٩١١٤٣

دانشگاه شیراز

**دانشکده مهندسی**

**پایان نامه کارشناسی ارشد در رشته مهندسی هسته‌ای(راکتور)**

# تحلیل نوترونیک راکتور مینیاتوری اصفهان *(MNSR)* با در نظر گرفتن فرسایش سوخت توسط کدهای *WIMS* و *CITATION*


**توسط:**

**سید محمد میروکیلی**



مرکز اطلاعات و مدارک علمی



**استاد راهنما:**

**دکتر فرشاد فقیهی**

**دکتر کامران سپانلو**



۱۳۸۶/۸/۲۱


**شهریور ۱۳۸۶**


۹۱۱۹۳

به نام خدا

# تحلیل نوترونیک راکتور مینیاتوری اصفهان (MNSR) با در نظر گرفتن فرسایش سوخت توسط کدهای WIMS-D4 و CITATION


به وسیله ی:

**سید محمد میر وکیلی**


**پایان نامه**

**ارائه شده به تحصیلات تکمیلی دانشگاه به عنوان بخشی**

**از فعالیت های تحصیلی لازم برای اخذ درجه کارشناسی ارشد**

در رشته ی:

**مهندسی هسته ای – راکتور**

**از دانشگاه شیراز**

**شیراز**

**جمهوری اسلامی ایران**

**ارزیابی شده توسط کمیته پایان نامه با درجه:**

دکتر فرشاد فقیهی، استادیار بخش مهندسی هسته ای(استاد راهنما، رئیس کمیته).....

دکتر کامران سپانلو ، استادیار سازمان انرژی اتمی ایران (استاد راهنما).....

دکتر محمد رضا نعمت اللهی،استادیار بخش مهندسی هسته ای .....

دکتر صمد خاکشورنیا استادیار سازمان انرژی اتمی ایران .....

**شهریور ماه 1386**

تقدیم به

پدر،مادروهمسر مهربانم

# سپاسگزاری

سپاس خداوند یگانه بی همتا را که همواره راهنمایانی اندیشمند را دلیل راهمان قرار داد تا از ضلالت و گمراهی نجات یابیم. اکنون که به یاری خداوند این رساله به پایان رسیده است بر خود واجب می دانم از کلیه سروران و عزیزانی که در انجام این تحقیق مرایاری رسانیدند کمال سپاس و تشکر را ابراز نمایم.

از اساتید راهنمای دلسوز و بزرگوارم آقایان دکتر فرشاد فقیهی و دکتر کامران سپانلو به خاطر حمایتهای بی دریغ و راهنماییهای دلگرم کننده و نیز رهنمودهای اساتید مشاورم جناب آقای دکتر نعمت اللهی و دکتر خاکشورنیا در مدت انجام این پروژه و مساعدت وهمکاری دکتر تیموری و مهندس شهابی در مرکز اصفهان نهایت تشکر را دارم.

در پایان ازخانواده و همسر مهربانم که در تمام این مدت بسیاری از ناهمواریها را برایم هموار ساختند و صمیمانه مرا یاری کردند، نهایت سپاس و تشکر را دارم وتوفیق روزافزون ایشان را از خداوند متعال خواستارم.

