بسم الله الرحمن الرحيم

١١٧٥٨

۸۷/۱/۱۰۶۵۹۴
۸۷/۱۲/۲۱

وزارت علوم، تحقیقات و فنآوری

دانشـــــــگاه ارومیـــــــه

گـــــــروه فیزیک

شماره پایان‌نامه ۳۶۹۵-۱۵

پایان‌نامه جهت اخذ درجه کارشناسی‌ارشد رشته فیزیک

((گرایش هسته‌ای))

تحت عنوان:

بررسی نگهداری میله های سوخت مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران(TRR) به روش خشک ونیمه خشک

توسط:

میر محمد دامادی

اساتید راهنما:

دکتر رسول خدابخش و دکتر مرتضی قریب

(حق طبع و نشر مطالب این پایان نامه برای دانشگاه ارومیه محفوظ است)

پاییز ۱۳۸۷

۱۱۰۷۵۸

پایان نامه کارشناسی ارشد به تاریخ ۸۷/۸/۱۹ شماره ۱۵-۳۶۹۵ مورد پذیرش هیات محترم داوران با رتبه عالی و نمره ۱۹ قرار گرفت.

۱- استاد راهنما و رئیس هیئت داوران:

۲- استاد مشاور:

۳- داور خارجی: دکتر سید مسعود طهرانی

٤- داور داخلی: دکتر محمد حسن رسایی

۵- نماینده تحصیلات تکمیلی:

تقدیم به خانواده ام

پدر و مادر گرامی ام که شمع وجودشان روشنگر راهم شد.

خواهران بزرگوارم که حمایت بی دریغشان سختیهای راه را بر من میسر نمود.

وتقدیم به همسر مهربان و صبورم که در تمام دشواری ها یار و همراه من و امید بخش آینده ای روشن می باشد.

تقدیر و تشکر

از اساتید محترم دانشگاه ارومیه و سازمان انرژی اتمی ایران که مرا در این تحقیق راهنمایی و حمایت کردند کمال تشکرو امتنان را دارم، بویژه آقایان دکتر مرتضی قریب و دکتر رسول خدابخش مرا از وجود پربارشان بهره مند نمودند. با تشکر از دوستان گرامی ام آقایان مهندس حامد نجفپور ، مهندس مهدی ملایی، مهندس ورژ طروسیان و خانم توماری که در تمام مراحل این تحقیق یار و راهنمای اینجانب بوده اند.

از کارکنان و همکاران اینجانب در آزمایشگاه ایمنی و کنترل راکتور، کارگاه های جابر، ساخت و تولید پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای، کارشناسان و مسئولین محترم و کارکنان بخش تحقیقات و کارگردانی راکتور سازمان انرژی اتمی ایران، بخصوص آقایان مهندس آخوندی و مهندس منتظری کمال تشکر و سپاسگذاری را دارم که بدون کمک های بی دریغ ایشان، این تحقیق تکمیل و ارائه نمی شد.

در پایان از تمامی اساتید محترم و دوستان و همکاران که نامی از آنها برده نشد و مرا در این راه از یاری و کمک مادی و معنوی خویش مورد لطف و عنایت قرار داده اند، سپاسگذاری نموده و از پروردگار متعال برای ایشان عمری پربار و برکت خواستارم.

فهرست مطالب

چکیده ۱

مقدمه ۲

فصل ۱: راکتور تحقیقاتی تهران و فرایند شکافت و محصولات آن

(۱-۱) تاریخچهٔ راکتور تحقیقاتی تهران وساختار و مشخصات آن ۵

(۱-۲) استخر راکتور(Reactor Pool) ۷

(۱-۳) دریچه قلب راکتور (Safety flapper) ۸

(۱-٤) سیستمهای بهره برداری از راکتور (Irradiation Facilities) ۸

(۱-۵) مدیریت و جابجایی سوخت راکتور (Fuel Handling) ۱۱

(۱-٦) بسته های سوخت مصرف شده ۱۵

(۱-۷) فرآیند شکافت هسته ای و انرژی حاصل از آن ۱۹

(۱-۸) پرتوهای ناشی از شکافت ۲٦

(۱-۹) واپاشی و گسیل پرتو γ ۳۰

(۱-۱۰) فرایند تبدیل داخلی(Internal Conversion) ۳۱

(۱-۱۱) قواعد گزینش تکانه زاویه ای و پاریته حالات در گسیل پرتو گاما ۳۲

(۱-۱۲) برهمکنش های فوتون (پرتوهای X و γ) با ماده ۳٤

(۱-۱۳) واکنش شکافت زنجیره ای و ضریب تکثیر نوترون ۳۹

فصل ۲: روش های نگهداری سوختهای مصرف شده هسته ای و تجربیات انجام یافته در این زمینه

