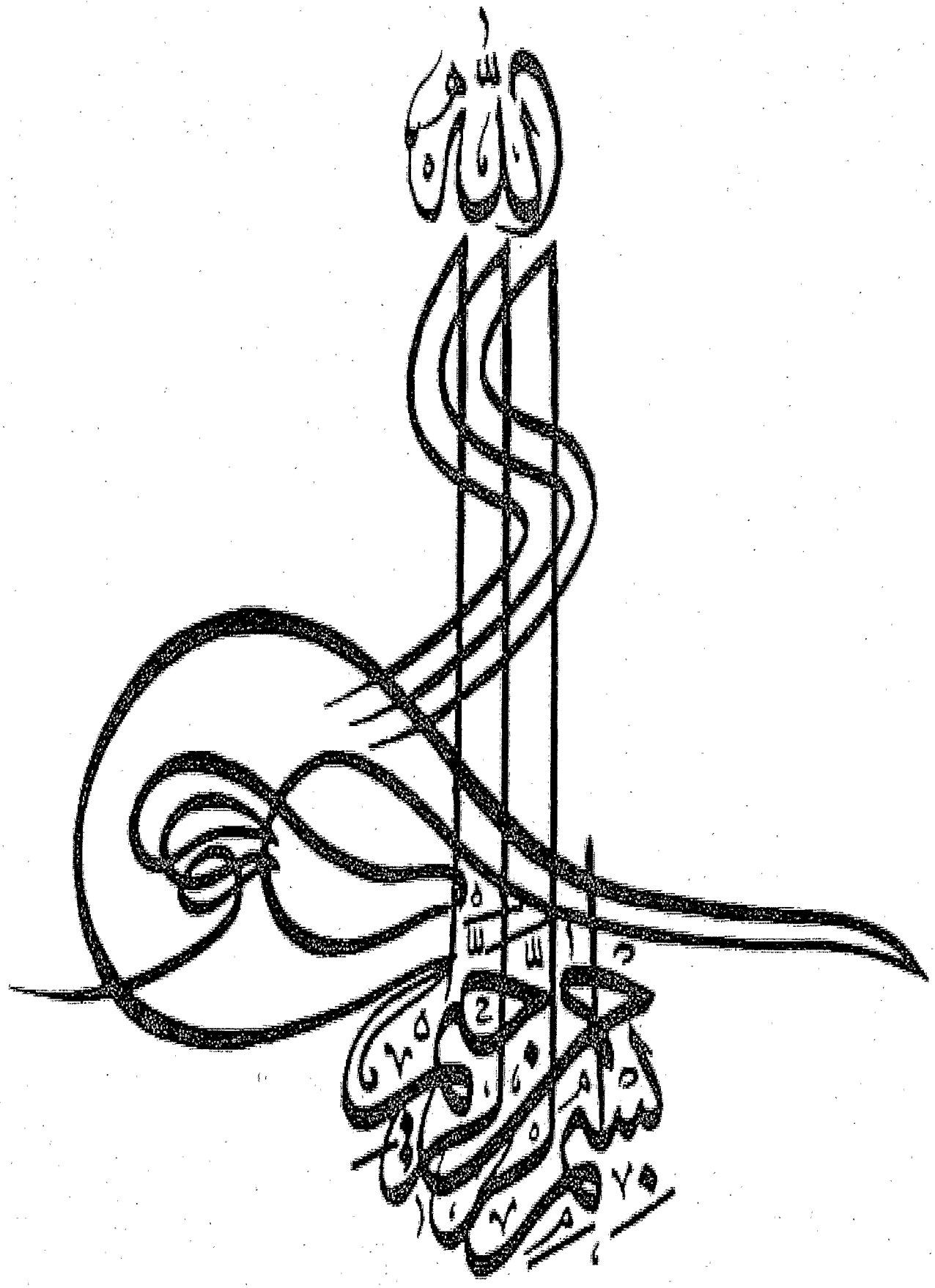


١١٣٤٥٣

دانشکده علوم پایه، گروه فیزیک

پایان نامه دوره کارشناسی ارشد فیزیک

عنوان:

نگاهداری میله های سوخت مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران در محیط خشک

استاد راهنما:

دکتر مرتضی قریب

استاد مشاور:

مهندس محمد علی آخوندی

نگارنده:

رقیه توماری

۱۳۸۸/۳/۳۱

مرکز اطلاعات و مدارک علمی ایران
تهیه مدارک

تابستان ۱۳۸۷

۱۱۳۴۵۳

تاریخ: ۸۷/۸/۱۵

شماره: ۱۱/۶۱۸

پیوست:

جمهوری اسلامی ایران
وزارت علوم، تحقیقات و فناوری
دانشگاه قم

« صورت جلسه دفاع از پایان نامه کارشناسی ارشد»

با تأییدات خداوند متعال و با استعانت از حضرت ولی عصر «عجل الله تعالی فرجه الشریف»

جلسه دفاعیه پایان نامه کارشناسی ارشد خانم : رقیه توماری رشته : فیزیک

تحت عنوان : نگاهداری میله های سوخت مصرف شده رأکتورتحقیقاتی تهران درمحیط خشک

با حضور هیأت داوران در محل دانشگاه قم در تاریخ : ۸۷ /۷/ ۱۱ تشکیل گردید .

