که با توجه به نوع پسماندهای  $HLW$  می‌توان انواع دیگری از آن را تهیه نمود. به عنوان مثال

<sup>1</sup> High Level Waste

می‌توان به D-synroc اشاره نمود که حاوی فاز نفلین  $(Na,k)AlSiO_4$  بجای هولاندیت بعنوان میزبان Cs، Rb و Ba می‌باشد، نوع دیگر F-synroc می‌باشد که غنی از فاز pyrochlore یا زیرکونولیت بوده و برای نگهداری سوخت مصرف شده و بازیابی نشده استفاده می‌گردد و حاوی مقادیر زیادی Pu و U می‌باشد و نوع آخر FA-synroc است که برای نگهداری ضایعات هسته‌ای غنی از اورانیوم استفاده می‌شود [۱۷ و ۹]. در جدول (۳)، آنالیز فازی و شیمیایی SYNROC-B ارائه شده است.

جدول ۳- آنالیز شیمیایی و فازی B-synroc [۱۶ و ۱۸]

آنالیز فازی (%)			آنالیز شیمیایی (%)				
Hollandite	Zirconolite	Perovskite	TiO <sub>2</sub>	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	ZrO <sub>2</sub>	BaO	CaO
۳۵	۳۲	۳۳	۵۹/۵	۶	۱۱/۴	۷/۲	۱۵/۹

مزایای استفاده روزافزون از synroc نسبت به مواد شیشه‌ای مورد استفاده در این کاربرد نگهداری میزان بیشتری از مواد پسماند، در بر گرفتن محدوده وسیعی از رادیو نوکلئیدها بخصوص عناصر اکتینید، مقاومت به خوردگی بالاتر، پایداری حرارتی بیشتر، مقاومت مکانیکی بهتر و هدایت حرارتی بالاتر این مواد می‌باشد [۹-۱۵]. به عنوان مثال از آنجاییکه هدایت حرارتی سینراک بالاتر از شیشه است، تنش‌های حرارتی ناشی از گرمای آزاد شده بوسیله مواد HLW کمتر است. تنش‌های حرارتی بالا باعث ایجاد ترک‌های داخلی شده و در نتیجه سرعت خوردگی و خروج مواد پسماند تسریع می‌گردد [۱۵]. همچنین مقاومت حرارتی بالاتر در شرایط هیدروترمال باعث می‌شود که سینراک را بتوان در اعماق بیشتری در قشر زمین بکار برد [۱۶] و بازیابی مواد HLW از سینراک که می‌تواند در مواردی مورد سوء استفاده قرار گیرد بدلیل مقاومت شیمیایی بالاتر آن نسبت به شیشه مشکل‌تر است [۱۳].

شکل‌دهی نمونه‌های synroc با انواع روش‌های پرس گرم تک محوره در قالب‌های گرافیتی، پرس گرم ایزواستاتیک و پرس سرد همراه با سینتر پودر صورت می‌گیرد. همچنین این نمونه‌ها با ذوب مخلوط اکسیدی و نیترات‌های مختلف و در دماهای تا ۱۵۵۰°C آماده می‌شوند [۱۸ و ۱۹].

### ۳- کاربرد سرامیک‌های غیر اکسیدی و کامپوزیت‌های آنها در صنایع هسته‌ای

مقاومت اکسیداسیون بالا، سختی بالا، خنثایی شیمیایی، هدایت حرارتی بسیار بالا و هدایت الکتریکی مناسب از مهمترین ویژگی‌های سرامیک‌های غیراکسیدی است که استفاده از آنها را در کاربردهای هسته‌ای جذاب نموده است. سیلیکون کارباید، نیتريد بور، کاربید بور و کامپوزیت‌های آنها از جمله مهمترین سرامیک‌های مورد استفاده در این صنعت می‌باشند. در این بخش به کاربردهای این نوع سرامیک‌ها اشاره می‌گردد.