(۲-۱) مقدمه ٤۱

(۲-۲) انواع مخازن سوخت های پرتو دیده از نظر موقعیت ساخت ٤۲

(۲-۳) معیار های طراحی مخازن ٤۳

(۲-٤) روش نگهداری مرطوب (Wet Storage) ٤۷

(۲-۵) ساختار مخازن استخری روش نگهداری مرطوب ۵۱

(۲-٦) روشهای تست میله های سوخت پرتو دیده ۵۵

(۲-۷) تجربیات جاری در مخازن نگهداری مرطوب سوخت مصرف شده راکتور ها ٥٦
(۲-۸) مخازن نگهداری به روش خشک (Dry Storage) ٥٨
(۲-۹) روشهای مختلف نگهداری سوخت مصرف شده به صورت خشک ٦٠
(۲-۱۰) نگهداری به روش خشک برای سوختهایی با غلافی از آلیاژ های زیرکونیوم ٦٩
(۲-۱۱) نگهداری خشک سوختهای مصرف شده با غلافهای غیر زیرکونیومی ٧١
(۲-۱۲) رفتار سوختهای مصرف شده در حین نگهداری ٧١
(۲-۱۳) روشهای نظارت سوخت مصرف شده در نگهداری خشک ٧٢
(۲-۱٤) روشهای نظارت در مخازن ٧٣
(۲-۱٥) روش نگهداری نیمه خشک سوختهای مصرف شده ٧٤
(۲-۱٦) مخزن سوختهای مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران ٧٨

فصل ۳: تضعیف پرتوهای گاما و تعیین حرارت پسماند هسته ای

(۳-۱) پرتوزایی محصولات شکافت ٨٢
(۳-۲) تعیین شار تابش پرتوهای گامای حاصل از سوختهای مصرف شده ٨٦
(۳-۳) محاسبات تابش گیری و دز ٨٦
(۳-٤) تضعیف پرتوهای گاما ٨٩
(۳-٥) فاکتور افزایش (Build up factor) ٩٣
(۳-٦) محاسبات تضعیف پرتو ٩٧
(۳-۷) توان حرارتی پسماند و افزایش دمای محفظه نگهداری ١٠٦
(۳-۸) انتقال حرارت ١٠٩

فصل ٤: طراحی و ساخت محفظه گرماسنجی سوخت های مصرف شده

(٤-۱) معیار های طراحی محفظه گرماسنجی ١١٣
(٤-۲) طراحی محفظه واجزای تشکیل دهنده آن ١١٤
(٤-۳) عملیات خلاء کاری فضای بین دو جداره محفظه ١٢٣

فصل۵: نتایج و طراحی مخازن نگهداری

(۵-۱) محاسبه اکتیویته ۱۳۰

(۵-۲) محاسبه قدرت چشمه(Source Strengh) ۱۳۲

(۵-۳) تعیین آهنگ دز جذبی ناشی از سوخت داخل استخر نگهداری راکتور ۱۳۳

(۵-٤) محاسبه ضخامت حفاظ محفظه ها و مخازن نگهداری ۱۳٤

(۵-۵) محاسبه تئوری توان حرارتی پسماند میله سوخت مصرف شده S۲۲ ..... ۱٤۲

(۵-٦) اندازه گیری تجربی دما و توان حرارتی پسماند سوخت مصرف شده توسط محفظه گرماسنجی..... ۱٤۵

(۵-۷) نتیجه گیری ۱۵۲

(۵-۸) طرح پیشنهادی برای اجرای روش نگهداری خشک سوخت مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران ۱۵۳

پیوست ها

مراجع

فهرست جداول، نمودار ها و اشکال

فصل اول:

جدول(۱-۱): مشخصات فنی راکتور تحقیقاتی تهران ٦

شکل(۱-۱): استخر شماره یک راکتور و تجهیزات نسب شده در آن ۷

شکل (۱-۲) : نمایی از تجهیزات تابش دهی راکتور ۱۰

شکل(۱-۳) : Rack نگهداری سوختها در استخر راکتور ۱۲

شکل (۱-٤) : نمایی از استخر نگهداری سوختهای مصرف شده بیرون راکتور ۱٤

شکل (۱-۵) : نمائی از واحد سوخت استاندارد راکتور تحقیقاتی تهران ۱٦

جدول (۱-۲): مشخصات واحدهای سوخت اولیه راکتور تحقیقاتی تهران ۱۷

شکل (۱-٦): نمایی از فرایند شکافت هسته ای از دیدگاه مدل قطره ای ۱۹

شکل(۱-۷): شکافت هسته اورانیوم۲۳۵ توسط نوترون کند ۲۰

شکل(۱-۸): نمودار بهره شکافت $U^{۲۳۵}$ با نوترونهای حرارتی بر حسب عدد جرمی ۲۲

جدول(۱-۳): انرژی بستگی هسته های واکنش دهنده و تولید شده در شکافت ۲۳

جدول(۱-٤): جرم اتمی اجزای فرایند شکافت هسته $U^{۲۳۵}$ ۲۳

جدول (۱-۵) : توزیع انرژی آنی حاصل از شکافت $U^{۲۳۵}$ ۲٤

جدول (۱-٦) : توزیع انرژی تاخیری حاصل از شکافت $U^{۲۳۵}$ ۲٤

شکل(۱- ۹): زنجیره واپاشی $Cs^{۱٤۰}$ و $Rb^{۹۳}$ بعد از فرایند شکافت ۲۵

شکل(۱-۱۰) : وابستگی سطح مقطع فوتوالکتریک به E_γ و z ۳٦

شکل(۱-۱۱) : نمایی شماتیک از چگونگی پراکندگی کامپتون ۳٦

شکل(۱-۱۲): نمایش واکنش شکافت زنجیره ای ٤۰

فصل دوم:

شکل(۲-۱): استخر نگهداری مرطوب سوختهای مصرف شده (ایالات متحده) ۵۰

شکل(۲-۲) : Rack نگهداری سوختها در استخر ۵٤

شکل(۲-۳): تصویری از استخر نگهداری مرطوب AFR در روسیه ۵۷

شکل(۲-٤): تجهیزات نگهداری خشک سوخت مصرف شده در آلمان ٦۰

شکل (۲-۵): سطح مقطع عمودی از ساختار Castor Cask در آلمان ٦٢
شکل (۲-٦): نمایی سه بعدی از Castor Cask ٦٣
شکل(۲-۷): نمایی ساده از یک محفظه نگهداری خشک ٦٤
شکل(۲-۸): نمایی از یک نمونه محفظه بتونی ساخته شده در آلمان ٦٥
شکل(۲-۹): نمونه ای از یک محفظه بتونی نگهداری خشک با تفکیک اجزا ٦٦
شکل(۲-۱۰): چاه خشک و نحوه قرار گیری بسته سوخت مصرف شده ٦٧
شکل(۲-۱۱): نمایی از سردابه احداث شده در هانفورد در ایالات متحده ٦٨
شکل(۲-۱۲): جداسازی زائده های مربوط به پایه سوخت مصرف شده توسط دستگاه ویژه در داخل آب ٧٥
شکل(۲-۱۳): نمونه ای از لوله فلزی برای کپسول کردن ٧٦
شکل(۲-۱٤): تجهیزات مربوط تخلیه آب داخل کپسول و خشک کردن آن ٧٦
شکل(۲-۱۵): دو نوع کپسول نگهداری نیمه خشک ویژه دو نوع سوخت EK-۱۰ و VVR ٧٧

فصل سوم:

شکل(۳-۱) : طرح محاسبهٔ پرتوزایی محصولات شکافت ٨٣
جدول(۳-۱): مقادیر ضریب جذب جرمی عناصر مختلف (cm^2/gr) ٨٨
شکل (۳-۲): شرایط هندسی خوب- پرتوهای محدود شده با محیط جاذب تیغه ای ٩٠
جدول(۳-۲): ضرایب تضعیف خطی مواد برای انرژی های مختلف فوتون ٩١
شکل(۳-۳): طیف انرژی باریکه گاما ی ورودی(۱) و خروجی از حفاظ(۲) ٩٢
شکل(۳-٤): پرتوهای عریض با تیغه جاذب ضخیم ٩٣
جدول(۳-۳): ضرایب تیلور برای جهت محاسبه فاکتور افزایش پرتو تابی چشمه نقطه ای همسان ٩٦
شکل(۳-۵) :حفاظ چند لایه ای ٩٧
شکل(۳-٦): محاسبه پاسخ دتکتور در برابر چشمه گسترده به روش کرنل نقطه ای ٩٨
شکل(۳-۷): بکار گیری روش کرنل نقطه ای برای چشمه خطی ٩٩
شکل (۳-۸): روش کرنل نقطه ای برای چشمه خطی محدود با حفاظ تیغه ای ١٠٠
شکل(۳-۹): چشمه تابش خطی در راستای عمود بر حفاظ ١٠٢
شکل(۳-۱۰): تعمیم دادن مساله تعیین دز جذبی درون چشمه(۱) تیغ ای به سطح تیغه(۲). ١٠٤
شکل(۳-۱۱): استوانه تو خالی با منبع حرارتی روی محورش ١١٠
شکل(۳-۱۲): استوانه ای چند لایه و تو خالی ١١٢

فصل چهارم:

شکل (٤-١): نمایی از استوانه های داخلی و خارجی محفظه ١١٥

جدول (٤-١): ابعاد استوانه های داخلی و خارجی ١١٦

شکل(٤-٢): نمایی از صفحات کفی استوانه های تشکیل دهنده جدار محفظه ١١٦

شکل(٤-٣): نگهدارنده جانبی محفظه داخلی ١١٧

شکل(٤-٤): نگهدارنده جانبی نمای جانبی و نما از بالا ١١٧

شکل (٤-٥): نگهدارنده فوقانی نما از بالا و جانب با ذکر ابعاد روی شکل ١١٨

شکل(٤-٦): چگونگی اتصال نگهدارنده فوقانی به بدنه محفظه ١١٨

شکل (٤-٧):رابط فلزی جدار خارجی به نگهدازنده فوقانی با ذکر ابعاد ١١٩

شکل(٤-٨): تصویری از چگونگی اتصتل نگهدارنده ها روی بدنه محفظه ١٢٠

شکل(٤-٩): نحوه استقرار درب روی محفظه ١٢١

شکل(٤-١٠): تصویری از درپوش محفظه گرماسنجی ١٢٢

شکل(٤-١١): منبع تغذیه و دما سنج دیجیتالی متصل به ترموکوپل در حین اندازه گیری ١٢٣

شکل(٤-١٢): تصویر شیر خلاء بکار رفته در محفظه ١٢٤

شکل (٤-١٣): محفظه گرماسنجی در حین آزمایشات مقدماتی ١٢٥

شکل(٤-١٤): طرح بدنه محفظه گرما سنجی همراه ابعاد آن ١٢٦

شکل(٤-١٥): نمایی از محفظه گرما سنجی سوخت مصرف شده بدون سیستم الکترونیکی دماسنجی ١٢٧

شکل(٤-١٦): محفظه گرما سنجی تحت آزمایشات مقدماتی ١٢٨

شکل(٤-١٧): تصویری از اورینگهای آب بندی کننده محفطه، بر روی بدنه درپوش و محفظه ١٢٩

فصل پنجم:

جدول(٥-١): اطلاعات مورد نیاز برای محاسبه اکتیویته و نتایج حاصل از آنها ١٣١

شکل (٥-١):نمودار اکتیویته میله سوخت S٢٢ در ابتدای سال ١٣٨٦ حاصل از چیدمان قلب هر سال ١٣٢

جدول(٥-٢): نتایج تئوری محاسبه دز جذبی در فواصل مختلف از سوخت مصرف شده داخل آب استخر ١٣٣

جدول(٥-٣): نتایج اندازه گیری تجربی دز جذبی در فواصل مختلف از سوخت مصرف شده داخل استخر(٨٦/٣/٢٣) . ١٣٣

جدول(٥-٤): مقادیر مختلف شار افزایشی متناظر با ضخامتهای مختلف حفاظ سربی جانبی ١٣٥

شکل(٥-٢): نمودار تضعیف پرتوها نسبت به ضخامت حفاظ سربی محفظه نگهداری خشک ١٣٦

جدول(٥-٥): محاسبه ضخامت حفاظ درپوش سربی محفظه نگهداری خشک ١٣٧

شکل(۵-۳): نمودار مربوط به شار افزایشی بر حسب ضخامت حفاظ سربی درپوش محفظه نگهداری ۱۳۸
جدول(۵-٦): مقادیر شار افزایشی متناظر با ارتفاع آب بالای سوخت استخر ۱٤۰
شکل(۵-٤): منحنی شار افزایشی بر حسب ارتفاع آب بالای سوخت مصرف شده در نگهداری نیمه خشک ۱٤۱
جدول(۵-۷): سهم توان حرارتی میله S۲۲ حاصل از هر چیدمان تعیین شده در ابتدای سال ۱۳۸٦ ..... ۱٤۲
شکل(۵-۵): بیان روش تعیین ماکسیمم مقدار توان حرارتی روی نمودار ۱٤۳
جدول(۵-۸): داده ها و نتایج مربوط به روش مستقیم تعیین بیشینه مقدار توان حرارتی سوخت S۲۲ در ابتدای سال ۸٦ ۱٤٤
شکل(۵-٦): نمودار نتایج حاصل از آزمایش مقدماتی با آب گرم ۱٤٦
شکل(۵-۷): نمودار نتایج حاصل از آزمایش مقدماتی با المنت حرارتی ۵ وات ۱٤۷
شکل(۵-۸): نمودار نتایج حاصل از آزمایش مقدماتی با المنت حرارتی ۲۸/٦ وات ۱٤۸
شکل (۵-۹): نمودار نتایج دما سنجی سوخت مصرف شده S۲۲ توسط محفظه گرما سنجی در داخل استخر راکتور ۱٤۹
شکل(۵-۱۰): نمودار تغییرات دمای سوخت مصرف شده A۱۱۱ نسبت به زمان در محفظه گرماسنجی ۱۵۰
شکل(۵-۱۱): سطح مقطع محفظه نگهداری خشک با ذکر ضخامت حفاظ سربی ۱۵۳
شکل(۵-۱۲): طرح پیشنهادی برای اجرای روش نگهداری خشک سوخت مصرف شده ۱۵٤
شکل(۵-۱۳): نمایی ساده از روش نگهداری نیمه خشک سوختهای مصرف شده ۱۵۵
شکل(۵-۱٤): طرح پیشنهادی برای اجرای روش نگهداری خشک سوخت مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران ۱۵٦

چکیده

در سال ۱۳۷۲، سوختهای باغنای پایین LEU جایگزین سوختهای اولیهٔ HEU با غنای بالا، در قلب راکتور تحقیقاتی تهران شد و بدین ترتیب سوختهای مصرف شده قدیمی از قلب راکتور خارج و به منظور پایین آمدن توان حرارتی و مقدار پرتوزایی آنها، در استخر جانبی راکتور به روش مرطوب از آنها نگهداری می شود. اما به مرور زمان و در بازه های طولانی مدت، روش نگهداری مرطوب باعث صدمه دیدن و فرسایش ساختار سوخت مصرف شده گردیده و احتمال آلودگی رادیولوژیکی محیط نگهداری و کارکنان این بخش توسط محصولات شکافت ناشی از سوختهای مصرف شده بوجود می آید. لذا نیاز به روشهای نگهداری دیگری احساس شد تا این آسیب ها واحتمالات به حداقل برسند.