در این جلسه، پایان نامه با موفقیت مورد دفاع قرار گرفت و نامبرده نمره با عدد ۱۹/۲۵ با حروف نوزده و بیست و پنج صدم

با درجه : عالی ● بسیار خوب ○ خوب ○ قابل قبول ○ دریافت نمود .

نام و نام خانوادگی	سمت	مرتبه علمی	امضاء
آقای مرتضی قریب	استاد راهنما	استادیار	
آقای محمدعلی آخوندی	استاد مشاور	مربی	
آقای رضا پورایمانی	استاد ناظر	دانشیار	
آقای مهدی نصری نصرآبادی	استاد ناظر	استادیار	
آقای علیرضا باقری ثالث	نماینده کمیته تحصیلات تکمیلی	استادیار	

معاون آموزشی و پژوهشی دانشکده
نام و امضاء :

مدیر امور آموزش و تحصیلات تکمیلی
نام و امضاء :

نی:
م، جاده قدیم اصفهان،
دانشگاه قم
پستی: ۳۷۱۶۱۴۶۶۱۱
تلفن: ۲۸۵۳۳۱۱
دورنویس:
ت آموزشی ۲۸۵۵۶۸۴
ت اداری ۲۸۵۵۶۸۶
ت دانشجویی ۲۸۵۵۶۸۸

تشکر و قدر دانی :

بدینوسیله از زحمات استاد گرانقدر آقای دکتر مرتضی قریب که در طول این پروژه صمیمانه مرا یاری نمودند و با راهنمائیهای ارزشمندشان امکان انجام این تحقیق را میسر ساختندو نیز جناب آقای مهندس محمد علی آخوندی که با مشاوره و پشتیبانیهای خود تسریع این مطالعه را میسر ساختند صمیمانه تشکروقدر دانی می نمایم.

همچنین از تمامی دوستانی که در انجام این تحقیق مرا یاری نمودند ، بویژه آقایان، مهندس طروسیان ، مهندس منتظری، مهندس جلیلی و جناب آقای رشدی و آقای مهندس مولایی نهایت تشکر را دارم.

مراحل ساخت و آزمایشات عملی پروژه با مساعدت و تلاش کارگاه ساخت و تولید دفتر امور اجرای فنی سازمان انرژی اتمی ایران و گروه کارگردانی راکتور تهران صورت گرفت که نهایت سپاسگزاری را از آنان دارم.

تقدیم به :

مادر بزرگوار و همسر مهربانم که یاری آنان پشتوانه اصلی گذراندن این دوره تحصیلی بود.

چکیده:

نیاز روز افزون در بکارگیری انرژی حاصل از واکنشهای هسته ای ما را بر آن داشته است تا تکنولوژیهای لازم و کافی جهت بکار گیری پرتوها و مواد پرتو زا را افزایش داده و در پی آن فرایندهای لازم جهت پسمانداری مواد آلوده و سوختهای مصرف شده به عمل آید. در تحقیق حاضر تکنولوژی نگهداری سوختهای مصرف شده به روش های مختلف و با تاکید به روش کاملاً خشک مورد برسی قرار گرفته و با توجه به آئین نامه ها و مقررات موجود محاسبات لازم و در پی آن طراحی جهت ساخت محفظه های سوختهای مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران به روش خشک انجام شده است. محاسبات مر بوطه بر اساس روابط حاکم بر پرتوزایی و تشعشع سوخت پسماند، انجام شده است وروابط ترمودینامیکی جهت اندازه گیری دما درلایه های مختلف محفظه نگهداری بکار گرفته شده است. مجموعه این محاسبات بصورت چند بر نامه کامپیوتری از جمله Qbasic, AutoCAD,Mathematica صورت گرفته است. لازم به ذکر است که جهت سنجش میزان محاسبات مذکور آزمایشهای عملی نیز انجام شده ودر طی مراحل مربوطه، ظرف گرماسنجی نیز طراحی و ساخته شد که با کمک آن برای اولین بار در کشور به طور تجربی و در شرایط کاملاً استاندارد توان حرارتی سوختهای مصرف شده با غنای بالا اندازه گیری شد و با توجه به محاسبات تئوری جهت طراحی محفظه نگهداری مورد استفاده قرار گرفت.