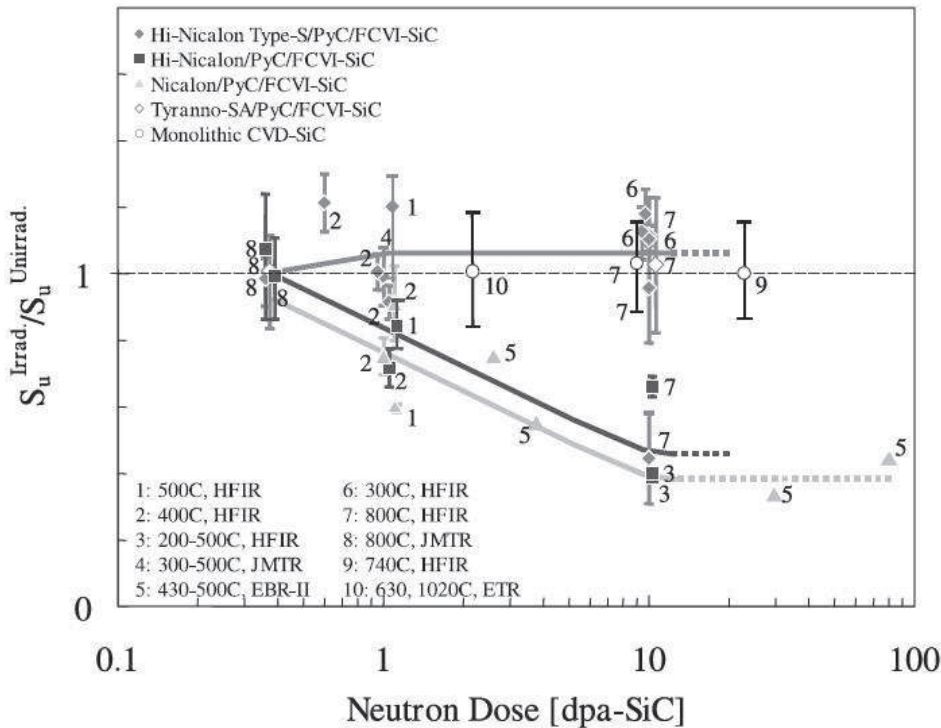
#### ۳-۱- بدنه راکتورهای هسته‌ای

کامپوزیت‌های SiC/SiC دارای دمای کاری بالا، مقاومت به اشعه مناسب، چقرمگی، مقاومت به خزش و مقاومت به خوردگی عالی در دمای بالا می‌باشند همچنین اکتیویته القایی آنها پائین می‌باشد به عنوان مثال درجه اکتیو بودن این کامپوزیت‌ها ۵ برابر کمتر از فولاد زنگ نزن است که به طور معمول در این موارد از آن استفاده می‌شود. این خصوصیات باعث شده که کامپوزیت مذکور به عنوان ماده مناسب جهت استفاده در راکتورهای هسته‌ای در نظر گرفته شود. این کامپوزیت‌ها بیشتر به عنوان مواد ساختاری در دیوار اول<sup>۱</sup> و بلانکت‌های راکتور هسته‌ای استفاده می‌شوند [۲۰].

در این کامپوزیت‌ها الیاف پیوسته SiC مورد استفاده قرار می‌گیرند و زمینه SiC می‌تواند به روش‌های مختلف

<sup>1</sup> First wall

نفوذی<sup>۱</sup> شکل بگیرد. تحقیقات نشان داده شده است که فاز  $\beta$ -SiC مقدار تورم حدود ۰/۱ تا ۰/۲ درصد در  $800-1000^{\circ}\text{C}$  دارد که نشان دهنده پایداری در برابر اشعه بالای این ماده می‌باشد. با بهبود ویژگی‌های الیاف، این کامپوزیت‌ها خواص مکانیکی عالی تا  $1200^{\circ}\text{C}$  نشان می‌دهند. همچنین این مواد مقاومت به شوک و خستگی حرارتی مناسبی داشته از اینرو سیکل‌های متوالی روشن و خاموش کردن راکتور، آسیب ساختاری زیادی در آنها ایجاد نمی‌کند.



شکل ۳- استحکام بعد از پرتو دهی به قبل از پرتو دهی کامپوزیت‌های SiC/SiC بر حسب دوز پرتو [۲۱]

در تحقیق جامعی کامپوزیت‌های تولید شده با الیاف پیشرفته Hi-Nicalon نوع S و Tyranno-SA تحت اشعه قرار گرفتند و نتایج آزمایش با دیگر داده‌ها در محدوده دمایی معین برای SiC یکپارچه و کامپوزیت ساخته شده با این الیاف‌ها در شکل (۳) نشان داده شده است. مقادیر استحکام نهایی بعد از پرتو دهی به استحکام نهایی قبل از پرتو دهی نشان می‌دهد که کامپوزیت‌های مذکور هیچ کاهش استحکامی را تا دوز  $10\text{ dpa}^2$  نشان ندادند [۲۱].