## چکیده:

# تحلیل نوترونیک راکتور مینیاتوری اصفهان(MNSR) با در نظر گرفتن فرسایش سوخت توسط کدهای WIMS و CITATION


**به وسیله ی:**

**سید محمد میروکیلی**



هدف از انجام این پروژه تحلیل نوترونیک راکتور مینیاتوری اصفهان در طول کارکرد راکتور می باشد. این تحلیل شامل محاسبه پارامترهای بحرانی قلب راکتور نظیر ضریب تکثیر موثر، راکتیویته اضافی موجود در قلب راکتور، حاشیه خاموشی آن، ارزش میله کنترل و صفحات برلیوم بالای قلب، ضرایب دمایی راکتیویته سوخت و کند کننده، محاسبه پارامترهای کریتیکالی قلب با در نظر گرفتن فرسایش سوخت و میزان مصرف آن در طول دوره عملیاتی کار راکتور، بدست آوردن توزیع شار نوترونی در قلب و نیز متوسط شار نوترونی در گروههای معین انرژی در اجزاء مختلف راکتور می باشد. همچنین در این تحقیق محاسبات برناپ قلب راکتور مینیاتوری و تعیین مقدار مواد رادیواکتیو موجود در قلب با استفاده از کد محاسباتی WIMSD-4 صورت گرفته است، که شامل ثابتهای گروهی مربوط به سوخت، ضریب تکثیر بی نهایت بر حسب دوره کارکرد راکتور در توان نامی و عملیاتی ۱۵، ۲۰ و ۳۰ کیلووات، مقدار اورانیوم سوزانده شده و پولوتونیوم تولید شده در قلب راکتور، غلظت و رادیواکتیویته مهمترین محصولات شکافت و رادیو نوکلئیدهای جمع شده در قلب و سپس کل اکتیویته قلب راکتور می باشد. روند اجرای پروژه بدین گونه است که پس از مدلسازی اجزاء راکتور ( سوخت، میله کنترل، کانال هدایت کننده میله کنترل، برلیوم به عنوان بازتابنده و آب به عنوان کند کننده و خنک کننده، محفظه راکتور، سایتهای تابش دهی داخلی و خارجی) بوسیله کد WIMS، ثابتهای گروهی مانند سطح مقطع جذب، سطح مقطع شکافت، سطح مقطع پراکندگی و ضریب پخش برای کلیه اجزاء راکتور ( که در محاسبات به صورت همگن در آمده اند) از خروجی WIMS استخراج می گردند و در مرحله بعد که مدلسازی قلب راکتور می باشد، بصورت مرتب در ورودی CITATION قلب راکتور وارد می شوند. در این مرحله با اجرای کد CITATION شار در گروههای معین انرژی و در نقاط مختلف راکتور محاسبه شده و پارامترهای کریتیکالی مثل ضریب تکثیر موثر و چگالی قدرت در حالتهای مختلف و مدلهای متفاوت از قلب راکتور محاسبه می شوند.. نتایج بدست آمده در این پروژه همخوانی قابل قبولی با نتایج محاسبه شده توسط چینیها در SAR و نیز مقادیر اندازه گیری شده در سایت راکتور دارند. برخی از اختلافات به دلیل تفاوت در کدهای محاسباتی و تفاوت در روش و فرضهای حل مسئله می باشد.

# فهرست مطالب

**عنوان** **صفحه**


فهرست جدول ها..... ط
فهرست شکل ها..... ک
فهرست اختصارات..... م

**فصل اول: مقدمه**..... ۱

۱-۱- کلیات..... ۱
۱-۲- مروری بر تحقیقات انجام شده..... ۳
۱-۳- آشنایی با راکتور مینیاتوری اصفهان..... ۵
۱-۳-۱- تاریخچه راکتور مینیاتوری MNSR..... ۵
۱-۳-۲- راکتورMNSR..... ۶
۱-۳-۲-۱- محفظه راکتور..... ۸
۱-۳-۲-۲- چارچوب معلق نگهدارنده راکتور..... ۹
۱-۳-۲-۳- کویل خنک کننده..... ۹
۱-۳-۲-۴- قلب راکتور..... ۱۰
۱-۳-۲-۴-۱- محفظه سوخت..... ۱۰
۱-۳-۲-۴-۲- میله سوخت..... ۱۳
۱-۳-۲-۵- بازتابنده های MNSR..... ۱۵
۱-۳-۲-۶- سایتهای تابش دهی و تیوبهای تابش دهی آلومینیومی..... ۱۷
۱-۳-۲-۶-۱- پارامترهای تکنیکی سایتهای تابش دهی..... ۱۷
۱-۳-۲-۷- میله کنترل..... ۱۸
۱-۳-۲-۸- آشکار سازها..... ۱۹
۱-۳-۲-۸-۱- اتاقک شکافت مینیاتوری..... ۱۹
۱-۳-۲-۸-۲- ترموکوپل و ارتفاع سنج آب..... ۱۹

عنوان | صفحه


۱-۳-۲-۹- کند کننده و خنک کننده راکتور..... ۱۹
۱-۳-۲-۱۰- سیستم کنترل و کنسول کنترل..... ۲۰
۱-۳-۲-۱۱- سیستم های جانبی راکتور MNSR ..... ۲۰
۱-۳-۳- ایمنی راکتور MNSR..... ۲۱

**فصل دوم: محاسبات سلولی و قلب راکتور**..... ۲۵

۲-۱- مقدمه ..... ۲۵
۲-۲- راکتورغیرهمگن ومحاسبات سلولی..... ۲۶
۲-۳- محاسبات نوترونی قلب راکتور..... ۲۶
۲-۴- معرفی کدهای هسته ای WIMS و CITATION ..... ۲۷
۲-۴-۱- کد WIMS..... ۲۸
۲-۴-۱-۱- کاربرد کد های سلولی..... ۲۹
۲-۴-۱-۲- نحوه انجام محاسبات در کد WIMS..... ۳۰
۲-۴-۱-۲-۱- محاسبات چندین گروهی..... ۳۱
۲-۴-۱-۲-۲- محاسبات چند گروهی..... ۳۲
۲-۴-۱-۲-۳- محاسبات تکمیلی ..... ۳۲
۲-۴-۱-۳- روش های حل معادله ترابرد درکد WIMS..... ۳۳
۲-۴-۱-۴- مدل های فیزیکی موجود درکد ..... ۳۴
۲-۴-۱-۵- ورودی کد WIMS..... ۳۵
۲-۴-۱-۵-۱- بخش مقدماتی (PRELUDE DATA) ..... ۳۵
۲-۴-۱-۵-۲- بخش اصلی(MAIN CALCULATION DATA )..... ۳۷
۲-۴-۱-۵-۳- بخش تکمیلی (EDIT DATA) ..... ۴۱
۲-۴-۱-۶- خروجی کد..... ۴۲
۲-۴-۲- کد CITATION ..... ۴۴
۲-۴-۲-۱-کارتهای ورودی..... ۴۴