فهرست مطالب

عنوان	شماره صفحه
فصل اول: مقدمه	**۱**
۱-۱ راکتور تحقیقاتی تهران	۲
۱-۲ استخر راکتور تحقیقاتی تهران	۳
۱-۲-۱ سوخت	۵
۱-۳ شکافت هسته ای	۷
فصل دوم: بررسی روشهای نگهداری سوخت مصرف شده	**۱۲**
۲-۱ بررسی روشهای نگهداری دائم سوخت مصرف شده	۱۲
۲-۱-۱ انواع مخازن پرتو دیده	۱۲
۲-۲ هدف از انبار سوختهای مصرف شده در مخازن استخری	۱۴
۲-۲-۱ قوانین و معیارهای طراحی مخازن	۱۶
۲-۲-۲ حفظ رادیولوژیکی و پایش محیط	۱۹
۲-۳ جلوگیری از حادثه بحرانی شدن	۲۰
۲-۳-۱ مخازن نگهداری به روش خشک	۲۱
۲-۳-۲ اهداف به کارگیری مخازن نگهداری خشک	۲۲
۲-۴ روش های مختلف نگهداری سوخت مصرفی به روش خشک	۲۳
۲-۴-۱ نگهداری به روش خشک برای سوختهای با غلافی ازآلیاژزیرکونیوم	۳۰
۲-۵ رفتار سوختهای مصرف شده در حین نگهداری	۳۲
۲-۶ روشهای تست میله های سوخت پرتو دیده	۳۳

۲-۷ تجربیات جاری در مخازن سوخت راکتورها ۳۵
۲-۸ بررسی تکنیکهای نگهداری دائم و موقت در کشورهای صاحب تکنولوژی هسته ای ۴۰

فصل سوم: اصول حفاظ سازی در مقابل پرتوهای گاما ۴۷
۳-۱ واکنش پرتوها با مواد ۴۷
۳-۲ شناخت چشمه های گاما ۵۳
۳-۳ پاره های شکافت ۵۵
۳-۴ محاسبات لازم جهت ساخت حفاظ ۶۰
۳-۴-۱ محاسبات تابش گیری و دز ۶۰
۳-۴-۲ محاسبه ضریب تضعیف در واکنش متقابل γ با دیواره حفاظ ۶۲
۳-۵ مهار اشعه گاما ۶۷
۳-۵-۱ محاسبه ضریب افزایش ۶۹
۳-۶ محاسبه Φ_u و Φ_b برای انواع چشمه ها از نظر هندسه چشمه ۷۱
۳-۶-۱ چشمه نقطه ای ۷۱
۳-۶-۲ چشمه خطی ۷۳
۳-۶-۳ حفاظ در امتداد طول چشمه خطی ۷۴
۳-۶-۴ محاسبه آهنگ دز روی سطح از وسط میله ۷۷
۳-۶-۵ محاسبه دز در فاصله ۵۰ سانتیمتری ۷۸
۳-۷ اصول انتقال حرارت در حفاظ سازی ۸۰
۳-۷-۱ انتقال حرارت به طریق هدایت ۸۰
۳-۷-۲ دیواره تخت ۸۳

۳-۷-۳ سیستم شعاعی –استوانه ای ۸۵
۳-۸ دیواره تخت با چشمه حرارتی ۹۰
۳-۹ هدایت گرما در استوانه ۹۱
۳-۹-۱ استوانه های چند لایه ۹۴
۳-۹-۲ تولید گرما در یک جامد ۹۵
۳-۱۰ محاسبه توان حرارتی ناشی از سوخت مصرف شده به طریق تئوری ۹۷

فصل چهارم: نتایج و بحث **۹۸**

۴-۱ اندازه گیری اکتیویته و دز سوخت مصرف شده ۹۸
۴-۲ اندازه گیری توان حرارتی ۱۰۲
۴-۲-۱ روش تئوری ۱۰۲
۴-۲-۲ روش تجربی ۱۰۳
۴-۳ نتا یج حاصل از گرماسنجی سوخت ۱۰۸
۴-۳-۱ تست گرماسنج با المنت حرارتی ۱۰۸
۴-۳-۲ تست گرماسنج با آب ۴۹و۵۲ درجه سانتیگراد ۱۰۹
۴-۳-۳ تست گرماسنج با سوخت A۱۱۱ ۱۱۱
۴-۴ اندازه گیری نهایی توان حرارتی سوختS۲۲با گرماسنج ۱۱۲
۴-۵ تعیین ضخامت محفظه نگهداری سوخت مصرف شده ۱۱۳
نتیجه گیری ۱۲۰