هدف از تحقیق حاضر، بررسی و معرفی روش های نگهداری خشک و نیمه خشک جهت نگهداری طولانی مدت سوخت های مصرف شدهٔ راکتور تحقیقاتی تهران می باشد. بدین منظور ضمن بررسی آئین نامه ها و مقررات موجود بر انواع روشهای نگهداری وحفاظ سازی در برابر پرتوهای هسته ای، محفظه های ویژه ای نیز برای این روش ها طراحی شده اند.

محاسبات مربوطه، بر اساس روابط حاکم بر تولید حرارت و تشعشع پسماند و با توجه به تاریخچه قلب راکتور انجام شده و جهت محاسبات حفاظ، روش کرنل نقطه ای مورد استفاده قرار گرفته است. دراین محاسبات برای حل عددی انتگرال های پیچیده، از نرم افزار محاسباتی MATHEMATICA و برای طراحی تجهیزات از نرم افزار AutoCad ۲۰۰۶ بهره گرفته شده و جهت سنجش میزان محاسبات مذکور، آزمایش های عملی نیز به انجام رسیده است.

مقدمه

پیشرفت روز افزون تکنولوژی هسته ای و توسعهٔ تحقیقات و بهره برداری از این فن آوری در دنیا، باعث گسترش راه اندازی و استفاده از راکتور های هسته ای تحقیقاتی و صنعتی شده است که به موازات این امر، سوختهای هسته ای مصرف شده که دارای پرتوزایی بالایی می باشند، تولید می شوند که لزوم نگهداری صحیح از آنها بعد از خارج کردنشان از قلب راکتور امری است اجتناب نا پذیر.

سوختهای مصرف شدهٔ راکتور های هسته ای، معمولاً جهت بازیافت مواد قابل شکافت باقیمانده در آنها به مراکز بازفرآوری حمل شده و یا اگر این عمل اقتصادی یا میسر نباشد، به محلهای نگهداری بلند مدت برده می شوند تا محصولات شکافت و پرتوهای ناشی از آنها خطری برای محیط و کارکنان ایجاد نکنند. به همین دلیل مساله نگهداری صحیح و طراحی و ساخت تجهیزات نگهداری، پیوسته از اهمیت خاصی برخوردار بوده است. در این راستا در کشور های صاحب تکنولوژی هسته ای، تجربیات زیادی انجام یافته و انواع روشهای نگهداری سوختهای مصرف شده به کار گرفته شده اند که در فصلهای آینده به این فعالیتها اشاره خواهد شد.

نوع روشی که برای نگهداری سوختهای مصرف شده به کار بسته می شود، باید به گونه ای باشد که در دراز مدت، اولاً فرسایش و آسیبهای وارده به ساختار سوخت مصرف شده، حداقل ممکن باشد و ثانیاً، پرتوهای ناشی از سوختهای مصرف شده و نیز پاره های شکافت کاملاً منزوی شده و هیچگونه نشتی در سیستم نداشته باشند. مورد اول با اجرای صحیح ومناسب روش نگهداری سوختهای مصرف شده و نظارت دقیق بر عملیات نگهداری، حاصل می گردد و مسالهٔ دوم به حفاظ سازی درست و متناسب با شرایط فیزیکی و شیمیایی سوختهای مصرف شده بستگی دارد.

بطور کلی می توان گفت که مسالهٔ حفاظ سازی به خودی خود موجودیت ندارد بلکه می توان آنرا در رابطه با چند مسالهٔ مجزا مانند انتقال حرارت، طراحی سازه، مقررات و آیین نامه ها و هزینه دانست. حفاظ بایستی از طرفی برای کاهش پرتوها، از

بیشترین حد مورد نظر به یک سطح قابل قبول، مناسب باشد و از طرف دیگر وزن محفظه نگهداری کننده سوخت مصرف شده بایستی چنان باشد که هزینهٔ سرمایه گذاری اولیه و ساخت، مقرون به صرفه باشد.