**فصل سوم: تهیه مدلهای محاسباتی**..... ۵۳

۳-۱- تهیه مدلهای محاسباتی برای اجزاء راکتوردر کد WIMS..... ۵۳

عنوان | صفحه


۳-۱-۱- تهیه ترکیب و دانسیته مواد مختلف موجود در اجزاء راکتور..... ۵۳
۳-۱-۱-۱- میله سوخت..... ۵۴
۳-۱-۱-۲- میله های اضافی ( Dummy Rod ) ..... ۵۵
۳-۱-۱-۳- میله های اتصالی ( Tie Rod ) ..... ۵۶
۳-۱-۱-۴- بازتابنده های برلیوم..... ۵۶
۳-۱-۱-۵- میله کنترل مرکزی..... ۵۶
۳-۱-۱-۶- آب داخل و اطراف قلب راکتور ..... ۵۸
۳-۱-۱-۷- محفظه راکتور(Reactor Vessel) ..... ۵۸
۳-۱-۱-۸- سایتهای تابش دهی داخلی و خارجی..... ۵۹
۳-۱-۱-۹- سینی نگهدارنده صفحات برلیوم بالای قلب ..... ۵۹
۳-۱-۱-۱۰- بخش غیر سوخت (Non fuel) ..... ۶۰
۳-۱-۲- تهیه ورودی **WIMS** برای اجزای مختلف راکتور..... ۶۰
۳-۱-۲-۱- مدل کردن سوخت راکتور بصورت یک super cell..... ۶۰
۳-۱-۲-۲- تهیه مدل برای سینی بالای راکتور (Reactor shim tray)..... ۶۳
۳-۱-۲-۳- مدلسازی بخش غیز سوختی بالا و پایین قلب راکتور (Non-Fuel)... ۶۳
۳-۱-۲-۴- مدلسازی سایتهای تابش دهی داخلی و خارجی..... ۶۶
۳-۱-۲-۵- مدلسازی سایر اجزاء راکتور..... ۶۷
۳-۱-۲-۵-۱- نحوه چیدمان Dummy rod و Tie rod ..... ۶۷
۳-۲- تهیه مدل دو بعدی قلب راکتور برای ورودی کد CITATION..... ۶۹

**فصل چهارم: محاسبات راکتور**..... ۷۲

۴-۱- مدل کردن کلیه اجزای راکتور در کد WIMS..... ۷۲
۴-۲- مدل کردن راکتور در ورودی کد CITATION..... ۷۳
۴-۳- مراحل کلی انجام پروژه..... ۷۳
۴-۳-۱- محاسبه پارامترهای بحرانی قلب راکتور و توزیع شارنوترونی درگروههای مختلف انرژی..... ۷۳
۴-۳-۲- تعیین ارزش راکتیویته صفحات برلیوم بالای قلب راکتور..... ۷۵
۴-۳-۳- تعیین ارزش میله کنترل و کالیبراسیون..... ۷۶
۴-۳-۴- محاسبات فرسایش سوخت و مقدار رادیو نوکلئیدها درراکتور..... ۷۶

عنوان | صفحه

۴-۳-۵- تأثیر مکان ورود میله کنترل و دما بر توزیع شارنوترونی در راکتور..... ۷۷
۴-۳-۶- محاسبه پارامترهای قلب راکتور با در نظر گرفتن فرسایش سوخت..... ۷۸

**فصل پنجم: نتایج و پیشنهادات**..... ۸۰

۵-۱- نتایج وتحلیلها..... ۸۰
۵-۱-۱- نتایج محاسبات راکتور درشرایط قلب پاک وبدون فرسایش..... ۸۰
۵-۱-۱-۱- محاسبه توزیع شارنوترونی درگروههای مختلف انرژی..... ۸۰
۵-۱-۱-۱-۱- مقادیر متوسط شار نوترونی درگروههای معین انرژی و درمناطق مختلف راکتور MNSR ..... ۸۱
۵-۱-۱-۱-۲- توزیع فضایی شارنوترونی درمختصات (R,Z) برای چهارگروه انرژی..... ۸۲
۵-۱-۱-۱-۳-توزیع شعایی ومحوری شارنوترونی درقلب راکتور و سایتهای تابش داخلی وخارجی..... ۸۴
۵-۱-۱-۱-۴- پارامترهای بحرانیت قلب راکتور..... ۸۷
۵-۱-۱-۱-۵- تعیین ارزش میله کنترل..... ۹۱
۵-۱-۱-۱-۶- تعیین ارزش راکتیویته صفحات برلیوم برحسب ضخامت..... ۹۳
۵-۱-۱-۱-۷- تأثیر مکان میله کنترل روی توزیع شارنوترونی راکتور..... ۹۶
۵-۱-۱-۱-۸- تأثیردمای سوخت وکندکننده روی توزیع شارنوترونی..... ۹۷
۵-۱-۱-۱-۹- محاسبات فرسایش سوخت ومقدار مواد رادیواکتیو درقلب راکتور..... ۱۰۰
۵-۱-۱-۱-۱۰- مقادیر محاسبه شده از پروژه قبل و بعد از اضافه شدن صفحه برلیوم با ضخامت ۰/۱۵ میلیمتر به بالای قلب در سال ۱۳۸۰و۱۳۸۶..... ۱۱۰
۵-۲- پیشنهادات..... ۱۱۴
**فهرست منابع و مواخذ**..... ۱۱۵
**پیوست**..... ۱۱۷