منابع و مراجع **۱۲۳**

فصل اول:

مقدمه

در یک نگرش کلی می توان گفت که هدف در این تحقیق طراحی محفظه ای است که بتوان در مرحله ساخت به کمک طراحی انجام شده محفظه مورد نظر را ساخته و سوختهای مصرف شده راکتور تحقیقاتی تهران را به مدت طولانی در یک شرایط مساعدو به مدت طولانی نگهداری کرد وخطرات بیولوژیکی آنها را تا حد قابل قبول و مطابق با استانداردهای موجودکاهش داد. علاوه بر آن وسیله مذکور بایستی توانایی لازم جهت حفظ تمامیت خود و بسته های سوخت در مقابل حرارت تولید شده توسط سوخت ذخیره شده را داشته باشد و حرارت تولید شده را به راحتی به فضای بیرون منتقل نماید بعلاوه طراحی باید به گونه ای باشد که مقاومت مکانیکی کافی در برابر بروز حوادث ناخواسته را نیز داشته باشد از سوی دیگر وسیله مورد نظر حاوی مواد پرتوزا می باشد و باید پیوسته در حالت زیر بحرانی قرار گیرد.

با توجه به مطالب فوق چندین سوال اساسی پیش روست که ناشی از ماهیت سوخت می باشد. از این رو لازم است که شناختی اجمالی از راکتور تهران و سوختهای مورد استفاده در آن انجام شود.

سوختهای مصرف شده راکتورهای هسته ای بعد از تخلیه از راکتور حاوی مقدار متنابهی پاره های شکافت بوده که بر اثر واپاشی پر توها ی یون ساز اشعه گاما و مقدار زیادی حرارت پسماند آزاد می نمایند. سوختهای تخلیه شده از راکتور قبل از انتقال به تاسیسات باز فرابری یا محلهای نگهداری –دائم یا موقت– معمولابه مدت ۶ ماه تا یک سال در مخازن استخری خنک می گردند .

در مرحله خنک سازی حرارت ناشی از واپاشی رادیو نوکلئید ها و پاره های شکافت با نیمه عمر کوتاه و یا نسبتاً کوتاه متلاشی می شود. نگهداری سوخت به مدت ۶ ماه تا ۱ سال در مخزن

سبب می گردد که پر توزایی بتا و گامای سوخت کاهش یابد از این رو حمل و نقل و نگاهداری موقت و دائم سوخت ها ی مصرف شده آسانتر شده و خطر پرتوگیری پرسنل نیز کاهش می یابد.

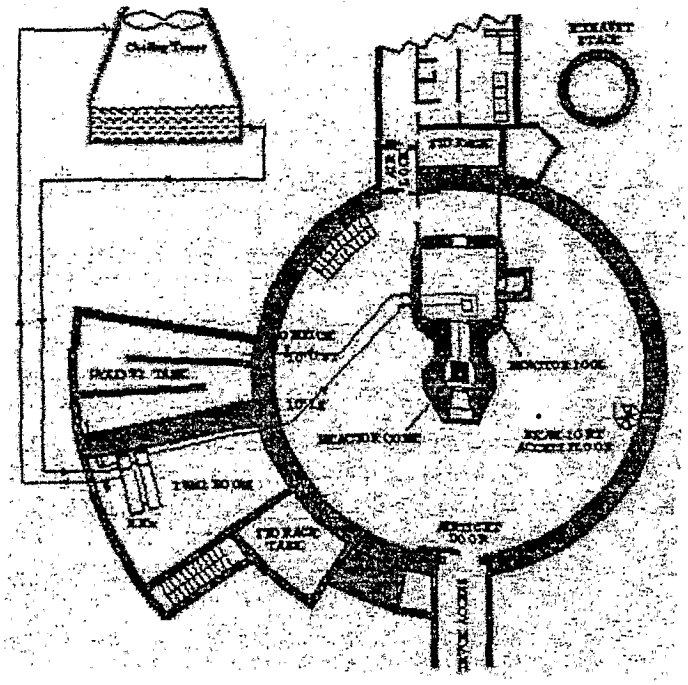
۱-۱) راکتور تحقیقاتی تهران

راکتور تحقیقاتی تهران[۱] با توجه به کاربرد محفظه نگاهداری سوختهای مصرف شده مورد بررسی قرار می گیرد. این راکتور با توان MW ۵ از نوع راکتورهای دارای استخر می باشد[۲] که در نوامبر ۱۹٦۷(آذر ۱۳٤٦)به بهره برداری رسید. راکتور تحقیقاتی تهران در انتهای امیر آبادشمالی واقع بوده و تحت نظر سازمان انرژی اتمی ایران[۳] به فعالیت مشغول است قلب این راکتور پس از ۲٦ سال ازسوختهای با غنای بالا[۴] به سوختهای با غنای پایین تر[۵] در سال ۱۳۷۲ تعویض گردید سپس سوختهای با غنای بالا پس از خروج از قلب جهت خنک سازی و آماده شدن برای نگهداری دائم در استخر خنک سازی قرار داده شدند.