با توجه به سفارش سوختهای LEU (با غنای پایین) و جایگزینی آنها به جای سوختهای اولیه HEU (با غنای بالا)، در سال ۱۳۷۲، در قلب راکتور تحقیقاتی تهران، لازم شد که اولاً برای اولین بار محل جداگانه ای برای پذیرش و نگهداری مرطوب سوختهای مصرف شده و ثانیاً، وسیلهٔ مناسبی جهت انتقال سوختهای مصرف شده از استخر راکتور به این محل ویژه، بایستی طراحی و راه اندازی شوند. مطالعات و محاسبات فنی در خصوص استخر نگهداری سوختهای مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران و محفظه انتقال این سوختها از راکتور به این استخر نگهداری تعبیه شده در بیرون از ساختمان راکتور، در دو پروژهٔ دانشجویی به انجام رسیده اند.[۱۸,۱۹]

در نگهداری بلند مدت به روش حاضر که روش نگهداری مرطوب نامیده می شود، به مرور زمان در ساختار فیزیکی بسته سوخت، آسیبهایی ناشی از فرسایش و فشار وتنش در محیط استخر مشاهده می گردد. بنابراین برای اجتناب از این امر و آلودگی های ناشی از این عوامل، بایستی روشهایی دیگر برای نگهداری سوختهای مصرف شده تعریف و ارائه نمود تا این عوامل مخرب به حداقل برسند.

تحقیق حاضر به بررسی روشهای نگهداری خشک و نیمه خشک سوختهای مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران پرداخته و ضمن این بررسی، محاسبات و آزمایش هایی جهت طراحی و راه اندازی تجهیزات مربوط به این روشها صورت گرفته است که از آن جمله می توان به تعیین پرتوزایی و توان حرارتی سوخت های مصرف شده در زمان حال به روشهای تجربی و نظری، محاسبات مربوط به تضعیف پرتوهای ناشی از سوختهای مصرف شده و تعیین ضخامت حفاظ محفظه های ویژهٔ نگهداری.

این پایان نامه در ۵ فصل ارائه شده است:

- در فصل اول نخست به معرفی راکتور تحقیقاتی تهران و سوختهای مورد استفاده در آن پرداخته شده وسپس با اشاره به واکنش شکافت هسته ای و محصولات وپرتوزایی ناشی از این فرایند، مسالهٔ سوختهای مصرف شده در راکتور و لزوم نگهداری صحیح و مناسب از آنها بیان می شود.

- فصل دوم شامل بررسی انواع روشهای نگهداری سوختهای مصرف شده، کارهای انجام شده در این مورد در سایر کشورهای صاحب تکنولوژی هسته ای و شرح شیوهٔ فعلی نگهداری سوختهای مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران می باشد.
- فصل سوم مروری بر موضوع تضعیف پرتوهای گاما و حفاظ سازی در برابر پرتوهای گامای ناشی از سوختهای مصرف شده و نیز تعیین حرارت پسماند سوختهای مصرف شده دارد.
- در فصل چهارم به چگونگی طراحی و ساخت و راه اندازی تجهیزات اندازه گیری تجربی دما و توان حرارت پسماند سوختهای مصرف شده اشاره گردیده است.
- در فصل پنجم با توجه به نتایج حاصل از محاسبات و اندازه گیری تجربی و رعایت آیین نامه ها و مقررات آژانس انرژی اتمی مربوط به ساخت محفظه های نگهداری سوخت مصرف شده و با ملاحظهٔ تجربیات انجام یافته در این مورد در سایر کشورها، اقدام به طراحی محفظه های نگهداری خشک و نیمه خشک ویژهٔ سوختهای مصرف شدهٔ راکتور تحقیقاتی تهران گردیده است.

فصل اول :

راکتور تحقیقاتی تهران و فرایند شکافت و محصولات آن

(۱-۱) تاریخچهٔ راکتور تحقیقاتی تهران وساختار و مشخصات آن:

مرکز اتمی دانشگاه تهران در سال ۱۳۳۵در دانشکده علوم تاسیس گردید و در سال ۱۳۳۷ مرکز اتمی در زمینی به مساحت ۳۶۱۳۲۵ متر مربع در انتهای خیابان کارگر شمالی (امیر آباد) بنا نهاده شد و در تاریخ ۱۳٤۰/۹/۳۰ عملیات ساختمان راکتور اتمی و آزمایشگاههای مربوطه به مساحت ۷۰۰۰متر مربع توسط کمپانی AMF آغاز گردید که در تاریخ ۱۳٤٦/۸/٦ راکتور آماده کار شد و در ۱۳٤٦/۹/٤ فعالیت راکتور رسماً شروع شد. در سال ۱۳۵۳ با تاسیس سازمان انرژی اتمی ایران راکتور اتمی و آزمایشگاههای وابسته به آن به سازمان مزبور منتقل گردید.[۲]