# فهرست جدول ها

**عنوان** **صفحه**


جدول ۱-۱- مشخصات تکنیکی مهم راکتور..... ۷
جدول ۱-۲- شبکه محفظه سوخت..... ۱۱
جدول ۱-۳- ترکیب ناخالصی های غلاف سوخت..... ۱۴
جدول ۱-۴- ابعاد بازتابنده های برلیومی اطراف قلب راکتور..... ۱۶
جدول ۱-۵- غلظت ناخالصیهای موجود در بازتابنده ها..... ۱۶
جدول ۱-۶- مشخصات میله کنترل..... ۱۸
جدول ۱-۷- مشخصات راکتور مینیاتوری اصفهان ..... ۲۳
جدول ۲-۱- تقسیم بندی گروههای انرژی..... ۲۹
جدول ۲-۲- عناصر موجود در کتابخانه کد ..... ۴۳
جدول ۳-۱- درصد وزنی عناصر موجود در سوخت وناخالصیهای آن..... ۵۵
جدول ۳-۲- مشخصات میله های اضافی..... ۵۶
جدول ۳-۳- درصد وزنی اجزاء جاذب میله کنترل..... ۵۷
جدول ۳-۴- دانسیته اجزاء غلاف میله کنترل..... ۵۷
جدول ۳-۵- دانسیته اتمی اجزای آب راکتور..... ۵۸
جدول ۳-۶- مشخصات محفظه راکتور..... ۵۸
جدول ۳-۷- دانسیته اتمی ترکیبات هوا در سایت تابش..... ۵۹
جدول ۳-۸- شعاع حلقه های مناطق مدلسازی شده در سلول سوخت ..... ۶۳
جدول ۳-۹- ترکیب عناصر موجود در سلول سوخت..... ۶۳
جدول ۳-۱۰- نتایج مربوط به مدلسازی shim tray..... ۶۴
جدول ۳-۱۱- نتایج مربوط به مدلسازی بخش غیر سوختی قلب..... ۶۵
جدول ۳-۱۲- نتایج مربوط به مدلسازی سایتهای تابش دهی ..... ۶۶
جدول ۵-۱- متوسط شار نوترونی درگروههای انرژی و در ومناطق مختلف راکتور..... ۸۱
جدول ۵-۲- پارامترهای بحرانیت قلب راکتور..... ۸۷

**عنوان** **صفحه**


جدول ۵-۳- پارامترهای بحرانیت قلب راکتور..... ۸۸
جدول۵-۴- نتایج مربوط به تعیین ارزش میله کنترل..... ۹۱
جدول۵-۵- نتایج تعیین ارزش راکتیویته صفحات برلیوم برحسب ضامت..... ۹۳
جدول۵-۶- ثابت های گروهی برای سوخت بدون فرسایش..... ۱۰۰
جدول۵-۷- ماتریس سطح مقاطع پراکندگی برای سوخت بدون فرسایش..... ۱۰۰
جدول۵-۸- ثابت های گروهی برای سوخت با در نظر گرفتن فرسایش ۲۰۰روز..... ۱۰۰
جدول۵-۹- ماتریس سطح مقاطع پراکندگی برای سوخت با در نظرگرفتن فرسایش ۲۰۰ روز..... ۱۰۰
جدول۵-۱۰- ضریب تکثیر بینهایت برحسب زمان فرسایش برای توانهای عملیاتی..... ۱۰۱
جدول۵-۱۱- غلظت ایزو توپهای اورانیوم و پلوتونیوم بعد از ۱۳سال فرسایش سوخت..... ۱۰۲
جدول۵-۱۲- مقدار اورانیوم مصرف شده و پلوتونیوم تولید شده بعد از ۱۳ سال فرسایش سوخت..... ۱۰۲
جدول۵-۱۳- دانسیته اتمی اورنیوم ۲۳۵ برحسب زمان کارکرد راکتور..... ۱۰۳
جدول۵-۱۴- دانسیته اتمی اورنیوم ۲۳۸ برحسب زمان کارکرد راکتور..... ۱۰۴
جدول۵-۱۵- دانسیته اتمی زینان ۱۳۵ برحسب زمان کارکردراکتور..... ۱۰۵
جدول۵-۱۶- دانسیته اتمی پلوتونیوم۲۳۹ برحسب زمان کارکردراکتور..... ۱۰۶
جدول ۵-۱۷- اکتیویته محصولات شکافت و اکتنیدها در پایان کارکرد راکتور بعداز۱۳ سال..... ۱۰۷
جدول ۵-۱۸- پارامترهای بحرانیت راکتور قبل و بعد از اضافه شدن صفحه برلیوم با ضخامت ۰/۱۵ میلیمتر به بالای قلب در سال ۱۳۸۰..... ۱۱۰
جدول۵-۱۹- مقادیر اندازه گیری شده از راکتور مینیاتوری اصفهان..... ۱۱۱
جدول۵-۲۰- مقادیر محاسبه شده بعد از اضافه شدن صفحه برلیوم با ضخامت ۰/۱۵ میلیمتر به بالای قلب در سال ۱۳۸۶..... ۱۱۱