در شکل ۱-۱ شمائی از راکتور تهران نشان داده شده است.

---

[۱] Tehran Research Reactor
[۲] Pool Reactor
[۳] AEOI
[۴] High Enrichment Uranium(HEU)
[۵] Low Enrichment Uranium(LEU)



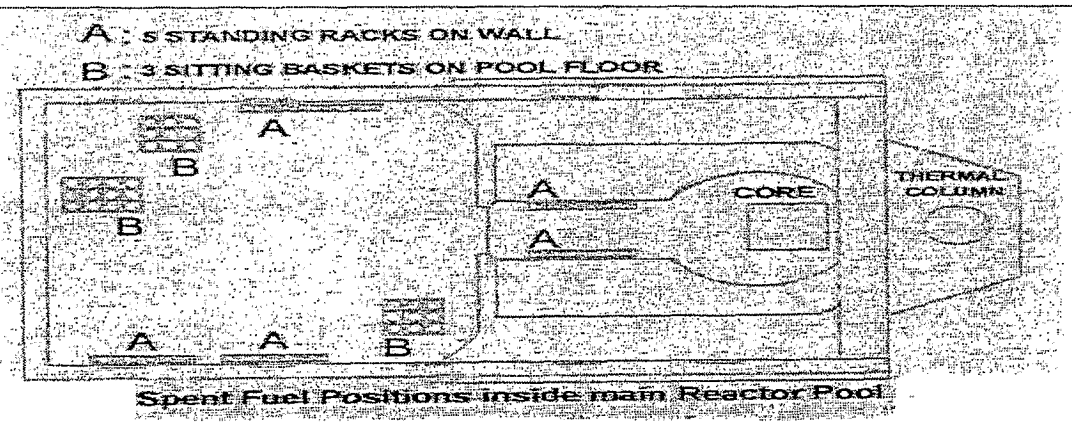
شکل ۱-۱ : نمایی از محوطه راکتور تحقیاتی تهران

۱-۲)استخر راکتور تحقیقاتی تهران

استخر راکتور تهران که از بتون مخصوصی جهت حفاظت بیولوژیکی ساخته شده، به دو قسمت تقسیم می شود. استخر شماره یک[۱] و استخر شماره دو[۲]. قسمت جدا کننده استخر راکتور در صورت لزوم توسط یک دروازه آلومینیومی که در شیار قرار داده می شود، می تواند دو قسمت 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. محل نگهداری سوختهای مصرف شده در استخر راکتور تهران دارای حدود ۵محل نگهداری اصلی می باشد که در جهت مخالف دیوارهای استخر که از

[۱] -stall pool
[۲] -open pool

که از جنس استیلن استیل است قرار دارد. ۴ مورد از آنها با ٦ و یکی از آنها با ۸ سیلندر در یک ردیف برای پذیرش سوخت ها قرار دارد. قطر داخلی هر سیلندر استوانه ای در حدود۱۲سانتی متر بوده و ارتفاع آن حدود ٦۱ سانتی متر است. شکل۱-۲محل قرارگرفتن رکها را نشان می دهد. در زمان تبدیل قلب فضای خالی بیشتری در دسترس بوده ودر همان زمان۳عدد بسکت[۱] طراحی شد این بسکتها در یک بخشی از فضای باز استخر جای داده شده اند و در کف استخر قرار ارند[۱]



شکل ۱-۲: شکل رکهای A وB را نشان می دهد که محل قرارگیری سوختهای مصرف شده جهت خنک سازی می باشند

راکتور تحقیقاتی تهران با قدرتMW ٥ کار خود را با سوختهایی از اورانیوم غنی شده با عیار حدود% ۹۳ (برای $U^{۲۳٥}$)، به شکل صفحه ای از نوع MTR آغاز کرد. سوختها دارای غلافی از جنس آلومینیوم بوده و صفحات اورانیوم بین دو صفحه آلومینومی ساندویچ شده است که مجموعه هایی از این صفحات را مجموعه سوخت می گویند. بر حسب مورد هر مجموعه سوخت ۸ تا ۱٦عدد صفحه سوخت را دارا هستند. هر صفحه سوخت دارای حدود کمی بیش از ۱۲ گرم$U^{۲۳٥}$ می باشد. سوختهای مورد بررسی در این مطالعه جهت استفاده بهینه از آنها و با توجه به شرایط بحرانی راکتور به سه دسته تقسیم شده اند که مختصراً توضیح داده می شود.