### ۳-۲- تعدیل کننده‌ها<sup>۲</sup> و بازتابنده‌های<sup>۴</sup> نوترون

یکی از مسائل مهم در راکتورهای هسته‌ای نوترون‌های آزاد شده توسط شکافت بوده که دارای انرژی نسبتاً بالا، حدود (۲MeV) می‌باشند. به منظور ادامه واکنش‌های زنجیره‌ای در راکتور و عملیات شکافت مجدد، نوترون‌هایی که دارای انرژی در محدوده انرژی حرارتی یعنی (ev ۰/۰۲۵) می‌باشد، از شانس بالاتری برخوردار هستند. بنابراین کاهش مقدار انرژی نوترون توسط برخورد با اتم‌های دیگر انجام می‌گردد. به این منظور بایستی کاهش انرژی به ازای برخوردهای زیاد، سطح جذب پائین و سطح پراکنش نوترون بالا باشد. این عمل طی برخوردهای مکرر و میانگین فاصله برخوردهای کوچک انجام می‌گردد. نیاز هسته‌ای فوق، ویژگی‌های خاصی را برای انتخاب یک ماده بعنوان تعدیل کننده می‌طلبد. با توجه به معیارهای فوق،

<sup>1</sup> Infiltration

<sup>2</sup> Displacements per atom

<sup>3</sup> Moderators

<sup>4</sup> Reflectors



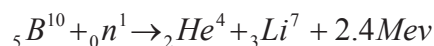
هیدروژن یک تعدیل کننده بسیار خوب است، اما بخاطر سطح جذب بالای نوترون توسط هیدروژن، استفاده از آن محدود می‌باشد. با توجه به محدودیت‌های فوق سبکترین هسته بعد از هیدروژن یعنی دوتریم را که مرکب از یک نوترون و یک پروتون می‌باشد را می‌توان برای این کاربرد بررسی نمود. اما مشکل اصلی برای استفاده گسترده از آن، کمبود نسبی و قیمت گران می‌باشد.

اتم‌های سبک دیگری نیز بالقوه تعدیل کننده می‌باشند، اما فقط بریلیم و کربن و یا ترکیبات آنها بهترین تعدیل کننده جامد هستند. ترکیبات بریلیم برای این منظور در راکتورها کاربرد دارند. اگرچه خواص کند کنندگی اکسید بریلیم قابل مقایسه با بریلیم فلزی نیست، ولی عوامل دیگری نظیر سهولت ساخت، پایداری در مقابل حرارت و تشعشع و قیمت پائین کاربرد این ترکیب را جذاب‌تر نموده است. اکسید بریلیم با استحکام مکانیکی عالی، انتقال حرارت بالا در حد فلز آلومینیوم و انبساط حرارتی پائین ویژگی‌های هسته‌ای مطلوبی است که کاربرد این سرامیک را جهت استفاده در مقاصد هسته‌ای مفید نموده و در چندین راکتور خنک شونده توسط گاز مورد استفاده قرار می‌گیرد.

لازم به ذکر است که در مواردی بعضی از نوترون‌های آزاد شده از شکافت از واکنش زنجیره‌ای خارج شده و بدین وسیله جمعیت نوترونی کاهش می‌یابد. نوترون‌های نشت یابنده برای هرگونه هدفی بی‌فایده بوده و لازم است تا به ماده شکافت بعنوان سوخت اضافه گردد. این نشت نوترونی می‌تواند توسط یک بازتاب کننده کاهش یابد. ماده مورد استفاده بعنوان بازتاب کننده بایستی همان ویژگی‌های تعدیل کننده‌ها را تامین نموده و اطراف هسته راکتور را احاطه نماید [۲۲].