# فهرست شکل ها

**عنوان** **صفحه**


شکل۱-۱- نمایی از راکتور با میله های سوخت، میله کنترل وبازتابنده های برلیومی.....۸
شکل۱-۲- قلب راکتور و شبکه محفظه سوخت.....۱۲
شکل۱-۳- میله سوخت.....۱۳
شکل۲-۱- شمای کلی محاسبات درکد WIMS.....۳۰
شکل۲-۲- ساختار سلول برای انجام محاسبات ۶۹ گروهی در کد WIMS.....۳۱
شکل۳-۱- ساختار سلول مرکب سوخت.....۶۱
شکل۳-۲- ساختار سلول معادل برای مدل کردن Shim tray .....۶۴
شکل۳-۳- مدل محاسباتی در کد WIMS برای بخش غیرسوختی.....۶۵
شکل۳-۴- چیدمان میله های اتصالی.....۶۸
شکل۳-۵- مدل دوبعدی راکتور در کد CITATION.....۷۱
شکل۵-۱- توزیع فضایی شارنوترونی سریع برای گروه 0.821<E<10 MeV.....۸۲
شکل۵-۲- توزیع فضایی شارنوترونی سریع برای گروه 5530 eV <E< 0.821 MeV ...۸۲
شکل۵-۳- توزیع فضایی شارنوترونی برای گروه رزونانس 0.625 eV < E < 5530 eV...۸۳
شکل۵-۴- توزیع فضایی شارنوترونی حرارتی برای گروه 0 < E < 0.625 eV.....۸۳
شکل۵-۵- توزیع فضایی کل شار نوترونی درگروههای انرژی.....۸۴
شکل۵-۶- توزیع شعایی شار حرارتی در مرکز قلب راکتور در ارتفاع Z=34.536 cm.....۸۵
شکل ۵-۷- توزیع محوری شار نوترونی حرارتی در شعاع R=6.344 .....۸۵
شکل ۵-۸- توزیع محوری شار حرارتی در شعاع R=16.149 درسایت تابش دهی داخلی.....۸۶
شکل۵-۹- توزیع محوری شارحرارتی درشعاع R= 24.496 درسایت تابش دهی خارجی.....۸۶
شکل۵-۱۰- منحنی ارزش میله کنترل برحسب ارتفاع ورود میله به داخل قلب راکتور.....۹۲
شکل۵-۱۱- ارزش میله کنترل برحسب ارتفاع ورود میله به دا خل قلب راکتور و مقایسه نتایج.....۹۲
شکل ۵-۱۲- ارزش راکتیویته صفحات برلیوم برحسب ضخامت.....۹۴

**عنوان** **صفحه**

شکل ۵-۱۳- منحنی تغییرات راکتیویته برحسب ضخامت صفحات برلیوم.....۹۴
شکل۵-۱۴- توزیع شعایی شار حرارتی در مرکزقلب راکتوردر Z= 33.732cm.....۹۶
شکل۵-۱۵- توزیع محوری شار حرارتی.....۹۶
شکل۵-۱۶- توزیع شعایی شار حرارتی در مرکزقلب راکتوردر Z= 33.732cm.....۹۷
شکل۵-۱۷- توزیع محوری شار حرارتی.....۹۷
شکل۵-۱۸- توزیع محوری شار حرارتی به ازای دماهای مختلف آب.....۹۸
شکل۵-۱۹- توزیع محوری شار حرارتی به ازای دماهای مختلف سوخت.....۹۸
شکل۵-۲۰- ضریب تکثیر بینهایت برحسب زمان کارکرد راکتوربرای توانهای عملیاتی مختلف.....۱۰۱
شکل۵-۲۱- دانسیته اتمی اورنیوم ۲۳۵ برحسب زمان کارکردراکتور.....۱۰۳
شکل ۵-۲۲- دانسیته اتمی اورنیوم ۲۳۸ بر حسب زمان کارکردراکتور.....۱۰۴
شکل۵-۲۳- دانسیته اتمی زینان ۱۳۵ برحسب زمان کارکرد راکتور.....۱۰۵
شکل۵-۲۴- دانسیته اتمی پلوتونیوم۲۳۹ برحسب زمان کارکردراکتور.....۱۰۶