قدرت راکتور ۵ مگاوات از نوع شناور همراه با سوخت $U^{۲۳۵}$ با درجه غنای ۹۳% (HEU) بوده است. مساحت گنبد راکتور ۳۰۰ متر مربع با دیوا ری به ضخامت ۱/۸۰ متر تا ۸۰ سانتی متر، ضخامت کلاهک فولادی گنبد راکتور ۸ میلی متر به وزن ۱٤۰ تن می باشد. در تاریخ ۱۳۵٦سیستم کنترل راکتور توسط شرکت جنرال اتمیک از لامپی به ترانزیستوری تبدیل و جایگزین گردید. در سال ۱۳۷۲سوخت جدیدی با درجه غنای پائین(LEU) خریداری و همراه با مکانیزم های کنترل ساخت همان کشور جانشین سوخت و مکانیزیم های کنترل قبلی گردیدند. [۲,۳]

در حال حاضر راکتور تحقیقاتی تهران با قدرت نهایی (MW) ۵ از نوع استخری(MTR) و سوخت $U^{۲۳۵}$ با درجه غنای ۲۰% می باشد که کند کننده و خنک کننده آن آب معمولی بوده و منعکس کننده آن آب (گرافیت در استخر شماره ۱) می باشد و محافظ جلوگیری از خروج تشعشع، آب، سرب، باریت و بتون می باشد. شار نوترون در حد اکثر قدرت $۳/۵\times۱۰^{۱۳}$ (n/cm.sec) می باشد.

مشخصات فنی راکتور تحقیقاتی تهران در جدول (۱-۱) به طور خلاصه عنوان شده اند.[۲,۳]

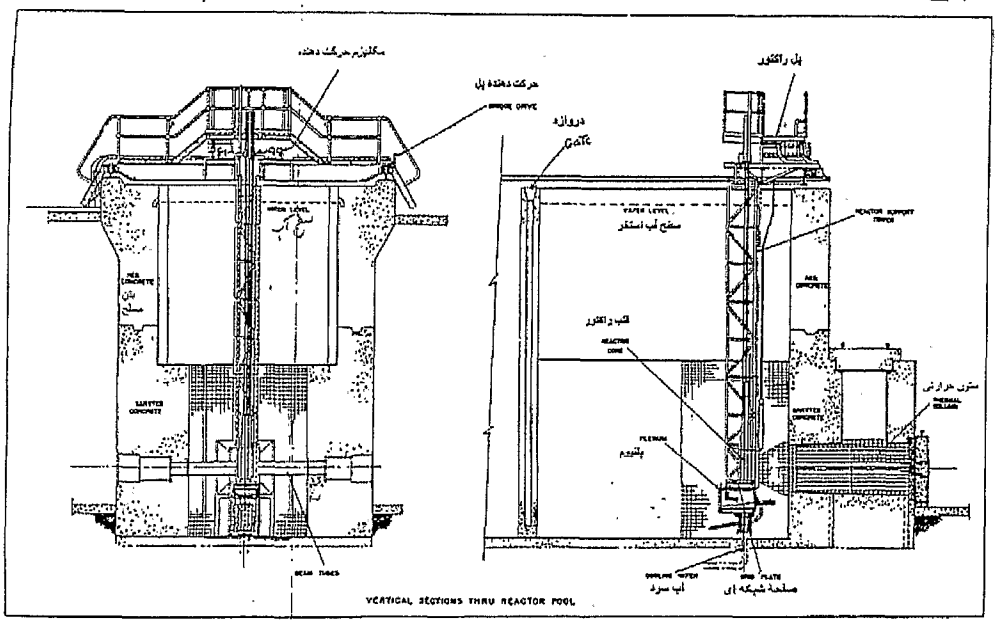
جدول (۱-۱): مشخصات فنی راکتور تحقیقاتی تهران[۲,۳]

نوع راکتور	استخری
قدرت راکتور (توان حرارتی)	۵ مگاوات
نوع سوخت	از نوع MTR و اورانیوم با غنای ۲۰% (LEU)
جنس میله های سوخت	اورانیوم و آلومینیوم
شبکه جایگاه میله های سوخت	۶×۹=۵٤ حفره
شار نوترون در قدرت ۵ مگاوات	$۳/۵\times۱۰^{۱۳}$ (n/cm.sec)
تعدیل کننده	آب معمولی
منعکس کننده	آب (+ گرافیت در استخر شماره ۱)
دیوار محافظ (برای جلوگیری از خروج تشعشعات)	آب- سرب – باریت – بتن
سیستم خنک کننده	مدار اولیه – مبدل حرارتی – مدار ثانویه – سیستم تصفیه – آب سبک
دبی دائمی آب تصفیه شده	۲۰ گالن در دقیقه
مهار کننده	٤ میله کنترل از نوع چنگالی از جنس نقره-کادمیوم-اینیدیوم و یک میله فولادی ضدزنگ برای کنترلهای جزئی
وسایل تابش دهی	٤ عدد لوله تابش ٦ اینچی ۱عدد لوله تابش ۸ اینچی ۱عدد لوله تابش ۱۲×۱۲ اینچی ستون نوترونهای حرارتی ۱عدد لوله ٦ اینچی سراسری ۱ دستگاه سیستم نئوماتیک مضائف اطاق تابش گاما اطاق تابش تشعشعات کلی
فلوی آب در مدار اولیه	۲۲۰۰ گالن در دقیقه
درجه حرارت آب در ورودی مبدل حرارتی	۱۱۵/۷درجهٔ فارنهایت
درجه حرارت آب درخروجی مبدل	۱۰۰ درجهٔ فارنهایت
فلوی آب در مدار ثانویه	۲۳۰۰ گالن در دقیقه
درجه حرارت آب در ورودی مدار ثانویه	۸۷ درجهٔ فارنهایت
درجه حرارت آب در خروجی مدار ثانویه	۱۰۲درجهٔ فارنهایت