### ۳-۳- جذب کننده‌های نوترون

در یک راکتور هسته‌ای لازم است که واکنش‌های زنجیره‌ای با دقت بالا کنترل شود، از اینرو از میله‌های حاوی مواد با قابلیت جذب بالای نوترون استفاده می‌شود. عناصر با سطح جذب نوترون بالا، کادمیم ( $^{240}\text{Po}$  بارن)، بور ( $^{10}\text{B}$  بارن)، هافنیم ( $^{175}\text{Hf}$  بارن)، ایریدیم ( $^{191}\text{Ir}$  بارن) و جیوه ( $^{203}\text{Hg}$  بارن) می‌باشند. بدلیل اینکه هافنیم، ایریدیم و جیوه عناصر نادر و گران هستند و کادمیم یک فلز نسبتاً کمیاب می‌باشد لذا اولویت اصلی، عنصر بور است. ساخت قطعات بور با استفاده از پرس گرم در دمای  $1000-800^\circ\text{C}$  انجام می‌شود. برای استفاده از بور جهت کنترل نوترون‌ها باید مقدار مشخصی از بور موجود باشد، ضمن آنکه استحکام مکانیکی و طول عمر مناسب داشته باشد. استفاده از بور به شکل عنصر در این کاربرد محدودیت دارد. به همین دلیل از  $\text{BN}$  و  $\text{B}_4\text{C}$  ترکیبات دیگر بور استفاده می‌شود که تا دماهای بالا پایدار بوده و به شکل‌های کاملاً متراکم توسط پرس گرم تهیه می‌گردند [۲۲]. در کاربردهای هسته‌ای، کیفیت ترکیبات فوق با غنی کردن ایزوتوپ  $^{10}\text{B}$  تا ۹۰٪ محتوی بور خالص بطور قابل توجهی بهبود می‌یابد. این ایزوتوپ از طریق واکنش زیر نوترون را مهار می‌کند.



سطح مقطع جذب این واکنش  $3850$  بارن برای نوترون‌های حرارتی است که این ماده را کاندیدای عالی برای راکتورهای حرارتی معرفی می‌کند. در انرژی‌های بالاتر سطح مقطع اکثر عناصر خیلی کوچک می‌شود در حالیکه سطح مقطع جذب ایزوتوپ  $^{10}\text{B}$  به آرامی کاهش می‌یابد [۲۳].

همچنین کاربرد بور یا نیتريد بور نیز نقش مهمی در کنترل فعالیت‌های سوخت هسته‌ای دارند و بدین منظور به صورت پوشش بر روی قرص‌های سوخت هسته‌ای استفاده می‌شوند، این پوشش‌ها عموماً به روش CVD قابل اعمال می‌باشند [۲۴].

### ۳-۴- دزیتر ترمولومینسانس

در اثر تابش پرتوهای یونساز به برخی از کریستال‌ها، کسری از انرژی پرتو در کریستال ذخیره می‌گردد. انرژی ذخیره شده در کریستال در اثر حرارت و در دماهای معین به صورت نور مرئی ظاهر می‌گردد. این

پدیده ترمولومینسانس نامیده می‌شود. شدت نور ترمولومینسانس با انرژی جذب شده از پرتوهای یونساز ارتباط مستقیم دارد، از اینرو از این پدیده می‌توان برای دزیمتری پرتوها استفاده کرد. راندمان شدت نور ترمولومینسانس به عوامل متعددی از جمله جنس، ساختمان، درصد و نوع مواد دپ شده<sup>۱</sup> در کریستال دارد [۲۵].

انواعی از دزیمترهای ترمولومینسانس (TLD<sup>2</sup>) که دارای هم ارزی خوب با بافت بدن<sup>۳</sup> از نظر جذب اشعه ولی با حساسیت ضعیف است، LiF: Mg,Ti، BeONa) و Li<sub>2</sub>B<sub>4</sub>O<sub>7</sub>(Mn) می‌باشد. انواع دیگر دارای هم ارزی پائین با بافت بدن ولی حساسیت بالا مثل: CaSO<sub>4</sub>(Tm,Dy) یا CaF<sub>2</sub>(Dy) و Mg<sub>2</sub>SiO<sub>4</sub>(Tb) می‌باشد. داشتن TLD مناسب که هم دارای حساسیت بالا و هم ارزی خوبی با بافت‌های بدن باشد بسیار مهم است [۲۶]. خواص مطلوب برای داشتن ماده ترمولومینسانس مطلوب، دارا بودن حساسیت بالا، پیک ساده ترمولومینسانس در دمای حدود ۲۰۰°C، معادل بودن با بافت بدن از نظر جذب دوز، رژیم استفاده مجدد و آنیل ساده، زمان اندازه‌گیری میزان دوز خیلی پائین و آستانه تشخیص پائین است [۲۷].