# فهرست اختصارات

| ABBREVIATON | MEANING |
|---|---|
| SAR | Safety Analysis Report |
| HEU | High Enriched Uranium |
| LEU | Low Enriched Uranium |
| MNSR | Miniature Neutron Source Reactor |

# فصل اول- مقدمه

## ۱-۱-کلیات

محاسبه دقیق شار نوترونی در قلب از اهمیت بالایی برخوردار است زیرا رابطه مستقیم با دیگر پارامترهای حالت بحرانی در قلب دارد. از طرفی با محاسبه توزیع شار تا حدود زیادی می توان روی کارایی و ایمنی راکتور تأثیر گذاشت. محاسبات نوترونیک برای راکتورهای هسته ای جهت بدست آوردن پارامترهای نوترونی، شار، چگالی توان، ضریب تکثیر موثربرای تعیین میزان بحرانیت قلب، میزان فرسایش[1] سوخت ونیز تولید مواد رادیواکتیو مانند پاره های شکافت داخل سوخت اولیه الزامی است. همچنین این محاسبات در تعیین فیدبک های موجود داخل سیستم و ضرایب راکتیویته مربوطه وتعیین ارزش میله کنترل وراکتیویته اضافی جهت کنترل راکتورهای هسته ای به کار برده می شود.

هدف از انجام این پروژه تحلیل نوترونیک راکتور مینیاتوری اصفهان در طول کارکرد راکتور می باشد. این تحلیل شامل محاسبه پارامترهای بحرانی قلب راکتور نظیر ضریب تکثیر موثر، راکتیویته اضافی موجود در قلب راکتور، حاشیه خاموشی آن، ارزش میله کنترل و صفحات برلیوم بالای قلب، ضرایب دمایی راکتیویته سوخت و کند کننده، محاسبه پارامترهای بحرانیت قلب با در نظر گرفتن فرسایش سوخت و میزان مصرف آن در طول دوره عملیاتی کار راکتور، بدست آوردن توزیع شار نوترونی در قلب و نیز متوسط شار نوترونی در گروههای معین انرژی در اجزاء مختلف راکتور می باشد.

همچنین در این تحقیق محاسبات فرسایش قلب راکتور مینیاتوری و تعیین مقدار مواد رادیواکتیو موجود در قلب با استفاده از کد محاسباتی WIMS-D4 صورت گرفته است که شامل ثابتهای گروهی مربوط به سوخت، ضریب تکثیر بی نهایت بر حسب دوره کارکرد راکتور در توان نامی و عملیاتی ۱۵، ۲۰ و ۳۰ کیلووات، مقدار اورانیوم سوزانده شده و پولوتونیوم تولید شده در قلب راکتور، غلظت و رادیواکتیویته مهمترین محصولات شکافت و رادیو نوکلئیدهای جمع شده در قلب و سپس کل اکتیویته قلب راکتور می باشد.

---

[1] Burn up

در انجام این پروژه گام اول مدلسازی راکتور با استناد به اطلاعات جمع آوری شده از SAR[1] راکتور مینیاتوری اصفهان است. مدلسازی راکتور توسط دو کد WIMS و CITATION انجام گرفته است. مدلسازی کلیه اجزای راکتور ( سوخت، میله کنترل، کانال هدایت کننده میله کنترل، برلیوم به عنوان بازتابنده و آب به عنوان کند کننده و خنک کننده، محفظه راکتور، سایتهای تابش دهی داخلی و خارجی) توسط کد WIMS و مدلسازی قلب راکتور توسط کد CITATION انجام شده است.

روند اجرای پروژه بدین گونه است که پس از مدلسازی اجزاء راکتور بوسیله کد WIMS، ثابتهای گروهی مانند سطح مقطع جذب، سطح مقطع شکافت، سطح مقطع پراکندگی و ضریب پخش برای کلیه اجزاء راکتور ( که در محاسبات به صورت همگن در آمده اند) از خروجی WIMS استخراج شده و در مرحله بعد، یعنی مدلسازی قلب راکتور، بصورت مرتب در ورودی CITATION قلب راکتور وارد می شوند. در این مرحله با اجرای کد CITATION شار در گروههای معین انرژی و در نقاط مختلف راکتور محاسبه شده و پارامترهای بحرانیت مثل ضریب تکثیر موثر و چگالی قدرت در حالتهای مختلف و مدلهای متفاوت از قلب راکتور محاسبه می شوند.