(۱-۲) استخر راکتور :

استخر راکتور که از بتون مخصوصی جهت حفاظت بیولوژیکی ساخته شده، به دو قسمت تقسیم می شود. استخر شماره یک و استخر شماره دو. قسمت جدا کننده استخر راکتور در صورت لزوم توسط یک دروازه آلومینیومی که در شیار آن قرار داده می شود، می تواند دو استخر را از یکدیگر مجزا نماید که فقط در شرایطی که لازم است تعمیرات یا تغییراتی در تجهیزات تابش دهی انجام گیرد و همچنین بازرسی های فنی و یا حالت اضطراری، دروازه مزبور بوسیله جرثقیل بین دو استخر مستقر خواهد شد. (شکل شماره ۱-۱)

برج نگهدارنده قلب راکتور و چهار عدد دتکتور ۲UIC , F-C, CIC و مکانیزم های کنترل به پل راکتور نصب شده اند که برج نگهدارنده قلب راکتور و دتکتور ها بطور معلق در زیر پل و مکانیزمهای کنترل در بالای پل نصب می باشند. پل راکتور می تواند بر روی ریل های دو طرف استخر حرکت نموده و در محل های تثبیت شده خود مستقر گردد. راکتور در هر دو استخر می تواند در حداکثر قدرت مورد استفاده قرار گرفته و راه اندازی شود که بیشترین موارد استفاده آن در استخر شماره یک می باشد که تجهیزات تابش دهی بیشتری در آن وجود دارند.[۲]



شکل(۱-۱): استخر شماره یک راکتور و تجهیزات نسب شده در آن[۲]

(۱-۳) دریچه قلب راکتور:

این دریچه که شرایط باز و بسته شدن آن توسط وزنه قابل تعدیل می باشد، بر روی پلنوم (Plenum) در زیر قلب راکتور نصب شده است. این دریچه بایستی بطور دقیق توسط وزنه های مخصوص تنظیم گردد که هنگام خروج آب مدار خنک کننده با فلوی معمولی از قلب راکتور و ایجاد اختلاف فشار بین آب استخر و فضای داخل پلنوم بسته شود، با کاهش فلوی آب خروجی، فشار داخل پلنوم افزایش یافته و باعث باز شدن دریچه قلب راکتور خواهد شد. در قدرت بالاتر از ۱۰۰ kW باید این دریچه بسته باشد تا اینکه جریان آب خنک کننده بطور کامل از قلب راکتور عبور نماید. اگر در این حالت دریچه مزبور باز باشد، از طریق میکروسویچی که زیر پل تعبیه شده است، به سیستم کنترل سیگنال SCRAM داده می شود. از آنجایی که در قدرت زیر ۱۰۰ kW با گردش طبیعی آب، قلب راکتور خنک می شود نیازی به بستن دریچه قلب راکتور نمی باشد.[۲]

(۱-٤) سیستمهای بهره برداری از راکتور :

راکتور تحقیقاتی به عنوان یک منبع نوترون و سایر تشعشعات هسته ای بکار برده می شود. برای این منظور سیستم های مختلفی در راکتور وجود دارند که توسط آنها می توان مواد مختلف را رادیو اکتیو نمود یا یک دسته شعاع نوترون یا گاما را بخارج از محوطه استخر هسته مرکزی راکتور منتقل نمود تا بتوان از آنها در آزمایش های علمی مختلف استفاده نمود.[۲]

(۱-٤-۱) لوله های پرتودهی راکتور:

در راکتور مرکز تحقیقات هسته ای لوله های پرتودهی مخصوصی وجود دارند که توسط آنها می توان یک دسته شعاع نوترون یا گاما را به خارج از راکتور منتقل نموده و برای استفاده در آزمایشهای مختلف در طبقه آزمایشی راکتور مورد بهره برداری قرار داد. در حالت عادی در هر یک از لوله های پرتودهی تعداد ۵ قطعه بتون بزرگ و مقداری آب تصفیه شده وجود دارد که به عنوان حفاظ در مقابل تشعشعات رادیو اکتیو به کار برده می شود. این بتون ها و آب اجازه خروج تشعشعات را از طریق لوله های تجربی نمی دهد. برای استفاده از یک لوله پرتودهی باید از طریق لوله های هدایت کننده و سیستمهای حفاظتی مخصوصی استفاده نمود تا بتوان یک دسته شعاع نوترون را از هسته مرکزی راکتور خارج ساخت.[۲,۳]