[۱] BASKET

۱-۲-۱) سوخت استاندارد

سوخت استاندارد شامل ۱۶ صفحه بوده و حاوی ۱۹۲ گرم اورانیوم ۲۳۵ می باشدقابل ذکر است که دو صفحه کناری در هر بسته سوخت از جنس آلومینیوم خالص یا غیرفعال بوده و می توان گفت که تعداد کل صفحات در این نوع بسته سوخت ۱۸ عدد می باشد.

۱ -۲ -۲) سوخت نیمه جزئی

تنها نیمی از صفحات مجتمع این نوع سوختها یعنی ۸صفحه از آنها از نوع فعال بوده و باقی صفحات از آلومینیوم خالص می باشد. اورانیوم۲۳۵موجوددراین صفحات حدود ۹۸ گرم می باشد.

۱ -۲ - ۳) سوخت کنترلی

این مجموعه سوخت دارای ۹۸ گرم اورانیوم ۲۳۵ می باشد و شامل ۸ مکان جهت قراردادن صفحات سوخت است (در هر طرف ٤ عدد) و فاصله بین آنها جهت قرار گرفتن میله ها ی کنترل بصورت فضای خالی می باشد.

با توجه به تعریف فوق که شناختی کلی از سوختهای با غنای بالا میدهد لازم است که شناختی اجمالی از ویژگیهای مواد تشکیل دهنده این سوختها داده شوداز این رو در جدول ۱-۱ برخی از موارد موردنیاز آمده است [۱,۲] .

Tehran Research Reactor –High Enrichment Uranium-Fuel Element

Enrichment =۹۳٪ Mass of Uranium۲۳۵=۱۹۵gr

Number of plates : ۱۶ actives -۲ dummy -U-AL

در جدول شماره ۱-۱ویژگیهای سوخت HEU نشان داده شده است

Meat thickness	۰/۰۵۰۸ cm
Plate thickness	۰/۱۲۷CM
Clad thickness	۰/۰۳۸۱cm
Meat width	۶/۱۵۹۵ cm
Active height	۵۹/۶۹ cm
Frame thickness	۰/۴۷۶۴ cm
Dist between in .faces	۶/۶۴۴cm
Water gap width	۰/۳۱۵ cm
Inlet zone length	۴/۵۵cm
Thermal area per element	۱/۱۸۲۹ m^2
Flow pass area per FE	۳۵/۷۲۷cm^2

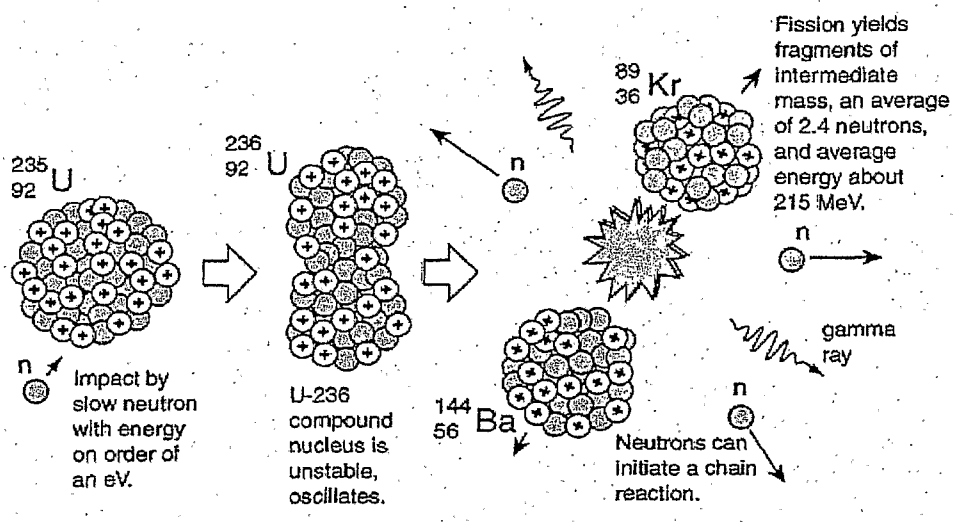
شکل هندسی و اندازه های مربوط به ابعاد سوخت HEU در شکل ۳ - ۱داده شده است. ابعاد مشخص شده در شکل بر حسب میلیمتر می باشند[۲] .