در ادامه اثرات دما و فرسایش سوخت در کد WIMS لحاظ شده و سپس نتایج جدید که ثابتهای گروهی در حالتهای تعریف شده می باشد به ورودی CITATION قلب راکتور داده شده تا نتایج با تاثیر پارامترهای فوق نیز بررسی شوند. نتایج بدست آمده در این پروژه همخوانی قابل قبولی با نتایج محاسبه شده توسط متخصصان چینی در SAR و نیز مقادیر اندازه گیری شده در سایت راکتور دارند. برخی از اختلافات به دلیل تفاوت در کدهای محاسباتی و تفاوت در روش و فرضهای حل مسئله می باشد.

[1]Safety Analysis Report

## ۱-۲- مروری بر تحقیقات انجام شده

در زمینه محاسبات نوترونیک قلب راکتورهای هسته‌ای با استفاده از کدهای استاندارد WIMS و CITATION تحقیقاتی انجام گرفته است که خلاصه ای از آنها در این قسمت آورده شده است:

در تحقیق انجام شده در سال ۲۰۰۷ دربخش مهندسی هسته ای دانشگاه شیراز، شبیه سازی ضریب راکتیویته راکتور هسته‌ای VVER- 1000 ایران با استفاده از کدهای WIMS و CITATION صورت گرفته است. هدف از این پروژه محاسبه ضرایب راکتیویته راکتور VVER-1000 در طول سیکل اول کاری راکتور می‌باشد. برای مدلسازی با استناد به اطلاعات جمع‌آوری شده از FSAR نیروگاه بوشهر از دو کد WIMS و CITATION استفاده شده است.

مدلسازی کلیه میله‌های داخل راکتور (میله کنترل، میله سوخت، میله جاذب سوختی، کانال هدایت کننده، مدل اطراف مجتمع سوخت و ...) توسط کدWIMS انجام گرفته است. برای مدلسازی مجتمع‌های سوخت و قلب راکتور از کد CITATION استفاده شده است. نتایج بدست آمده در این تحقیق بخصوص در MW ۳۰۰۰، همخوانی قابل قبولی با نتایج محاسبه شده توسط روسها دارند. دلایل وجود برخی از اختلافات، تفاوت در کدهای محاسباتی، تفاوت در روش حل مسئله و تفاوت در فرضهای حل مسأله می‌باشد.[5]

در تحقیقی دیگر در سال ۲۰۰۶ که توسط سیراج- آل- اسلام احمد در مرکز کاربردی علوم و مهندسی پاکستان انجام شده سیستم تحلیل قلب راکتور برای آنالیز فرسایش راکتورهای هسته ای با استفاده از مدلسازی و شبیه‌سازی کامل قلب توسط کوپل کردن کدهای WIMSD-4Sو CITATION توسعه یافته است. تغییرات در چندین پارامتر قلب مانند راکتیویته قلب، شار نوترونی، چگالی توان، فرسایش اورانیوم ۲۳۵ و تولید پلوتونیوم ۲۳۹ در طول سیکل آنالیز شده است. دیده می‌شود که همه این پارامترها با فرسایش قلب بطور خطی تغییر می‌کنند. علاوه بر این مقدار اکتینیدها و محصولات شکافت در سوخت مصرف شده نیز محاسبه شده است.[6]

مرکز کاربردی علوم و مهندسی پاکستان در سال ۲۰۰۰، مطالعاتی در زمینه محاسبات فیزیک راکتور و ارزیابی آزمایشات برای تبدیل و ترفیع یک راکتور تحقیقاتی نوع استخری نمونه انجام داد.

در این تحقیق تحلیل جزیی نوترونیک یک راکتور تحقیقاتی نوع استخری، راکتور تحقیقاتی ۱ پاکستان (PARR-1) برای تبدیل قلب از سوخت اورانیوم با غنای بالای ۹۳٪ به سوخت اورانیوم با غنای پایین ۲۰٪ و ترفیع توان از ۵ به ۱۰ مگاوات انجام شده است.کدهای کامپیوتری استاندارد WIMS و CITATION برای محاسبه راکتیویته اضافی قلب، کسر

توان، اثرات راکتیویته زینان و ساماریم، ارزش راکتیویته میله سوخت، ارزش میله‌های کنترل، حاشیه خاموشی، ضرایب راکتیویته فیدبک، شارنوترونی و فاکتورهای پیک توان بکار برده شده‌اند. یک سری از تست‌های توان بالا و پایین روی قلب جدید تبدیل شده برای تعیین کارایی آن انجام شده است. مقایسه بین داده‌های بدست آمده از محاسبات و مقادیر اندازه‌گیری شده نشان از انطابق خوب آنها دارد.[7]

در زمینه محاسبات نوترونیک راکتور تحقیقاتی MNSR که انواع مشابه آن درکشورهای مختلفی نظیر سوریه، نیجریه، پاکستان وچین وجوددارد، نیزتحقیقاتی صورت گرفته است.