اگرچه LiF:Mg,Ti معروف به TLD-100 یک ماده لومینسانس مفید برای دزیمتری ترمولومینسانس می‌باشد، ولی تحقیق برای تهیه ماده ترمولومینسانس ایده‌آل تا هنگامیکه تمام نیازهای موردنظر را برطرف سازد ادامه دارد. در همین راستا ماده ترمولومینسانس LiF: Mg,Cu,P با حساسیت بالا تهیه شد که کیفیت‌های مطلوب فوق را دارا می‌باشد و حساسیت خود را در طی استفاده مجدد حفظ می‌کند. براساس مطالعاتی که در این مورد انجام گرفته است یکی از مزایای اصلی LiF: Mg,Cu,P نسبت به TLD-100 حساسیت بالای این ماده در حدود ۲۰-۳۵ برابر می‌باشد [۲۸].

LiF: Mg,Cu,P کاربردهای وسیع دیگری در دزیمتری حفاظت از اشعه در زمینه‌های دیگر دارد. بعنوان مثال از LiF: Mg,Cu,P در استخراج نفت و گاز مورد استفاده قرار می‌گیرد. نشان داده شد که LiF:Mg,Cu,P به تابش موثری بنفش حساس نمی‌باشد که این خصوصیت LiF: Mg,Cu,P را قادر می‌سازد تا بوسیله نور تحت تاثیر قرار نگیرد. دزیمتر مذکور در یک ماهواره برای اندازه‌گیری تابش یونیزه کننده در فضای خارج از جو استفاده شد و نتایج رضایت بخشی به دست آمد. مسئله خاصی که در مورد مونیتورینگ محیطی وجود دارد آن است که میزان دز تشعشع محیطی پائین و طیفش پیچیده است از اینرو می‌بایستی دزیمتر مورد استفاده برای مونیتورینگ تشعشعات محیطی دارای هر دو ویژگی حساسیت بالا و پاسخ انرژی عالی باشد و حساس به دما و رطوبت نباشند تا طول عمر بیشتری را کسب کنند. LiF: Mg,Cu,P این نیازها را برآورده می‌کند [۲۹].

## ۴- کاربرد شیشه و شیشه-سرامیک‌ها در صنایع هسته‌ای

### ۴-۱- شیشه و شیشه-سرامیک‌های مورد استفاده در دفن زباله‌های هسته‌ای

نگهداری پسماندهای با رادیواکتیویته بالا در شیشه فرایند شناخته شده‌ای است که به طور وسیعی طی ۴۰ سال گذشته در اکثر کشورهای غربی مورد استفاده قرار گرفته است. به این منظور یک ترکیب مناسب شیشه جهت حل کردن این مواد و ایجاد یک محصول شیشه‌ای یکنواخت که قابلیت تبدیل به اشکال مناسب جهت پسمانداری داشته باشد، انتخاب می‌گردد. در انتخاب ترکیب مناسب شیشه بایستی به پارامترهای میزان انحلال مواد HLW<sup>4</sup> در شیشه، دمای تشکیل شیشه و خوردگی پائین آن در محیط انبارداری توجه نمود.

بر این اساس سیستم‌های شیشه متنوعی می‌توان بکار برد که از لحاظ مکانیکی، حرارتی و شیمیایی پایداری مناسبی داشته باشند. مزیت اصلی استفاده از شیشه برای این کاربرد حلالیت مناسب مواد HLW در شیشه،

<sup>1</sup> Doped

<sup>2</sup> Thermoluminescence dosimeter

<sup>3</sup> tissue- equivalence

<sup>4</sup> High level waste

استفاده از دمای پائین برای تهیه بلوک‌های شیشه‌ای قابل انبارداری، عدم حساسیت به تغییر در ترکیب پسماند، پایداری شیمیایی بالای شیشه و مقاومت بالا در برابر تشعشعات مختلف می‌باشد.

پایدارترین ترکیب شیشه جهت نگهداری پسماند، شیشه سیلیسی است. به منظور کاهش دمای ذوب این شیشه‌ها از ترکیبات بور استفاده می‌شود. این افزودنی دمای مورد نیاز برای شیشه سازی را کاهش می‌دهد در حالیکه پایداری مناسبی را در محدوده ترکیبی مورد نظر حفظ می‌کند. بر این اساس در حال حاضر شیشه‌های بوروسیلیکاتی به عنوان ماده مناسب برای نگهداری مواد HLW در سرتاسر جهان مورد استفاده قرار می‌گیرند. این نوع شیشه‌ها محدوده وسیعی از ترکیبات پسماند را حل می‌کنند و ترکیب آن در موارد خاص و به منظور بهینه کردن ویژگی‌های مختلف، اصلاح می‌شوند. ترکیب‌های مطالعه شده عموماً در سیستم‌های بورو سیلیکات سدیم همراه با افزودنی‌هایی از دیگر اکسیدهای اصلاح کننده نظیر آلومینا، اکسیدهای لیتیم، کلسیم و روی بوده است.