اتم آزادمی شوداز این جهت رآکتورها دستگاه هائی هستند که می توان درآنها عمل شکستن هسته های اتم را چنان انجام دادو تغییرات آن را چنان در اختیار گرفت که انرژ ی کمتر یا بیشتر ی قابل بهر ه برداری شود. شکستن هسته های اتم در رآکتورها با بمباران کردن هسته ها ی قابل شکست به وسیله ذرات نوترون که از لحاظ بار الکتریکی خنثی می باشد انجام می گیرد آنچه به عنوان سوخت یا به عبارت دیگر به عنوان عناصر شیمائی با هسته های قابل شکست استفاده می شود فقط اورانیوم و پلوتونیوم ودرحقیقت فقط ایزوتوپها ^{235}U ،^{233}U ،^{239}Pu می باشداز این ایزوتوپها فقط اورانیوم^{235}در طبیعت یافت میشود. اورانیوم طبیعی‌که از سنگ معدن اورانیوم بدست می آید فقط ٪ ۷۱۹ /۰اورانیوم ^{235}دارد درحالی که تقریباً بقیه آن را (٪۲۷٤ / ۹۹)ایزوتوپ ^{238}U غیر قابل شکست تشکیل میدهد.

اورانیوم^{233}وپلوتونیوم بطور مصنوعی تهیه می شود. در تهیه این عناصراز یک دگرگونی هسته ای که بوسیله بمباران کردن هسته های و^{232}Th و ^{238}U با نوترون ایجادمی شود، استفاده می گردد. امروزه تقریباًتمام‌رآکتورهائی که درحال بهره برداری هستند با ^{235}Uو تعداد کمی ازآنها با ^{239}Puکار می کنند. دررآکتورهای زاینده بمرورزمان ^{239}Pu و^{233}Uبیشتری تهیه می شود. بطوری که در آینده ممکن است این عناصر، سوخت تعداد زیادی از رآکتورها را تشکل دهند [۳] .

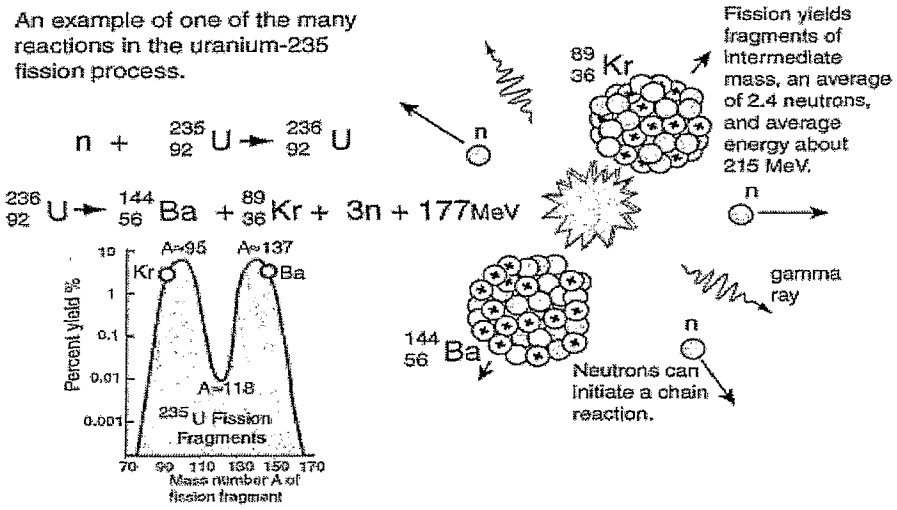
شکل۱ -٤ اساس فیزیکی عمل شکستن[1] (فیسیون) هسته های اتم را مطابق نمونه نشان می دهد، چنانچه درشکل پیداست، هسته قابل شکست به وسیله نوترون بمباران شده ودر نتیجه به دوپاره تقسیم می شود.

[1] fission



شکل ۱ -۴دراین شکل اساس عمل شکافت نشان داده شده است

علاوه بر پاره های فیسیون، ۲تا۳نوترون و تعدادی نوترینو نیز آزاد میشود، ضمناً تابشهایγ (فوتون)، β (الکترون ها) وα (هسته های هلیوم) نیز تولید میگردد. پاره های شکافت که محصولات شکافت نیز نامیده می شوند دارای انرژی جنبشی خیلی زیاد بوده و بقیه ذرات و تابش های خارج شده نیز دارای انرژی نسبتاً زیاد میباشند به طور مثال شکل۱- ۵ضمن شکسته شدن یک هسته ^{235}U انرژی های آزادشده را نشان می دهد [۴]. قابل ذکر است که در هنگام برخورد یک نوترون با هسته اورانیوم احتمال رخداد واکنشهای بسیاری وجود دارد که واکنش نشان داده شده درشکل۱-۵ یک نمونه از آنهاست این مثال جهت نشان دادن اصول فیزیکی واپاشی آورده شده است. انرژی ذرات تولیدشده در واپاشی اورانیوم ۲۳۵ نیز قابل اندازه گیری است که درجدول ۱ - ۲ یک نمونه از این اندازه گیریها آمده است.