درمرکز آموزش وتحقیقات انرژی دانشگاه احمد بلو نیجریه دربخش مهندسی راکتور از کد MCNP برای شبیه سازی پارامترهای فیزیکی قلب استفاده شده است.دراین تحقیق که درسال ۲۰۰۷ توسط جوناه وهمکاران انجام شده است، از یک مدل محاسباتی سه بعدی دقیق ازراکتور NIRR-1 استفاده شده و هندسه راکتور با جزییات تقریبا کامل شامل همه میله های سوخت،تنظیم کننده های راکتیویته، میله کنترل، سایتهای تابش دهی و بازتابنده های برلیومی مدلسازی شده است. پارامترهای فیزیکی قلب برای سوخت اورانیوم با غنای بالا نظیر راکتیویته اضافی قلب، ارزش میله کنترل، حاشیه خاموشی راکتور و توزیع شار نوترونی در سایتهای تابش دهی ونیز پارامترهای سینتیک راکتور با داده های اندازه گیری شده مقایسه شده است.[8]

نتایج نشان میدهد که مدل مونت کارلو استفاده شده، نمایش دقیقی از قلب راکتور NIRR-1 با HEU[1] به عنوان سوخت است و امکان استفاده از این مدل برای شبیه سازی و تبدیل قلب به سوخت با غنای پایین (LEU[2]) وجود دارد.

در سال ۲۰۰۰ دانشمندان سوری، خمیس و خطاب، تحقیقی بمنظور بهبود کارایی راکتور مینیاتوری تحقیقاتی سوریه و اصلاح طراحی نوترونیک آن انجام داده اند.[9]

اصلاح راکتیویته اضافی موجود قلب از طریق اضافه کردن mk ۲ راکتیویته پیشنهاد شده است. اثر ضریب دمایی راکتیویته اندازه‌گیری شده و محاسبه شده، ارزیابی شده است. تطابق خوبی بین این دو مورد بدست آمده است. حاشیه ایمنی برای مورد اصلاح شده تا حدودی بهبود یافته است. محاسبات نوترونیک برای دو مورد: قبل و بعد از اصلاحات فرض شده با استفاده از کد کامپیوتری نوترونیک سه بعدی CITATION به همراه کد سلولی WIMSD-4 انجام شده است.

[1] High Enriched Uranium
[2] Low Enriched Uranium

## ۱-۳- آشنایی با راکتور مینیاتوری اصفهان

راکتور چشمه نوترون مینیاتوری، در مارس ۱۹۸۴ بوسیله موسسه انرژی اتمی چین (CIAE) توسعه داده شده است. این راکتور ساده، ایمن، قابل اعتماد و دارای تأسیسات هسته ای ارزان قیمت بدون اثرات تابشی بالقوه روی محیط است. این راکتور قابلیت ساخته شدن در موسسات تحقیقاتی، بیمارستانها یا مراکز آموزشی در شهرها برای اهداف آنالیز به روش فعالسازی نوترونی، آماده سازی برخی رادیو ایزوتوپها با نیمه عمر کوتاه و آموزش کاربرد تکنیکهای هسته ای به دانشجویان را داراست. با در نظر گرفتن اینکه بیشتر افرادی که با راکتور سروکار دارند ممکن است پیش زمینه ای از تکنیک های هسته ای نداشته باشند و اینکه راکتور ممکن است در منطقه ای با چگالی جمعیتی بالا ساخته شده باشد، راکتور مینیاتوری بگونه ای طراحی شده است که اکثر ملاحظات ایمنی را شامل می شود. معیارهای طراحی ایمن راکتور شامل موارد زیر است:

الف) معیار خاموشی ایمن راکتور

ب) معیار برداشت حرارت باقیمانده از قلب

ج) معیار ایمنی تابش

راکتور مینیاتوری دارای ویژگی ایمنی ذاتی است. این ایمنی ذاتی بوسیله معیارهایی نظیر زیر کند کنندگی ( Undermoderated) قلب راکتور، نرخ جریان پایین، ضریب راکتیویته دمایی سوخت و کننده و راکتیویته اضافی محدود قلب و نیز ناکافی بودن جابجایی طبیعی سیال است.

### ۱-۳-۱- تاریخچه راکتور مینیاتوری MNSR

در سال ۱۹۸۰ راکتور مینیاتوری چشمه نوترونی که اختصارا MNSR[1] نامیده می شود براساس تکنولوژی موجود آن زمان صنایع چین و الگوگیری از راکتور فشرده کانادایی با نام Slow Poke طراحی گردید. هدف، توسعه یک راکتور تحقیقاتی با قدرت کم و ایمنی ذاتی بود که برای استفاده در دانشگاهها، بیمارستانها و موسسه های تحقیقاتی که مایل به آنالیز به روش فعالسازی نوترونی یا ساخت برخی از رادیوایزوتوپهای با نیمه عمر کوتاه باشند یا بخواهند به عنوان وسیله ای آموزشی از آن استفاده کنند، مناسب باشد.

[1] Miniature Neutron Source Reactor