برای ساخت بلوک‌های شیشه‌ای حاوی پسماند، ابتدا با عمل تبخیر ماده محلول HLW به صورت جامد در می‌آید و در مرحله بعد عمل کلسیناسیون صورت گرفته و در نهایت عمل شیشه سازی برای تشکیل یک فرم جامد و هموزن انجام می‌شود. دمای ذوب محدود به ۱۲۰۰-۱۱۰۰ درجه سانتیگراد است تا تبخیر مواد شکافت به حداقل برسد. فرایند کلسیناسیون و شیشه سازی می‌تواند در یک محفظه رخ دهد که در این حالت پودر شیشه همراه با مواد HLW خشک شده به داخل ظرف ریخته می‌شود و سپس مذاب شیشه داخل قالب‌های خاصی موسوم به canister ریخته شده تا در آن سرد و منجمد گردد. در روش دیگر کلسیناسیون می‌تواند بصورت جداگانه و قبل از شیشه سازی در یک کوره تونلی صورت گیرد. بعد از ریختن به داخل ظروف مخصوص، عمل آیل و خنک شدن انجام شده و بلوک‌ها به قسمت انبارداری منتقل می‌شود [۱۴].

بسیاری از فازهای سرامیکی پایداری بیشتری در شرایط انبارداری نسبت شیشه‌های بوروسیلیکاتی دارند ولی تکنولوژی مربوط به ساخت سرامیک‌ها پیچیده‌تر از تولید شیشه (خصوصاً با توجه به نیاز به امکانات کنترل از راه دور در محیط‌های هسته‌ای) است. بنابراین شیشه- سرامیک‌ها می‌توانند یک ارتباط سودمند را بین خواص شیشه و سرامیک بوجود بیاورند چرا که آن‌ها آسان‌تر و ارزان‌تر از سرامیک‌ها تهیه می‌شوند و در عین حال پایداری بیشتری از شیشه‌ها نشان می‌دهند. علاوه بر موارد فوق شمار دیگری از مزیت‌های بالقوه در استفاده از شیشه- سرامیک‌ها شامل پایداری حرارتی و ویژگی‌های مکانیکی برتر و توانایی در طراحی ترکیب با توجه به ویژگی‌های خاص برای برطرف نمودن نیازهای مربوط به کاربردهای ویژه، توانایی تحمل تغییرات بیشتر در ترکیب پسماند نسبت به سرامیک‌ها را می‌توان نام برد. از طرف دیگر ساخت آنها نسبت به شیشه‌ها پیچیده‌تر بوده و پس از فرایند شیشه سازی نیاز به یک عملیات حرارتی تکمیلی می‌باشد.

سیستم‌هایی از شیشه- سرامیک‌ها که برای نگهداری مواد HLW ارائه شده است شامل شیشه سرامیک‌های آلومینو سیلیکات باریوم، سیلیکات تیتانیم باریوم، سیلیکات منیزیم کلسیم، سیلیکات تیتانیم کلسیم و شیشه سرامیک‌های بازالتی و فسفاتی می‌باشد [۱۴]. در کشورمان نیز تحقیقات در زمینه نگهداری مواد HLW در شیشه سرامیک‌ها صورت گرفته است که می‌توان به ساخت و بررسی مکانیزم تبلور شیشه سرامیک‌های  $\text{SiO}_2\text{-PbO-CaO-ZrO}_2\text{-TiO}_2$  اشاره کرد [۳۰].