شکل۱ - ۵ نمونه ای از یک واپاشی اورانیوم را نشان می دهد

جدول شماره۱ - ۲ نمونه ای از توزیع انرژی در یک واپاشی اورانیوم۲۳۵

محل رها شدن انرژی	پروسس	٪ کل انرژی	برد	Mev
سوخت۹۰٪	انرژی جنبشی پاره ها	۸۰/۵	خیلی کوتاه	
	انرژی جنبشی نوترونهای سریع	۲/۵	متوسط	
	گامای آنی	۲/۵	بلند	
کند کننده۴٪	انرژی جنبشی نوترونهای تاخیری	۰/۰۲	متوسط	۱۹۳
	انرژی β محصولات شکافت	۳	کوتاه	
	نوترینوهای وابسته به کاهشβ	۵	دست نیافتنی	
	انرژی گاما محصولات شکافت	۳	بلند	
فرار توسط نوترینو۵٪	انرژی بستگی توسط تابش	۳/۵	بلند یا کوتاه	۷
سایر مواد راکتور۱٪	گاماوβهسته بعدی آزاد می شود			
حدود ۶٪ انرژی کل شکافت حتی پس از قطع واکنش زنجیری و خاموشی راکتور ادامه می یابد که بتدریج با گذشت زمان کم می شودواین یکی از ویژه گیهایNPPهاست		total~۱۰۰		۲۰۰Mev که حدود ۱۹۰Mev آن دست یافتنی است

با توجه به جدول ۱-۲ به ازای هرشکافت درمجموع حدود۲۰۰ Mev انرژی آزاد می شودکه حدود ۱۹۰ Mevاز آن دست یافتنی است و در ضمن اینکه برای محاسبه قدرت چشمه، انرژی در سوخت معمولاً حدود ۱۸۰ Mev در نظر گرفته می شود. حدود ۲۱ Mev انرژی که مربوط به پرتوهای β وذرات α -که بندرت ساطع میشود- می باشد که مستقیماً ضمن عمل شکافت تولید نمی گردد بلکه درحین تجزیه محصولات شکافت که رادیو اکتیو هستند، بوجود می آید.

درادامه این مطالعه در فصل دوم، روشهای نگهداری سوختهای مصرف شده البته با تاکید به روش خشک، توضیح داده شده است و در فصل سوم، پیرامون واکنش پرتوها با مواد پرداخته شده و محاسبات لازم جهت طراحی محفظه نگهداری آمده است و در فصل چهارم نتایج تئوری و عملی مطرح شده و پیرامون آنها بحث گردیده است و در نهایت طرح اصلی محفظه نگهداری به روش خشک ارائه شده است.

– مخزن هایی که در تأسیسات راکتور بر پا گشته [٦]واین مخازن از نوع تر بوده[١] و سوخت‌های تخلیه شده از راکتور قبل از انتقال به تأسیسات باز فرابری می بایست حداقل برای شش الی دوازده ماه در این مخازن استخری انبار گردند.

– مخزن هایی که در تأسیسات خارج از راکتور احداث گشته که به آنها مخازن دور از راکتور[٢] گویند این مخازن میتوانند از نوع تر و یا خشک[٣] باشند. زمان انبار کردن دراین نوع مخازن ممکن است از چند ماه تا چند سال به طول انجامد که این زمان بستگی به مدیریت سوخت‌های پرتو دیده و سایر امکانات موجود از جمله تجهیزات باز فرابری سوخت و غیره دارد. در انبار نمودن مرطوب سوخت‌های پرتو دیده راکتورهای آب سبک و آب سنگین[٤] با برن‌آپ[٥] پائین برای حدود بیست سال بر طبق نظرINFCE[٦] مشکل عمده‌ای وجود نداشته امادرمورد انبار نمودن طولانی مدت سوخت‌های پرتو دیده با برن‌آپ بالا نیاز به مطالعات و تجربیات بیشتری است. بر این اساس احداث مخازن از نوع ترجهت نگهداری سوخت‌های مصرف شده برای شش ماه تا ١ یکسال در تاسیسات راکتور اجتناب ناپذیر می باشد [٥].

---

[١] Wet storage
[٢] Away From Reactor
[٣] Dry storage
[٤] LWR و HWR
[٥] Burn –up
[٦] international nuclear –fuel cycle evaluation The