#### ۴-۲- محصور سازی<sup>۱</sup> اشعه با شیشه‌های سربی

یکی از سیستم‌های شیشه‌ای مورد استفاده در صنایع هسته‌ای شیشه‌های سربی می‌باشد. شیشه سربی یک ماده آمورف متشکل از اکسیدهای سرب، سیلیسیم، عناصر قلیایی و قلیایی خاکی (به مقدار کم) می‌باشد. در این ترکیب همچنین به مقادیر خیلی کم از اکسیدهایی مثل تیتانیا و زیرکونیا جهت افزایش مقاومت شیمیایی

<sup>۱</sup> shielding

و ترکیبات حباب زدا استفاده می‌شود. ابتدا مخلوطی از مواد فوق تهیه و سپس ذوب می‌گردد. مذاب حاصله با سرد شدن تشکیل شیشه می‌دهد که بدلیل بالا بودن میزان اکسید سرب (۶۵-۵۵٪) در ترکیب اصطلاحاً شیشه سربی نامیده می‌شود و به دلیل بالا بودن میزان سرب باعث جذب پرتو گاما می‌گردد. شیشه سربی در سیستم ترکیبی  $(\text{SiO}_2 - \text{PbO} - \text{M}_2\text{O} \text{ (M=Na,K)})$  قرار دارد ولی از عناصر قلیایی خاکی نظیر  $\text{MgO}$ ،  $\text{CaO}$  و غیره نیز می‌توان در فرایند ساخت استفاده کرد که هدف از انتخاب چنین ترکیبی علاوه بر خاصیت تضعیف پرتوهای هسته‌ای، ایجاد خواص نوری مطلوب، پایداری شیمیایی (در مقابل اسید و باز) و مقاومت در برابر تبلور بالا و حباب زدائی می‌باشد. ابتدا مذاب شیشه داخل قالب ریخته شده و داخل کوره آنیل قرار می‌گیرد. قطعات شکل داده شده به دلیل بالا بودن ابعاد دارای تنش‌های داخلی می‌باشند که برای رفع آن، بر اساس ترکیب شیمیایی و ابعاد قطعه، محاسبات مربوط به تعیین دما و زمان عملیات حرارتی مطابق روابط مورد کاربرد در صنعت شیشه استفاده می‌شود. شیشه بعد از عملیات حرارتی تحت آزمایش‌های مربوط به عبور نور مرئی توسط میکروسکوپ پلاریزان قرار داده می‌شود. پس از این مرحله شیشه‌ها مورد آزمایش‌های بررسی مقاومت شیمیایی و تضعیف پرتوها با انرژی بالا توسط دستگاه دز سنجی قرار می‌گیرند. از شیشه‌های سربی در پنجره آزمایشگاه‌های هات سل (جهت تهیه رادیو داروها) و اماکنی که میزان تشعشعات رادیواکتیو زیاد می‌باشد، استفاده می‌گردد [۳۱].

## ۵- نتیجه گیری

از آنچه گفته شد می‌توان به توانایی بالای مواد سرامیکی در صنعت هسته‌ای پی برد. این مواد اجزای اصلی قرص‌های سوخت هسته‌ای را تشکیل می‌دهند و بدلیل خواص مکانیکی، ویژگی‌های دما بالا مطلوب و مقاومت به اشعه مناسب در قسمت‌های مختلف راکتورهای هسته‌ای به عنوان مواد ساختاری و حفاظت کننده از هسته مرکزی راکتور مورد استفاده قرار می‌گیرند. همچنین این مواد در پسمانداری ضایعات هسته‌ای به شکل‌های مختلف مورد استفاده قرار می‌گیرند. بنابراین مشاهده می‌گردد سرامیک‌ها نقش بسزایی را از خود در قسمت‌های مختلف چرخه سوخت به نمایش می‌گذارند. با توجه به اینکه صنعت هسته‌ای در داخل کشور نوپا می‌باشد و نقش تاثیر گذار سرامیک‌ها در این صنعت، اهمیت تحقیقات در زمینه‌های مورد اشاره در جهت نیل به گسترش استفاده از سرامیک‌ها در صنعت هسته‌ای روشن می‌شود.

## مراجع

1. C. Degueldre, Ch.Guéneau, "Introducing the nuclear material challenges", Nuclear Materials, 352, ix-xiii, (2006).
2. Y. w. Lee and M. S. Yang, "Characterization of HWR fuel pellets fabricated using UO<sub>2</sub> powders from different conversion process", nuclear materials 178: 217-226 (1991).
3. H. Assman, W. Dorr "Microstructure and density of UO<sub>2</sub> pellets for light water reactors as related to powder properties", Ceramic powders, Elsevier Scientific Publishing company, 707-718 (1983).
4. H. Assmann, W. Dorr and M. Peehs, "Control of UO<sub>2</sub> microstructure by oxidative sintering" J. Nuclear Materials 140: 1-6 (1986).
5. H. Matzke, V. V. Rondinella, T. Wiss, "Materials research on inert matrices: a screening study" J. Nuclear Materials 274: 47-53 (1999).
6. K. Idemitsu, T. Arima, Y. Inagaki, S. Torikai, M. A. Pouchon, "Manufacturing of zirconia microspheres doped with erbia, yttria and ceria by internal gelation process as a part of a cermet fuel" J. Nuclear Materials, 319: 31-36 (2003).
7. F. Koch, R. Brill, H. Maier, D. Levchuk, A. Suzuki, T. Muroga, H. Bolt, "Crystallization behavior of arc-deposited ceramic barrier coatings" J. Nuclear Materials, 329-333: 1403-1406 (2004).
8. D. Levchuk, S. Levchuk, H. Maier a, H. Bolt, A. Suzuki, "Erbium oxide as a new promising tritium permeation barrier" J. Nuclear Materials, 367-370: 1033-1037 (2007).
9. B. V. Babu, S. Karthik, "evaluation of existing treatment technique and various problem associated with nuclear waste management" energy education science and technology,



- 14[2]: 93-102 (2005).
10. W. J. Weber, R. C. Ewing, C. R. A. Catlow, "Radiation effects in Crystalline ceramics for the immobilization of high level nuclear waste and plutonium", *J. Material Research*, 13[6]: 1434-1484 (1998).
  11. Igor Jencic, "Radiation Damage in Nuclear waste Material", International conference on Nuclear Energy in Central Europe (2000).
  12. John R. Bartlett and James L. Woolfrey, "Preparation of Multicomponent Powders by Alkoxide Hydrolysis" *J. Chem. Mater.* 8:1167-1174 (1996).
  13. Macfarlane, Allison, "immobilization of excess weapon plutonium: A Better Alternative to Glass", Science, technology and public policy program, 271-309, (1998).
  14. I. W. Donald, B. L. Metcalef, R. N. J. Taylor, "the immobilization of high level Radioactive Waste Using Ceramics and Glasses" *J. Material Science*, 32:5851-5887 (1997).
  15. R. C. Ewing, W. J. Weber, F. W. Clinard, "Radiation effects in nuclear waste forms for high level radioactive waste" *J. international Review*, 29[2]:63-127 (1995).
  16. Rodney C. Ewing, Werner Lutze, "High Level Nuclear Waste Immobilization With Ceramics" *J. Ceramics International*, 17: 287-293 ( 1991).
  17. D. G. Bennett, J. J. W. Higgo, S. M. Wickham, "Review of Waste Immobilization Matrices", (Galson Science LTD, 2001).
  18. Takashi Murakami, "Microstructure of Synroc" *J. Nuclear and Chemical Waste Management*, 5: 269-278 (1985).
  19. K. D. Reeve and J. L. Woolfrey, "Accelerated Irradiation testing of Synroc using Fast Neutrons. First Results on Barium Hollandite, Perovskite and Undoped Synroc- B" *J. Australian Ceramic Society*, 16[1]:10-15 (1980).
  20. S. Ueda, S. Nishio, Y. Seki, R. Kurihara, J. Adachi, S. Yamazaki, "A fusion power reactor concept using SiC/SiC composites" *J. Nuclear Materials* 258-263:1589-1593 (1998).
  21. R. H. Jones, L. Giancarli, A. Hasegawa, Y. Katoh, A. Kohyama, B. Riccardi, L. L. Snead, W. J. Weber, "Promise and challenges of SiCf/SiC composites for fusion energy applications" *J. Nuclear Materials*, 307-311: 1057-1072 (2002).
  22. R. J. Brooke, "Concise Encyclopedia of Advanced Ceramic Materials", (1995).
  23. T. K. Roy, C. Subramanian, A. K. Suri, "Pressureless sintering of boron carbide" *J. Ceramics International*, 32: 227-233 (2006).
  24. Izmir, A., Balci, S., Uslu, I., "Nuclear fuel management and boron carbide coating", Eurasia Conference on Nuclear Science and its Application", (2000).
۲۵. حفاظت در برابر اشعه، مهدی غیائی نژاد و مهران کاتوزی، ۱۳۸۲، انتشارات درپید
26. Z. Zha, S. Wang, W. Shen, J. Zhu and G. Gai, "Preparation and Characterization of LiF (Mg,Cu,P) Thermoluminescent Material", *J. Radiation Protection Dosimetry*, 47[4]:111-118 (1993).